



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](http://www.grs.de)

## RISKAUDIT

**RISKAUDIT IRSN / GRS  
International (GEIE)**  
40-44bis, boulevard Félix Faure  
**92320 Châtillon**  
France  
Tel.: +33 1 55 58 - 31 11/12  
Fax: +33 1 55 58 - 31 18

**RISKAUDIT GRS / IRSN**  
ul. Pekhotnaya 32/1  
**123182 Moscow**  
Russian Federation  
Tel.: +7 - 495 - 221 18 02  
Fax: +7 - 495 - 221 18 03

**RISKAUDIT / IRSN /GRS**  
Prospekt Nauki, 47  
**03022 Kiew**  
Ukraine  
Tel.: + 38 - 044 - 207 9781  
Fax: + 38 - 044 - 525 7152

# Jahresbericht 2006/2007

Annual Report  
2006/2007



## IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*  
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
Abt. Kommunikation  
Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:*  
Dr. Heinz-Peter Butz, Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich)

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

Übersetzung / *Translation:*  
Dipl.-Fachsprachenexpertin Klaudia Böhlefeld, Alt-Mölln  
Dipl.-Übersetzerin Lydia Bank, Mechernich

Druck / *Printed by:*  
Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

Bildnachweis / *Photo Credits:*  
GRS-Archiv, Dr. Heinz-Peter Butz (GRS), Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich),  
Horst May (GRS)

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](http://www.grs.de)  
heruntergeladen werden.

*This annual report can be downloaded chapter-by-chapter in PDF format from [www.grs.de](http://www.grs.de).*



Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH

**Jahresbericht  
2006/2007**

Annual Report  
2006/2007

# Inhalt

<b>1</b>	<b>Einführung</b>	<b>4</b>
<b>2</b>	<b>Organisation und wirtschaftliche Entwicklung</b>	<b>10</b>
<b>3</b>	<b>Reaktorsicherheitsforschung</b>	<b>16</b>
	3.1 Entwicklung und Einsatz des gekoppelten thermohydraulisch-neutronenkinetischen Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER für Sicherheitsanalysen	24
	3.2 CFD-Entwicklung und Anwendung in der Reaktorsicherheit	34
	3.3 Fortschrittliche Methoden zur Durchführung einer „dynamischen“ PSA	42
<b>4</b>	<b>Reaktorsicherheitsanalysen</b>	<b>50</b>
	4.1 Precursor-Analysen für deutsche Kernkraftwerke	58
	4.2 Softwarebasierte leittechnische Einrichtungen in Kernkraftwerken – Anforderungen zur Anlagensicherung	66
	4.3 Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA der Stufe 1 für eine SWR-Anlage der Baulinie 69 im Leistungsbetrieb	72
<b>5</b>	<b>Endlagersicherheitsforschung mit seinen internationalen Verknüpfungen</b>	<b>80</b>
	5.1 Arbeiten in internationalen Gremien zu sicherheitsanalytischen Themen	90
	5.2 Aufbau einer thermodynamischen Datenbank unter Berücksichtigung internationaler Vorgehensweisen	100
	5.3 Arbeiten in internationalen Untertagelabors	106
<b>6</b>	<b>Strahlen- und Umweltschutz und Ver- und Entsorgung</b>	<b>114</b>
	6.1 Berechnung und Einfluss von axial-variablen LWR-Brennelement-Abbränden auf die Ortsdosisleistung und die Restreaktivität in einem Zwischenlagerbehälter	124
	6.2 Berechnung der Fluenz und der Aktivierung von Reaktordruckbehälter und dem Bioschild nach einer Betriebszeit von 40 Jahren	130
	6.3 Berufliche Strahlenexposition des Personals durch Röntgenstrahlung in der Tiermedizin	138
	6.4 Auswirkungen eines potenziellen Flugzeugabsturzes auf Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle	146
	6.5 Dreidimensionale Analysen zum Gas-, Wärme- und Nuklidtransport in einem Endlager unter Berücksichtigung von gekoppelten thermo-hydro-mechanischen Prozessen	152
	6.6 Szenarienentwicklung für die Phase nach Verschluss eines Endlagers	160
<b>7</b>	<b>Projekte</b>	<b>164</b>
	7.1 Statusbericht Wissensmanagement 2006/2007	166
	7.2 Internationale Programme	172
<b>8</b>	<b>IT-Management</b>	<b>182</b>
<b>9</b>	<b>Stabsstelle Technik und Recht</b>	<b>184</b>
<b>10</b>	<b>Kommunikation</b>	<b>192</b>
<b>11</b>	<b>Projektträger/Behördenunterstützung</b>	<b>218</b>
<b>12</b>	<b>Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH</b>	<b>226</b>
<b>13</b>	<b>RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) – Multilaterale Aktivitäten zur Sicherheitsbewertung und Methodentransfer</b>	<b>236</b>
<b>14</b>	<b>Anhang: Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen</b>	<b>248</b>

# Contents

<b>1</b>	<b>Introduction</b>	<b>5</b>
<b>2</b>	<b>Organisation and Economic Development</b>	<b>11</b>
<b>3</b>	<b>Reactor Safety Research</b>	<b>17</b>
	3.1 Development and Application of the Coupled Thermal-Hydraulics and Neutron-Kinetics Code ATHLET/BIPR-WER for Safety Analysis	25
	3.2 CFD-Development and Application in Reactor Safety	35
	3.3 Advanced Methods to perform a “dynamic” PSA	43
<b>4</b>	<b>Reactor Safety Analyses</b>	<b>51</b>
	4.1 Precursor Analyses for German Nuclear Power Plants	59
	4.2 Software-based Instrumentation and Control in Nuclear Power Plants – Requirements of Physical Plant Protection	67
	4.3 Testing and Assessment of the Level 1 PSA Methods for a Type 69 BWR Plant during Power Operation	73
<b>5</b>	<b>Final Repository Safety Research with its International Interconnections</b>	<b>81</b>
	5.1 Work in International Committees on Safety Assessment Topics	91
	5.2 Design of a Thermohydraulic Database in Consideration of International Procedures	101
	5.3 Work in international Underground Laboratories	107
<b>6</b>	<b>Radiation and Environmental Protection and Supply and Disposal</b>	<b>115</b>
	6.1 Computation and Influence of axially variable LWR-Fuel Element Burn-ups on the Local Dose Rate and the Residual Reactivity in an Interim Storage Cask	125
	6.2 Calculation of Neutron Fluency and Activation of PWR Vessels and Biological Shield during Operation Lifetime of 40 Years	131
	6.3 Professional Radiation Exposure of Staff to X-Rays in Veterinary Medicine	139
	6.4 Effects of a potential Aircraft Crash onto Interim Storage Facilities for Low and Intermediate Level Waste	147
	6.5 Three Dimensional Analyses of Gas, Heat and Nuclide Transport in a Repository Considering Coupled Thermo-Hydro-Mechanical Processes	153
	6.6 Scenario Development for the Post-closure Phase of the Repository	161
<b>7</b>	<b>Projects</b>	<b>165</b>
	7.1 Status Report on Knowledge Management 2006/2007	167
	7.2 International Programmes	173
<b>8</b>	<b>IT Management</b>	<b>183</b>
<b>9</b>	<b>Technology and Law Staff Unit</b>	<b>185</b>
<b>10</b>	<b>Communication</b>	<b>193</b>
<b>11</b>	<b>Project Management Agency/Authority Support</b>	<b>219</b>
<b>12</b>	<b>Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH</b>	<b>227</b>
<b>13</b>	<b>RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) – Multilateral Activities for Safety Assessments and Transfer of Methods</b>	<b>237</b>
<b>14</b>	<b>Annex: Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations</b>	<b>249</b>

# 1

## Einführung

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

Die Forschung auf den Gebieten der Reaktorsicherheit und der Endlagerung ist eine der tragenden Säulen der GRS.

Neben dem Engagement der GRS im deutschen Kompetenzverbund Kerntechnik gewinnt auch die Kooperation innerhalb von internationalen Forschungsnetzwerken eine zunehmende Bedeutung. So bildet z. B. der gemeinsam mit dem französischen IRSN entwickelte und validierte Code ASTEC den wichtigsten Baustein im europäischen Netzwerk SARNET, in dem die Forschung zu schweren Störfällen in Europa koordiniert und gemeinsam vorangebracht wird. Durch die deutlichen Fortschritte, die im letzten Jahr erzielt wurden, findet ASTEC zunehmende Verbreitung in Europa.

Der Schwerpunkt der F&E-Arbeiten zur Reaktorsicherheit in der GRS liegt auf der Weiterentwicklung und Validierung der Rechenprogramme zur Simulation von Störfällen und Unfällen; sie gehören mit zu den erfolgreichsten Arbeitsgebieten der GRS. Ziel ist die Vervollständigung des Programmsystems und seine laufende Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Forschung sowie die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses aus internen und externen Anwendungen. Neben den Fortschritten bei Modellentwicklung und Validierung der einzelnen Rechenprogramme ist als verstärkter Trend besonders die Kopplung unterschiedlicher Programme und ihrer Anwendung unter einer einheitlichen Benutzeroberfläche auszumachen.

Seit einigen Jahren setzen sich ferner sogenannte „Best-Estimate“-Methoden durch, nachdem über viele Jahre konservative, d. h. pessimistische Annahmen getroffen werden mussten, um Modellunsicherheiten und Kenntnisunsicherheiten in den Sicherheitsanalysen abzudecken. „Best-Estimate“-Methoden gehen von einer möglichst realistischen Beschreibung der Störfallabläufe aus. Dabei ist es allerdings notwendig, dass die nach wie vor bestehenden Unsicherheiten quantifiziert werden. Die von der GRS vorgeschlagene Methode zur Quantifizierung dieser Unsicherheit ist inzwischen international stark verbreitet und wird in einigen Ländern bereits in Genehmigungsverfahren eingesetzt, z. B. in USA, Süd-Korea und Litauen.

Eine besondere Stärke der GRS liegt in der Zusammenführung von Erkenntnissen aus der Forschung mit denen aus der Betriebserfahrung. Einen Schwerpunkt bilden Analyse und Bewertung von Betriebserfahrungen mit übergreifender



Lothar Hahn  
Technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer  
*Technical and Scientific Director*

# Introduction



Hans J. Steinhauer  
Kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer  
*Commercial Legal Director*

GRS – Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH – is a technical and scientific expert organization. GRS provides interdisciplinary knowledge, advanced methods and qualified data to assess and improve the safety of technical installations and to further develop the protection of human individuals and the environment against dangers and risks of such installations. The main focus of our work is in the area of nuclear safety. Here GRS is Germany's central expert organization.

Research in the areas of reactor safety and ultimate waste disposal represents one cornerstone of GRS's work.

In addition to its commitment to the German Alliance for Competence in Nuclear Technology, GRS's cooperation within international research networks has also become increasingly important. Thus, the ASTEC code, for example, which was jointly developed and validated with the French IRSN, represents the most important key element in the European SARNET network where research on severe accidents in Europe is coordinated and jointly promoted. Because of the clear progress achieved last year, ASTEC is increasingly being spread across Europe.

The focus of the R&D work on reactor safety inside GRS is on the further development and validation of computation programmes for simulating incidents and accidents, they belong to GRS's most successful domains. The objective is the completion of the programme system and the continuous adaptation to new findings in research as well as the implementation of the experience feedback from internal and external applications. In addition to the progress achieved during model development and validation of the individual computation programmes, there is an intensified trend particularly towards coupling different programmes and their application under one uniform user interface.

In addition, so-called "best estimate" methods have become more and more widely accepted, after conservative, i.e. pessimistic assumptions had to be made for many years to cover for model uncertainties and uncertainties in knowledge in the safety analyses. "Best estimate" methods are based on the most realistic description of accident sequences possible. This does, however, require that the still existing uncertainties are quantified. The method for quantifying this uncertainty proposed by GRS has meanwhile become internationally wide-spread and has already been used in the licensing procedures of some countries, e.g. in the USA, South Korea and Lithuania.

One of GRS's particular strengths is the combination of research findings and operating experience. One focus is the analysis and assessment of operating experiences with an overall safety-relevant significance and the development of recommendations for improvements derived herefrom in the form of so-called



sicherheitstechnischer Bedeutung und die Entwicklung daraus abgeleiteter Empfehlungen für Verbesserungen in Form sogenannter Weiterleitungsnachrichten. Hierbei unterstützt die GRS das BMU. Zunehmende Bedeutung haben dabei Fragestellungen erlangt, die sich mit menschlichen und organisatorischen Sicherheitsaspekten sowie dem Zusammenwirken von Technik, Mensch und Organisation befassen. Die Empfehlungen der GRS zielen darauf ab, ein systematisches, prozessorientiertes Sicherheitsmanagementsystem in den Kernkraftwerken einzuführen. In diesem Sinne wurde auf der Basis der „Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme“ der GRS-Bericht „Managementsysteme in Kernkraftwerken“ erstellt, in dem die Anforderungen an ein integriertes Managementsystem niedergelegt sind.

Neue Entwicklungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit betreffen auch die Implementierung einer softwarebasierten Leittechnik im Sicherheitssystem von Kernkraftwerken. Das Erfordernis der notwendigen Sicherheitsanforderungen ist derzeit Gegenstand intensiver Beratungen in verschiedenen Gremien, in die die GRS eingebunden ist.

Auf dem Gebiet der Endlagersicherheitsforschung ist die GRS an vielfältigen internationalen Projekten beteiligt. Die GRS konzentriert sich dabei auf die Untersuchung von Phänomenen, die bei der Endlagerung in tiefen geologischen Formationen von sicherheitstechnischer Relevanz sind. Dabei werden auch unterschiedliche Wirtsgesteine in Betracht gezogen. Die Arbeiten befassen sich z. B. mit der Entwicklung von Methoden und Werkzeugen zur Durchführung von Sicherheitsanalysen, mit der Beschreibung von sicherheitsrelevanten Prozessen im Nahfeld eines Endlagers oder der numerischen Simulation von gekoppelten thermisch-hydraulisch mechanisch-chemischen Prozessen im Endlager.

Auf dem Gebiet des Strahlen- und Umweltschutzes sowie der Ver- und Entsorgung befasst sich die GRS mit dem Schutz von Mensch und Umwelt vor der Einwirkung von Strahlung. Dies betrifft z. B. den Transport von radioaktiven Stoffen, die Analyse und Bewertung der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen oder Fragen zur Sicherheit bei der Endlagerung von Kernbrennstoffen.

Neben der fachlich fundierten Beratung und Forschung für den Bund hat sich die GRS in den vergangenen Jahren zunehmend darauf konzentriert, sich als international agierende Gesellschaft zu etablieren. Die Aktivitäten im Hinblick auf EUROSAFE, die Bildung eines europäischen Netzwerks von „Technical Safety Organisations“ (ETSON, s.u.), die Arbeiten als Kompetenzträger Osteuropa sowie die Unterstützung

des Bundes bei der Umsetzung seiner internationalen Vereinbarungen dienen der Erreichung dieses Zieles.

Nach der Gründung von EUROSAFE als Kooperation zwischen GRS und IRSN im Jahr 1999 hat sich der „EUROSAFE-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“) zusammengesetzte Programmkomitee – Bel V (ehem. AVN, Belgien), CSN (Spanien), GRS, HSE (Großbritannien), IRSN (Frankreich), SKI (Schweden) und VTT (Finnland) – bestimmt die fachliche Ausrichtung des EUROSAFE-Forums. Das unter dem Generalthema „Securing Nuclear Safety in Future Years“ stehende EUROSAFE-Forum 2007 fand öffentlichkeitswirksam mit großer internationaler Beteiligung am 5. und 6. November 2007 in Berlin statt.

Im Mai 2006 wurde ferner die Keimzelle für ein **European TSO Network (ETSON)** gegründet, bestehend aus der GRS, IRSN (Frankreich) und Bel V (ehem. AVN, Belgien). Im April 2007 stellten die Gründungsorganisationen das Netzwerk auf der TSO-Konferenz in Aix-en-Provence der Fachöffentlichkeit vor. Im September 2007 wurde es bei der Auftaktveranstaltung der Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP) in Brüssel präsentiert. Die Erweiterung des Netzwerks um die finnische und die tschechische TSO steht kurz bevor. ETSON, dessen Vorsitz die GRS 2007 innehatte, unterstützt intensiv den Aufbau eines internationalen „Operating-Experience-Feedback“-Systems (OEF). Vom 25. - 29. August 2008 fand in der GRS Garching die erste internationale ETSON/EUROSAFE Summer School zum Thema „Nuclear Reactor Safety Assessment“ statt.

Ein weiterer Schwerpunkt der internationalen Aktivitäten der GRS in den Jahren 2006/2007 lag 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 eingebracht. Schließlich unterstützt die GRS die Bundesregierung bei der Erfüllung ihrer Verpflichtungen, die sich aus der „Convention on Nuclear Safety“ ergeben.

Im Jahre 2007 hat die GRS ihr 30-jähriges Bestehen gefeiert. Ein solch runder Geburtstag lädt nicht nur dazu ein, das in der Vergangenheit Erreichte Revue passieren zu lassen. Er gibt immer auch Anlass für einen besonders aufmerksamen Blick in die Zukunft:

Ein besonderes Augenmerk wird die GRS in den nächsten Jahren ohne Zweifel auf die Konsolidierung und den Ausbau ihrer personellen Kapazitäten legen, um die Aussagefähigkeit

forwarding messages. GRS here supports the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Radiation Protection. Issues dealing with human and organizational safety aspects as well as the interrelations between technology, human individual and organization have gained increasing importance here. GRS's recommendations aim at introducing a systematic, process-oriented safety management system in nuclear power plants. In this sense, the GRS report "Managementsysteme in Kernkraftwerken" (Management Systems in Nuclear Power Plants), which defines the requirements to be met by an integrated management system, was elaborated on the basis of "Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme" (Basic Principles of Safety Management Systems).

New developments in the area of reactor safety also refer to the implementation of software-based instrumentation and control in the safety system of nuclear power plants. The prerequisite of the necessary safety requirements is currently the object of intensive consultations in different committees GRS takes part in.

In the field of final repository safety research GRS has been participating in manifold international projects. GRS here concentrates on examining phenomena which are safety-relevant during the final disposal in deep geological formations. Different host rocks are also considered here. The studies, for example, deal with the development of methods and tools for performing safety analyses, with the description of safety-relevant processes in the near field of a final repository or the numeric simulation of coupled thermohydraulic mechanical-chemical processes in the final repository.

In the area of radiation and environmental protection as well as supply and disposal, GRS deals with the protection of the human individual and the environment against the impact of radiation. This, for example, relates to the transport of radioactive substances, the analysis and assessment of the decommissioning of nuclear facilities or safety issues during the final disposal of nuclear fuels.

In addition to a technically sound consultation and research for the Federal authorities, GRS has increasingly been concentrating on establishing itself as a company acting internationally in the last few years. The activities with respect to EUROSAFE, the

establishment of a European network of "Technical Safety Organisations" (ETSON, see below), the work as the competence center of Eastern Europe as well as the support of the Federal government during the implementation of its international agreements serve the purpose of achieving this goal.

After the foundation of EUROSAFE as a cooperation between GRS and IRSN in the year 1999, the "EUROSAFE approach" has meanwhile become a European initiative with the goal of harmonizing the safety-related procedures in Europe. The programme committee composed of seven European organizations ("Technical Safety Organizations") – Bel V (formerly AVN, Belgium), CSN (Spain), GRS, HSE (Great Britain), IRSN (France), SKI (Sweden) and VTT (Finland) – determines the technical direction of the EUROSAFE Forum. The EUROSAFE Forum 2007 held under the general heading "Securing Nuclear Safety in Future Years" took place as a high-profile event with great international participation in Berlin on 5 and 6 November 2007.

Furthermore, the hotbed for a **European TSO Network** (ETSON) was founded in May 2006, consisting of GRS, IRSN (France) and Bel V (formerly AVN, Belgium). In April 2007 the founding organisations introduced the network to the expert public at the TSO Conference in Aix-en-Provence. In September 2007 it was presented at the opening session of the Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP) in Brussels. The expansion of the network by the Finnish and the Czech TSO is imminent. ETSON which was chaired by GRS in 2007, supports the establishment of an international "Operating-Experience-Feedback" systems (OEF) intensively. From 25 to 29 August 2008 the first international ETSON/EUROSAFE Summer School on the topic of "Nuclear Reactor Safety Assessment" took place at GRS Garching.

A further focus of GRS's international activities in the years 2006/2007 was Eastern Europe. Being a centre of competence for Eastern Europe, GRS supports the supervisory authorities of central and Eastern European states. The competencies developed with the help of Federal funds are put forth here to increase nuclear safety in central and Eastern Europe. Finally, GRS supports the Federal government in the fulfilment of its obligations resulting from the "Convention on Nuclear Safety".

der GRS auch in Zukunft sicherzustellen. In den vergangenen Jahren haben zahlreiche Kolleginnen und Kollegen aus Altersgründen das Unternehmen verlassen. Die GRS steht daher vor der Aufgabe, insbesondere im technisch-wissenschaftlichen Bereich kontinuierlich für die Einstellung qualifizierter Nachwuchskräfte Sorge zu tragen und deren fachspezifische Aus- und Weiterbildung zu gewährleisten. Die unternehmenseigenen Ausbildungsmodule, in denen Wissen über das Unternehmen selbst und die physikalisch-technischen Grundlagen der Kerntechnik vermittelt werden, haben sich in dieser Hinsicht sehr bewährt. Die bislang ergriffenen Maßnahmen zeigen bereits Wirkung: die GRS ist im Begriff, sich in ihrer personellen Ausstattung zu stabilisieren beziehungsweise diese sogar auszubauen und dadurch ihre fachliche Kompetenz zu sichern.

Weiter wird die GRS auch in den kommenden Jahren die Chancen ergreifen, die sich auf dem Gebiet der internationalen Zusammenarbeit ergeben. Die kontinuierliche Erweiterung des Europäischen TSO-Netzwerks ETSON und die damit einhergehende noch intensivere Kooperation auf europäischer Ebene, aber auch die verstärkte Unterstützung ausländischer Behörden sind nur einige der Punkte, die sich die GRS auf ihre Agenda „Internationales“ gesetzt hat.

Infolge dieser und vieler weiterer Maßnahmen wird die GRS auch in Zukunft ein zuverlässiger und starker Partner in Fragen der nuklearen Sicherheit sein.

In 2007, GRS celebrated its 30<sup>th</sup> anniversary. Such a milestone birthday does not only ask for looking back on the things achieved so far, it is also always an occasion for a particularly attentive foresight:

In the next few years GRS will without doubt pay special attention to consolidating and extending its human resources to ensure GRS's explanatory force also in the future. In the last few years numerous colleagues have retired. GRS is therefore faced with the task of continuously employing qualified junior staff members, especially in the technical and scientific field, and with ensuring their technical training and continuing education. GRS's own training modules imparting knowledge about the company itself and the physical and technical bases of nuclear technology, have proven of value in this respect. The measures taken so far have already shown their effect: GRS is about to stabilize its human resources or to even expand them, resp. to thereby ensure its expert competence.

Furthermore, GRS also in the years to come will seize the opportunities in the field of international cooperation. The continuous enlargement of the European TSO network ETSON and the still more intensive cooperation on the European level connected thereto, but also the increased support of foreign authorities, represent only some of the items GRS has put on its international agenda.

As a result of these and many further measures GRS will continue to be a reliable and strong partner in nuclear safety issues also in the future.



Lothar Hahn



Hans J. Steinhauser

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, den 30. September 2008



Köln



Garching

## Die GRS in ...



Berlin

Moskau ●



Braunschweig

Kiew ●



Paris

● Paris

Braunschweig ●

Berlin ●

● Köln

Garching ●



Kiew



Moskau

# 2

## Organisation und wirtschaftliche Entwicklung



Veit Watermeyer

### 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 2006 belief sich auf 47 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.

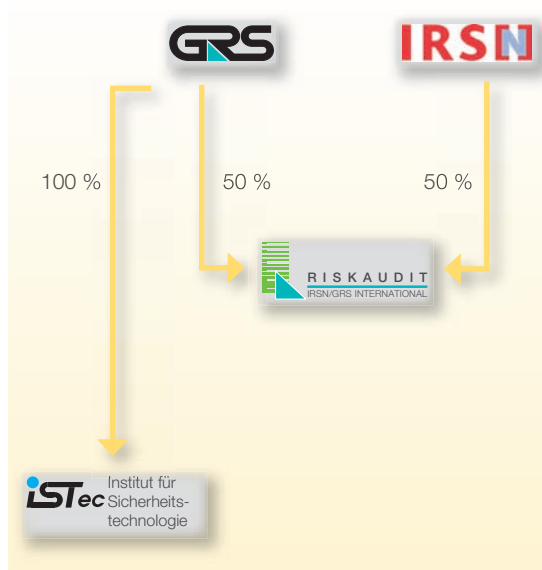
Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS in ihren Betriebsteilen in Köln, Garching, Braunschweig und Berlin sowie in ihren Büros in Moskau und Kiew leistungsfähige, in einem überregionalen Netzwerk verbundene Rechner und Kommunikationsmittel zur Verfügung.

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:  
Parlamentarischer Staatssekretär  
Michael Müller (Vorsitzender),  
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun  
(Stellvertretender Vorsitzender),
- die Geschäftsführer:  
Dipl.-Physiker Lothar Hahn,  
Hans J. Steinbauer.



### Tochtergesellschaften

#### Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. ISTec zählt zu den führenden Anbietern von Diagnose- und Sicherheitstechnik. ISTec bündelt jahrzehntelange Erfahrungen in Forschung, Entwicklung, Implementierung und Prüfung fortschrittlicher Sicherheitstechnologien. ISTec bietet Beratungs- und Prüfungsleistungen bei der Einführung neuer Technologien, umfassenden Service bei Betrieb und Nutzung sowie ganzheitliche eigene technische Lösungen, die sowohl Systeme zur Schadensdiagnose als auch DV-gestützte Überwachungssysteme umfassen.

# 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 2006, the total turnover amounted to 47 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:  
Parlamentarischer Staatssekretär  
Michael Müller (Chairman),  
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun  
(Vice-Chairman),
- the Managing Directors:  
Dipl.-Physiker Lothar Hahn,  
Hans J. Steinhauer.

Auftraggeber/Customer	Anteile (%)/Share (%)		
	2004	2005	2006
BMU	47	50	44
BMBF + BMWi	26	24	29
AA	8	9	8
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Organisations (TÜVe)</i>	8	7	7
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	10	8	10
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	1	2	2

◀ Die erzielten Umsätze und Zuschüsse des Geschäftsjahres 2006 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren  
*The turnover and grants received in fiscal year 2006 in percentiles in comparison to previous years*

### **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 co-ordinator of safety-oriented projects in Eastern Europe of the EU and the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) and representative in the Technical Safety Organisation Group (TSOG) established by the European Commission. For the co-operation of GRS and IRSN with Eastern Europe, RISKAUDIT runs common offices in Moscow and Kiev. ■



## Geschäfts- führung

Lothar Hahn

### Stabstellen

Wissenschaftliche Strategie  
*Scientific Strategy*  
Edmund Kersting

Kommunikation  
*Communication*  
Dr. Heinz-Peter Butz

Reaktorsicherheits-  
forschung  
*Reactor Safety Research*  
Victor Teschendorff

Reaktorsicherheits-  
analysen  
*Reactor Safety Analyses*  
Heinz Liemersdorf

Endlagersicherheits-  
forschung  
*Final Repository Safety  
Research*  
Tilmann Rothfuchs

Strahlen- und  
Umweltschutz  
*Radiation and  
Environmental Protection*  
Dr. Gunter Pretzsch

Barrierenwirksamkeit  
*Barrier Effectiveness*  
Dr. Martin Sonnenkalb

Anlagentechnik  
*Plant Engineering*  
Dr. Reinhard Stück

Sicherheitsanalysen  
*Safety Analyses*  
Dr. Jörg Mönig

Kernbrennstoff  
*Nuclear Fuel*  
Dr. Bernhard Gmal

Kühlkreislauf  
*Cooling Circuit*  
Dr. Horst Glaeser

Anlagenzuverlässigkeit  
*Plant Reliability*  
Claus Versteegen

Prozessanalysen  
*Process Analyses*  
Dr. Horst-Jürgen Herbert

Strahlenschutz  
*Radiation Protection*  
Harald Thielen

Kernverhalten  
*Core Behaviour*  
Dr. Andreas Pautz

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 \*)*  
N.N.

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

# General Management

Hans J. Steinhauer

## Staff Units

IT-Management  
IT Management  
Hans Reiner Seel

Projekte  
Projects

Ulrich Erven

Verwaltung  
Administration

Veit Watermeyer

Projekträger/  
Behördenunterstützung  
Project Management Agency/  
Authority Support  
Reinhard Zipper

Projektmanagement  
Project Management

Dr. Ulrich Holzhauser

Finanzen  
Finances

Veit Watermeyer

Forschungsbetreuung  
Research Management

Reinhard Zipper

Wissensmanagement  
Knowledge Management

Dr. David Beraha

Personal und Recht  
Personnel and Legal Matters

Marcus Fillbrandt

Projektadministration  
Project Administration

Hans-Ulrich Felder

Internationale Programme  
International Programmes

Dr. Hartmuth Teske

Verwaltungsdienste  
Administration

Köln/Braunschweig  
Volker Lugenheim

Querschnittsprojekte  
Interdisciplinary Projects

Dr. Manfred Mertins

Garching  
Johann Hanrieder

Berlin  
Sigrid Krämer

▲ Organisation der GRS (Stand: Juni 2008)  
GRS Organisation chart (as at: June 2008)

# 3

## Reaktorsicherheitsforschung



Victor Teschendorff

Forschung ist eine der tragenden Säulen der Reaktorsicherheit. Sie greift Fragestellungen auf, die aus neuen technischen Entwicklungen in den Anlagen, etwa aus dem Einsatz neuartiger Brennelemente oder der digitalen Leittechnik resultieren oder sich bei der Bewertung aufgetretener sicherheitsrelevanter Ereignisse ergeben. Oft sind es auch Erkenntnisse aus Experimenten oder Analysen, die weiteren Forschungsbedarf aufzeigen.

Die GRS ist einer der Initiatoren des Europäischen Netzwerks ETSON, in dem sich mehrere TSOs (Technical Safety Organisations) zusammengeschlossen haben. Nach ihrem gemeinsamen Selbstverständnis bekennen sich TSOs zur Notwendigkeit eigener Forschung und Entwicklung, die ihre Expertise und fachliche Unabhängigkeit sicherstellt. Die GRS spielt eine Hauptrolle im deutschen Kompetenzverbund Kerntechnik, in welchem die Reaktorsicherheitsforschung arbeitsteilig angelegt ist. Zunehmende Bedeutung erlangen internationale Forschungsnetzwerke, in denen die GRS eingebunden ist und an Ergebnissen ausländischer Forschung partizipiert.

Im Folgenden werden ausgewählte Themengebiete dargestellt, auf denen die GRS Forschung und Entwicklung zur Reaktorsicherheit betreibt.

### Reaktorphysik

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten der GRS auf diesem Kerngebiet der Reaktorsicherheit haben 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. Thematisch gliedert sich die Reaktorphysik in mehrere Teilbereiche: Bereitstellung der nuklearen Basisdaten, dreidimensionale Kernberechnungen, Störfallberechnungen mit Kopplung von Thermohydraulik und Neu-

tronenkinetik, Reaktivitäts- und Nuklidinventarberechnungen für Brennelemente sowie die Berücksichtigung von Unsicherheiten bei allen nuklearen Berechnungen.

Deutliche Fortschritte wurden bei der Weiterentwicklung des zeitabhängigen Neutronentransportcodes DORT/TORT erzielt. Durch Optimierung des numerischen Verfahrens wurde die Robustheit und Genauigkeit des Rechencodes verbessert. Ein potenzielles Einsatzgebiet ist die 3D-Analyse von Reaktorkernen mit erhöhtem räumlichem Detail bis hin zur expliziten Modellierung der einzelnen Brennstabzelle. Mit der Verwendung von vielen Energiegruppen anstelle des heute üblichen Zweigruppenansatzes und der räumlich hoch auflösenden Berechnung anstelle nodaler Grobgitterverfahren geht diese Rechenmethodik weit über die derzeit übliche Praxis in der Störfallanalytik hinaus. Ein künftiger Einsatz dieser Codes für Störfallberechnungen erfordert zusätzlich die Kopplung mit der Thermohydraulik. Eine Kopplung von TORT-TD mit ATHLET wurde bereits erfolgreich implementiert und anhand von Benchmark-Rechnungen überprüft.

### Brennstabverhalten

Um die in Deutschland in Betrieb befindlichen Reaktoren optimal zu nutzen, wurden von den Betreibern Leistungserhöhungen durchgeführt: Neue Brennelemente mit höherer Anreicherung und korrosionsfesten Hüllrohrwerkstoffen werden eingesetzt, längere Einsatzzeiten werden angestrebt. An die Ermittlung der Sicherheitsmargen und die damit verbundene Nachweisführung werden somit erhöhte Anforderungen gestellt. Zum Verhalten dieser neuen Brennelemente unter Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls oder eines Reaktivitätsstörfalls hat die Forschung zu neuen Erkenntnissen geführt. Dies betrifft zunächst den Hüllrohrwerkstoff, der aufgrund von Hydrierung Duktilitätsverluste erleiden kann, die in der Quench-Phase des Kühlmittelverluststörfalls zum Aufbrechen des Hüllrohrs führen können. Ein weiterer ungünstiger Effekt betrifft das Verhalten des Brennstoffs

# Reactor Safety Research

Research is a cornerstone of reactor safety. It takes up issues resulting from new technological developments in the plants, for example from the use of novel fuel elements or digital instrumentation and control or which occur during the assessment of safety-related incidents. Findings from experiments or analyses also often reveal further need for research.

GRS is one of the initiators of the European ETSO network which unites several TSOs (Technical Safety Organisations). According to their common self-conception the TSOs admit to the necessity of their own research and development which ensures their expertise and technical independence. GRS plays a major role in the German Network for Competence in Nuclear Technology where reactor safety research is distributed among members. GRS is an integral part of international research networks and thus shares in the results of foreign research.

Selected topics will be described below where GRS does reactor safety research and development.

## Reactor Physics

It is the objective of GRS's research and development in this core area of reactor safety to improve and validate computation methods for new fuel element design and new core loading strategies. An additional intention is to further develop the accuracy and the reliability of the computation methods for increased demands and to reassess the methods employed in practice. Thematically reactor physics is composed of several parts: Provision of basic nuclear data, three-dimensional core computations, transient calculations coupling thermohydraulics and neutron kinetics, reactivity and nuclide inventory calculations for fuel elements as well as considering uncertainties for all nuclear calculations.

Clear progress was made with the further development of the time dependent neutron transport code DORT/TORT.

The robustness and accuracy of the computation code were improved by optimizing the numeric procedure. A potential field of application is the 3D analysis of reactor cores with increased spatial detail up to the explicit modelling of the individual fuel rod cell. With the use of many energy groups instead of the two-group approach common today and the highly spatially resolving calculation instead of the nodal coarse grid procedure this calculation method exceeds the currently common practice of incident analytics by far. The future application of this code for transient and accident calculations additionally requires linking up with thermohydraulics. An interconnection of TORT-TD with ATHLET has already successfully been implemented and reassessed with the help of benchmark calculations.

## Fuel Rod Behaviour

To optimally use the reactors operated in Germany, the operators increased their performance: New fuel elements with a higher enrichment and noncorrosive cladding tube materials are used, longer operating times are aimed at. Higher demands are thus made with respect to the definition of safety margins and their verification connected thereto. Research led to new findings relating to the behaviour of these new fuel elements under loss-of-coolant accident conditions or a reactivity accident. This at first relates to the cladding tube material which may suffer ductility losses because of hydration which in the quench phase of the loss-of-coolant accident may lead to a break of the cladding tube. A further unfavourable effect concerns the behaviour of the fuel upon very high burn-ups during an incident. As experiments in the Halden reactor show, the fuel which has become grainy by a high burn-up can shift axially in an expanded cladding tube. This shift is then connected to a local increase in power which additionally burdens the cladding tube. Whether these effects impair core cooling is the object of further investigations carried out by GRS.

bei sehr hohen Abbränden während eines Störfalls. Wie Experimente im Halden-Reaktor zeigen, kann in einem gedehnten Hüllrohr der durch hohen Abbrand körnig gewordene Brennstoff axial verrutschen. Mit dieser Verschiebung geht dann eine lokale Leistungserhöhung einher, die das Hüllrohr zusätzlich belastet. Ob sich aus diesen Effekten eine Beeinträchtigung der Kernkühlung ergibt, ist Gegenstand weiterer Untersuchungen bei der GRS.

### ■ Thermohydraulik im Kühlkreislauf

Die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur Thermohydraulik ist einer der erfolgreichsten Arbeitsgebiete der GRS. Dies zeigt sich nicht nur am guten Abschneiden des Systemcodes ATHLET bei internationalen Vergleichsrechnungen, sondern schlägt sich auch in einer regen Nachfrage anderer Organisationen nach diesem Rechenprogramm nieder. Auch wenn für besondere Anwendungen, z. B. lokale Vermischungsvorgänge, hochauflösende Rechenverfahren (CFD-Codes) ergänzend eingesetzt werden müssen, so bleibt doch das System-Rechenprogramm ATHLET ein wichtiges Analysewerkzeug zur Berechnung der Stör- und Unfallabläufe im Reaktorkühlkreislauf und damit zur Bewertung der Reaktorsicherheit. Insbesondere die Erkenntnisse aus Versuchsnachrechnungen, aber auch aus den Rückmeldungen der externen Anwender sind immer wieder Anlass für weitere Programmverbesserungen. Von den in jüngster Zeit durchgeführten Verbesserungen sind die Modellerweiterungen zur Berücksichtigung von Isoliermaterial, zur Erweiterung des Anwendungsbereiches auf überkritischen Druck sowie das Bortransportmodell für den Separator von Siedewasserreaktoren erwähnenswert. Hinzu kommen unterstützende Maßnahmen für den Anwender, die sowohl die Eingabedaten als auch die Verbindung mit der Methodik zu Unsicherheitsanalyse betreffen.

Bei der Weiterentwicklung des Moduls FLUBOX zur mehrdimensionalen Zweiphasenströmung im Reaktordruckbehälter wurden weitere Fortschritte erzielt, die insbesondere die Modellierung der Zwischenphasenfläche betrafen, welche entscheidend für den Impulsaustausch zwischen den Phasen Wasser und Dampf ist und stark von der Strömungsform abhängt. Auf dem noch in Entwicklung befindlichen Gebiet der Turbulenzmodellierung der Zweiphasenströmung liegen vielversprechende Ansätze vor.

### ■ Methodenentwicklung für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA)

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) gelten heute als unverzichtbares Instrument bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken in Ergänzung zu deterministischen Bewertungen. Die PSA führt Kenntnisse über Anlagenauslegung und Betriebsweisen, Betriebserfahrung, Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung und allgemeinen wissenschaftlich-technischen Sachverstand zu einer Gesamtbewertung des Sicherheitszustandes zusammen. In Deutschland ist die PSA inzwischen obligatorischer Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung und damit ein Instrument der atomrechtlichen Aufsicht.

Wegen dieser hohen Bedeutung der PSA hat die GRS deutlich verstärkte Aktivitäten zur Methodenentwicklung auf fast allen, für die PSA einschlägigen Fachgebieten begonnen. Strategisch hat die GRS dazu ein Gesamtkonzept entwickelt, das vom Abbau bestehender methodischer Defizite über die Verbesserung von Werkzeugen zur effizienten Durchführung bis zur Erprobung der weiterentwickelten Methoden anhand einer „Referenz-PSA“ reicht. Auf mehreren Teilgebieten liegen bereits Ergebnisse der Entwicklungsarbeiten vor, so etwa zum Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheit der PSA. Zur Abschätzung des Risikobeitrages redundanzübergreifender Brandschäden wurde das Auswahlverfahren systematisiert und Quellen möglicher Unsicherheiten für einzelne Arbeitsschritte einer Brand-PSA wurden identifiziert. Nennenswert sind auch die Fortschritte auf den Arbeitsgebieten: wissensbasierte Personalhandlungen, Auswahlverfahren für die seismische PSA. Die Untersuchungen zum Risikobeitrag von Fremdspannungseinträgen haben durch das Forsmark-Ereignis zusätzliche Aktualität erlangt.

### ■ Aussagesicherheit von Rechenergebnissen

Nachdem über viele Jahre konservative, d. h. pessimistische Annahmen getroffen werden mussten, um Modellunsicherheiten und Kenntnisunsicherheiten in den Sicherheitsanalysen abzudecken, setzen sich

## I Thermohydraulics in the Cooling

### Circuit

The development and validation of computing programmes on thermohydraulics is one of GRS's most successful fields of activity. This is not only demonstrated by the good performance of the ATHLET system code in international comparisons but also by the brisk demand of other organizations in this computing programme. Even if high-resolution computing procedures (CDF codes) must additionally be employed for special applications, e.g. local mixing processes, the ATHLET system computing programme remains an important analysing tool for computing failure and accident sequences in the reactor coolant system and thus for assessing reactor safety. Especially the findings from test recomputations, but also from the feedback of external users consistently prompt further improvements to the programme. Of the recent improvements the model extensions to consider insulation material, to expand the scope of application to supercritical pressure as well as the boron transport model for the separator of boiling water reactors are worth mentioning. In addition, there are supporting measures for the user which relate to the input data as well as to the connection with the methodology for uncertainty analysis.

During the further development of the FLUBOX model for multidimensional two-phase flow in the reactor pressure vessel further progress was made, in particular relating to modelling the interfacial area which is decisive for the momentum exchange between the water and the steam phases and which is strongly dependent on the flow regime. There are promising beginnings in the field of turbulence modelling of the two-phase flow still being developed.

## I Developing Methods for Probabilistic Safety Analyses (PSA)

Today probabilistic safety analyses (PSA) are considered an indispensable instrument during the safety assessment of nuclear power plants supplementing deterministic assessments. PSA brings together findings on plant design and operating modes,

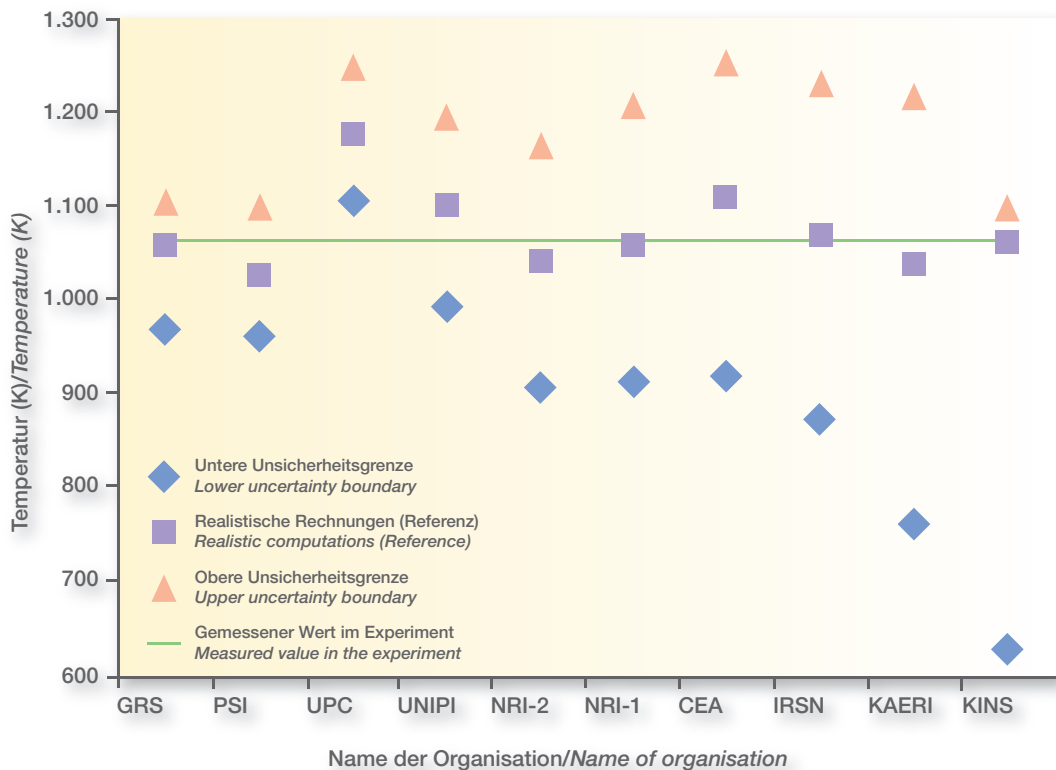
operational experience, findings from reactor safety research and the general state of the art in science and technology for an overall assessment of the safety status. Meanwhile PSA have become a compulsory part of the periodic safety reviews in Germany and thus a nuclear supervision instrument.

Because of this great importance of PSA GRS started clearly intensified activities in developing methods in almost all pertinent PSA areas. For this purpose GRS developed an overall strategic concept which reaches from the removal of existing methodological shortcomings via the improvement of tools for an efficient performance to testing the further developed methods with the help of a "reference PSA". In several partial areas there are already results of the development work, thus, for example, on the influence of uncertainties of failure mode simulation on the uncertainty of the PSA results. To estimate the risk of fire damages overlapping redundancies the selection procedure was systematized and sources of possible uncertainties for individual steps of a fire PSA were identified. The progress made in the fields of knowledge-based operator actions and selection procedures for the seismic PSA are also worth mentioning. The examination of the risk of external voltage input has become even more relevant by the Forsmark incident.

## I Reliability of the Computation

### Results

After conservative, i.e. pessimistic assumptions had to be made for several years to cover the model uncertainties and uncertainties of knowledge in the safety analyses, so-called "best-estimate" methods have become accepted in recent years which start out from an as realistic as possible description of the sequence of accidents. It is, however, necessary here to quantify the still existing uncertainties. In the meantime the method for quantifying this uncertainty suggested by GRS has become widely used internationally and has already been used in licensing procedures in some countries, e.g. in the USA, South Korea, Lithuania. GRS participated in an international comparison of uncertainty methods used as a part of the OECD/CSNI "Best Estimate Methods - Uncertainty and Sensitivity Evaluation (BEMUSE)" – programme. It is the objective



seit einigen Jahren sogenannte „Best-Estimate“-Methoden durch, die von einer möglichst realistischen Beschreibung der Störfallabläufe ausgehen. Dabei ist es allerdings notwendig, dass die nach wie vor bestehenden Unsicherheiten quantifiziert werden. Die von der GRS vorgeschlagene Methode zur Quantifizierung dieser Unsicherheit ist inzwischen international stark verbreitet und wird in einigen Ländern bereits in Genehmigungsverfahren eingesetzt, z. B. in USA, Südkorea, Litauen. Im Rahmen des OECD/CSNI „Best Estimate Methods - Uncertainty and Sensitivity Evaluation (BEMUSE)“ - Programms ist ein internationaler Vergleich der Anwendung von Unsicherheitsmethoden durchgeführt worden, an dem sich die GRS beteiligt hat. Ziel dieses Programms ist:

- Die Untersuchung der Praktikabilität, Einsetzbarkeit und Zuverlässigkeit der Methoden,
- Die Entwicklung des gemeinsamen Verständnisses der Methoden,
- Die Förderung und Unterstützung des Einsatzes dieser Methoden.

Neun von zehn Organisationen haben die GRS-Methode angewendet.

Aus den gewonnenen Erfahrungen ergibt sich für die GRS die Aufgabe, für weitere noch nicht behandelte wichtige Störfälle sowie für von der GRS entwickelte Rechenprogramme die Wertebereiche und Verteilungen der Eingangsparameter zu ermitteln. Diese Informationen werden den Anwendern zur Verfügung gestellt und können von diesen für eigene Analysen übernommen werden. Dies gilt insbesondere für die Angaben zu Parametern der Rechenprogrammmodelle. Die Methode zur Unsicherheitsanalyse ist keineswegs auf Rechnungen zum Kühlkreislauf beschränkt. Auch für Vorgänge im Sicherheitsbehälter wurde die Methode erfolgreich eingesetzt. Reaktorphysikalische Berechnungen und Kernschmelzprozesse sind weitere potenzielle Anwendungsgebiete.

## Stör- und Unfallabläufe im Sicherheitseinschluss

Der Sicherheitseinschluss stellt im Falle eines hypothetischen Kernschmelzunfalls die letzte Barriere gegen die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung dar. Seine Integrität und Dichtigkeit hat deshalb hohe

◀ Vergleich der Ergebnisse der BEMUSE-Teilnehmer für die Unsicherheitsbereiche der maximalen Hüllrohrtemperatur, geordnet nach zunehmender Bandbreite. Die Analysen wurden für eine Nachrechnung des amerikanischen Experiments LOFT-L2-5 durchgeführt, das einen großen Bruch im kaltseitigen Strang einer Hauptkühlmittelleitung simuliert. Der gemessene Wert für die maximale Hüllrohrtemperatur im Kern ist durch die grüne Linie gekennzeichnet. Die magenta-farbenen Quadrate sind die Rechenergebnisse für die realistischen Rechnungen. Für Genehmigungsrechnungen ist z. B. für den Nachweis des Einhaltens der maximalen Hüllrohrtemperatur 1473 K, ist die obere Grenze des Unsicherheitsbereichs von Bedeutung (orange Dreiecke). *Comparison of the results of the BEMUSE participants for the uncertainty areas of the maximum cladding tube temperature arranged according to their increasing bandwidth. The analyses were carried out for a recalculation of the American LOFT-L2-5 experiment which simulates a large break in the cold leg of a reactor coolant line. The measured value for the maximum cladding tube temperature in the core is marked by the light green line. The magenta squares are the computing results for the realistic computations. For licensing computations the upper limit of the uncertainty area is important, for example for demonstrating that the maximum cladding tube temperature 1473 K is observed (orange triangles).*

of this programme:

- to examine practicability, employability and reliability of the methods,
- to develop a common understanding of the methods,
- to promote and support the use of these methods.

Nine of ten organisations used the GRS method.

For GRS the task to determine the value band and distributions of the input parameters for further important failure modes which have not been dealt with yet as well as for computation programmes developed by GRS. This information is provided to operators and can be adopted by them for their own analyses. This in particular applies to the specifications relating to parameters of the computation programme models. The method for uncertainty analysis is by no means restricted to computations relating to the cooling circuit. The method has also been used successfully for procedures in the containment. Reactor physical calculations and core melting processes are further potential areas of application.

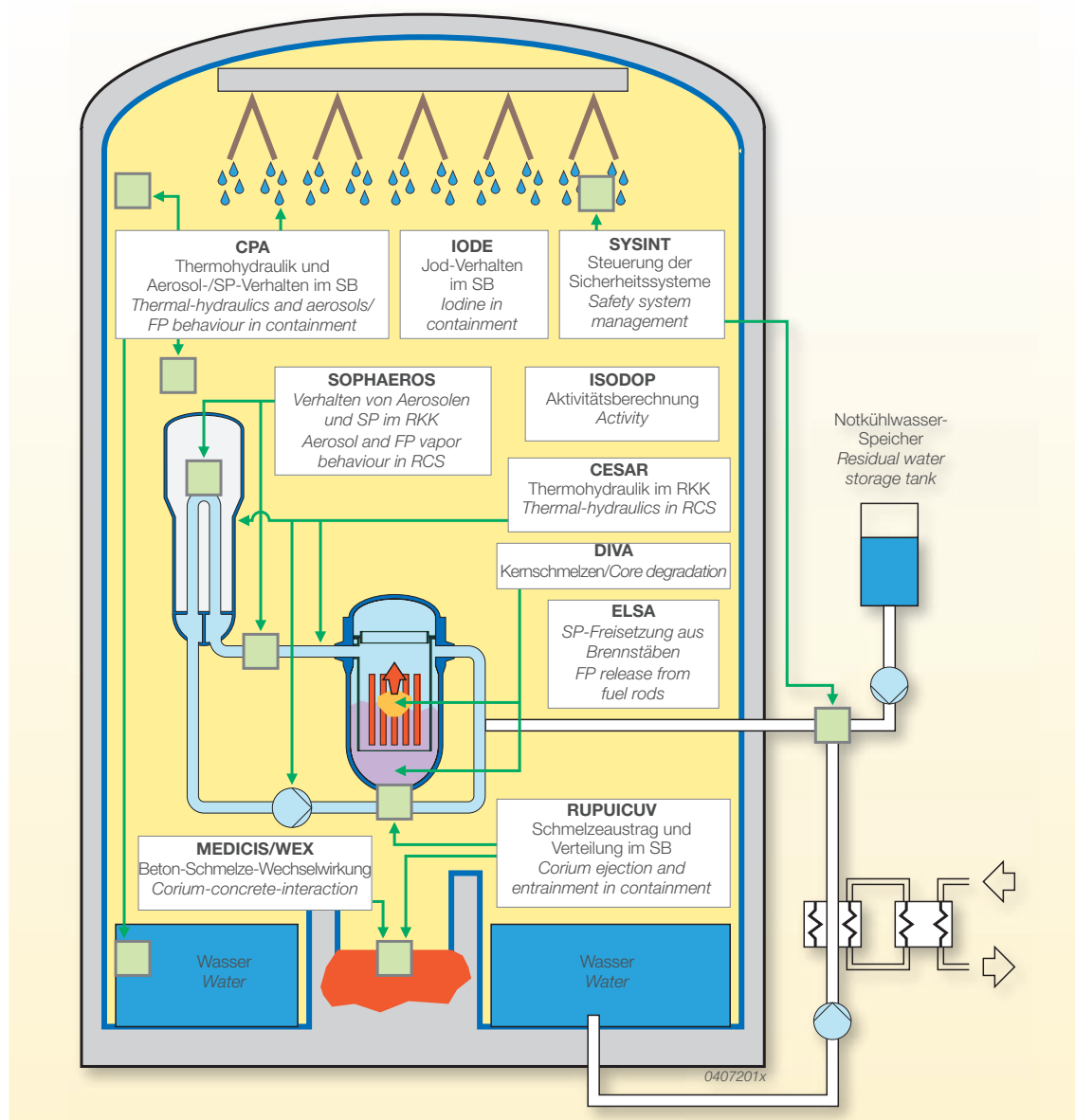
## I Sequence of Accidents in the Containment System

In the hypothetical case of a core melting accident, the containment system is the last barrier against the release of fission products into the environment. Its integrity and tightness is therefore very important for technical safety. To simulate the complex processes taking place during accidents in the containment GRS is developing and validating the COCOSYS computing programme. Here three large topic areas are covered: Thermohydraulics, source term (fission product, aerosol and iodine behaviour) and the behaviour of the core melt after leaving the reactor pressure vessel. The interactions between the individual processes, e.g. the influence of the humidity on the fission product and aerosol behaviour or the influence of aerosols on the effectiveness of hydrogen recombinors are particularly demanding in this modelling. Particular progress was made in the development of modelling the melt propagation and the concrete erosion by the melt. Special insights were gained into the behaviour of iodine which are connected to new experiments in the ThAI test facility.



sicherheitstechnische Bedeutung. Zur Simulation der komplexen Vorgänge, die sich bei Störfällen und hypothetischen Unfällen im Sicherheitsbehälter abspielen, wird in der GRS das Rechenprogramm COCOSYS entwickelt und validiert. Dabei werden drei große Themenbereiche abgedeckt: Thermohydraulik, Quellterm (Spaltprodukt-, Aerosol- und Jodverhalten) und das Verhalten der Kernschmelze nach Austritt aus dem Reaktordruckbehälter. Besonders anspruchsvoll bei dieser Modellierung sind die Wechselwirkungen zwischen einzelnen Prozessen, etwa Einfluss der Feuchte auf Spaltprodukt- und Aerosolverhalten oder der Einfluss von Aerosolen auf die Wirksamkeit von Wasserstoff-Rekombinatoren. Besondere Entwicklungsfortschritte wurden bei der Modellierung der Schmelze-Ausbreitung und der Betonerosion durch Schmelze erzielt. Besondere Erkenntnisse ergaben sich auch zum Jodverhalten, die im Zusammenhang mit neuen Experimenten in der Versuchsanlage ThAI stehen.

Während COCOSYS das Gesamtsystem Sicherheitseinschluss weitgehend mechanistisch beschreibt und alle relevanten Wechselwirkungen zwischen Prozessen berücksichtigt, wird mit ASTEC ein sogenannter Integralcode bereitgestellt, bei dem gewisse Vereinfachungen bei Modellen und Wechselwirkungen in Kauf genommen werden, um zu kürzeren Rechenzeiten zu kommen. ASTEC wird gemeinsam mit dem französischen IRSN entwickelt und validiert. Hauptzielrichtung ist die Bestimmung des Quellterms für probabilistische Sicherheitsuntersuchungen der Stufe 2. Weiterhin kann ASTEC für Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz eingesetzt werden. Die GRS trägt insbesondere zu Modellen in Sicherheitseinschluss und zur Benutzeroberfläche (ATLAS) bei. Auch im europäischen Netzwerk SARNET, in welchem die Forschung zu schweren Störfällen in Europa koordiniert und gemeinsam vorangebracht wird, bildet ASTEC den wichtigsten Baustein. Durch die deutlichen Fortschritte, insbesondere bei der Robustheit des Rechenablaufs, die im letzten Jahr erzielt wurden, findet ASTEC zunehmende Verbreitung in Europa. ■



◀ ASTEC – V1  
 Module: Schematische Darstellung des Sicherheitseinschlusses mit Kühlkreislauf und Reaktorsumpf  
 ASTEC – V1 Modules: Schematic illustration of the containment system with coolant system and reactor sump

While COCOSYS describes the total containment system in a largely mechanistic way and considers all relevant interactions between processes, ASTEC provides a so-called integral code putting up with certain simplifications of models and interactions to obtain short computation times. ASTEC is being developed and validated together with the French IRSN. The main purpose is the definition of the source term for probabilistic safety assessments of level 2. In addition, ASTEC can be employed for examinations

relating to plant-internal. GRS has a particular share in models in the containment system and on the operator interface (ATLAS). Also in the European SARNET network, which coordinates and jointly promotes research on severe accidents in Europe, ASTEC represents the most important component. Because of the clear progress especially with respect to the robustness of the computation process which has been achieved in the last few years ASTEC is becoming more and more popular in Europe. ■



Dr. Siegfried Langenbuch



Dr. Kiril Velkov

### 3.1 Entwicklung und Einsatz des gekoppelten thermo-hydraulisch-neutronenkinetischen Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER für Sicherheitsanalysen

Zu Beginn der 1990er-Jahre wurden in der GRS die Arbeiten zur Kopplung des thermohydraulischen Systemcodes ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX begonnen. Die zunehmende Rechnerleistung ermöglichte es, ein Gesamtanlagenmodell mit ATHLET zu nutzen und ein 3D Neutronenkinetikmodell zu integrieren. In dieser Zeit begann auch die Zusammenarbeit zwischen dem Kurtschatow-Institut und der GRS. Hierbei war die Kopplung von ATHLET und des 3D-Neutronenkinetikmodells BIPR-8KN für WWER ein Arbeitsschwerpunkt. Nach erfolgreicher Kopplung der beiden Rechenprogramme war das weitere Ziel, zur Validierung Betriebstransienten in WWER-440 und WWER-1000 nachzurechnen. Dabei entwickelten die russischen Experten durch den gezielten Einsatz von ATHLET-Thermohydraulikkomponenten einen besonderen Modellansatz, um die Durchmischungsvorgänge im Reaktordruckbehälter (RDB) zu beschreiben. Zusätzlich wurde das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER vom Kurtschatow-Institut für Sicherheitsanalysen internationaler WWER Projekte eingesetzt.

#### Das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER

Die GRS entwickelte den thermohydraulischen Systemcode ATHLET, um das gesamte Spektrum von Betriebstransienten und Leckstörfällen zu analysieren. Das Programm ist für westliche LWR-Anlagen und für russische WWER- und RBMK-Anlagen einsetzbar. Die besonderen Eigenschaften sind: die fortschrittliche Thermohydraulik, die modulare Programmarchitektur, insbesondere die Trennung von physikalischen Modellen und numerischen Lösungsmethoden, die Unterstützung bei der Eingabeerstellung und der Ergebnisauswertung und die Einsetzbarkeit auf den meisten Rechnerplattformen.

ATHLET besteht aus mehreren Programmmodulen für die Simulation der verschiedenen physikalischen Prozesse in LWR-Anlagen: Thermo-Fluiddynamik (TFD), Wärmeübertragung und Wärmeleitung (HECU), Neutronenkinetik (NEUKIN) und Regel- und Leittechnik (GCSM), zusammen mit der vollimpliziten numerischen Zeitintegration FEBE. Andere selbstständige Module wie z. B. ein 3D-Neutronenkinetikmodell oder ein Containmentmodell können über eine allgemeine Schnittstelle gekoppelt werden.

Das TFD-Modul basiert auf einem Fünf-Gleichungsmodell (Impulsgleichung mit Drift-Korrelation) oder auf einem Sechs-Gleichungs-Zwei-Phasen-Modell.

Zusätzlich kann die Simulation mehrerer nicht-kondensierbarer Gase, gelösten Stickstoffs oder des Bortransports berücksichtigt werden. Das Leitungssystem des Kühlkreislaufes wird durch die Verbindung elementarer Fluiddynamik-Elemente beschrieben, den Thermo-Fluid-Objekten (TFO), die auch die Austauschströmung zwischen parallelen Strömungskanälen beschreiben können.

Das Rechenprogramm BIPR-8KN zur Beschreibung der 3D-Neutronenkinetik wurde im Physik-Department des Kurtschatow-Instituts entwickelt. Es wird eine Zwei-Energiegruppen-Grobgitter-Approximation des Neutronenflusses in hexagonaler Geometrie genutzt. Der stationäre Teil des Codes erlaubt für WWER-Kerne die Berechnung des Abbrandes und der Kernbeladung einschließlich der Bestimmung des Multiplikationsfaktors und der Reaktivitätskoeffizienten für verschiedene Kernzustände. Die nuklearen Wirkungsquerschnittsbibliotheken enthalten Daten für die Abhängigkeit verschiedener Brennelementtypen, verschiedener Abbrandzustände und die Parameter Kühlmittel- und Brennstofftemperatur sowie Xenon- und Samarium-Vergiftung. Der transiente Teil von BIPR-8KN berechnet die zeitabhängige 3D-Leistungs- und Neutronenflussverteilung im Kern für Reaktivitätsstörungen verschiedener Art (Steuerstabbewegungen, Ausbreitung von kalten oder unborierten Kühlmittelpfropfen) unter Berücksichtigung von zwei prompten Energiegruppen und sechs verzögerten Gruppen von Neutronen einschließlich der Rückwirkungseffekte.

## 3.1 Development and Application of the Coupled Thermal-Hydraulics and Neutron-Kinetics Code ATHLET/BIPR-VVER for Safety Analysis

At beginning of the nineties, work was initiated by GRS to develop coupling strategies for its thermal-hydraulic system code ATHLET and its 3D neutron kinetics code QUABOX/CUBBOX. The continuous growth of computer capabilities made it affordable that the overall plant modeling by ATHLET could be combined with a fully integrated 3D kinetics model describing the reactor core behavior. At this time a co-operation between RRC KI and GRS was established in which the coupling between ATHLET and the 3D neutron kinetics code BIPR-8KN for VVER was one of the main topics. After the successful coupling of both codes, common activities were directed at the validation of the coupled code for VVER conditions by analyzing measured plant transients from VVER-440 and VVER-1000. Meanwhile, the Russian experts developed a particular approach to describe flow mixing phenomena in the reactor vessel by an extensive use of features of the ATHLET thermal-hydraulic objects. In addition, the coupled code ATHLET/BIPR-VVER was applied by RRC KI to analyze transients and accident conditions for the safety analysis of various international VVER projects.

### I Coupled Code System Athlet/BIBPR-VVER

The thermal-hydraulic system code ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulics of LEaks and Transients) was developed by GRS for the analysis of the whole spectrum of leaks and transients in PWRs and BWRs. The code is applicable to western LWR designs as well as to Russian VVER and RBMK reactors. The main code features are the advanced thermal-hydraulics, the modular code architecture, especially the separation between physical models and numerical methods, the pre- and post-processing tools, and the portability to the prevalent computer platforms.

ATHLET is composed of several basic modules for the simulation of the different phenomena involved in the operation of a light water reactor: thermo-fluid dynamics (TFD), heat transfer and heat conduction (HECU), neutron kinetics (NEUKIN), and control and balance-of-plant (GCSM), together with the fully implicit numerical time integration method FEBE. Other independent modules, e.g. a 3D neutron kinetics or a containment model, can be coupled by means of a general interface.

The TFD module is based on a five-equation model (mixture momentum equation with drift) as well as on a six-equation two-fluid model, additionally permitting

the simulation of several non-condensable gases, dissolved nitrogen, and of boron transport. The piping network of the reactor coolant system is modelled by connecting basic fluid dynamic elements, called thermo-fluid objects (TFO), allowing for cross flow between parallel channels.

The computer code for 3D neutron kinetics BIPR-8KN was developed in the Department of Physics in the NRI RRC KI. A two-group 3D hexagonal coarse mesh nodal approximation for neutron flux is applied in BIPR-8KN. The static branch of this code permits the simulation of VVER core burn-up and refuelling including the calculation of the multiplication factor and the reactivity coefficients for different core states. The nuclear data libraries of the program BIPR-8KN, prepared by special codes, include data on the dependence of the properties for different types of fuel assemblies, burn-up of fuel elements, parameters of the coolant and fuel temperature, and Xe and Sm poisoning. The kinetic branch of BIPR-8KN calculates the core power and 3D neutron flux distribution versus time caused by reactivity perturbations of different nature (control rods movement, propagation of cold or unborated water slug in the core etc.) taking into account two prompt neutron energy groups and six delayed neutron groups and feedback effects.

ATHLET and BIPR-8KN are coupled in such way that the complete thermohydraulics is modeled by ATHLET and the 3D neutronics model calculates the power

ATHLET und BIPR-8KN werden so gekoppelt, dass die gesamte Thermohydraulik mit ATHLET modelliert wird und das 3D-Neutronenkinetikmodell die Leistungserzeugung im Reaktorkern als Wärmequellen für das Brennstabmodell berechnet.

### Das Durchmischungsmodell in ATHLET/BIPR-WWER für den Reaktordruckbehälter

Das einfachste Thermo-Fluid-Objekt des ATHLET-Modells ist ein eindimensionales Leitungstück. Verbindungs- oder Verzweigungselemente können verwendet werden, um ein topologisches Netzwerk zur Beschreibung der gesamten Anlage aufzubauen. Raumbereiche mit räumlichen Strömungsverteilungen wie der Reaktordruckbehälter (RDB) oder der Dampferzeuger (DE) können in ATHLET durch parallele thermohydraulische Kanäle (PTHC) einschließlich Querverbindungen modelliert werden. Querströme zwischen den Kanälen sind eine Möglichkeit in einer pseudo-3D Modellierung die räumlichen Strömungsverteilungen zu beschreiben. Folgende Modelleigenschaften sind für die Entwicklung des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER von Bedeutung:

- Entwicklung eines geeigneten und optimalen Nodalierungsschemas für den RDB, (Downcomer, das untere und obere Plenum und die Kernzone) sowie für den Dampferzeuger.
- Entwicklung eines Modells, die PTHC in dem topologischen Netzwerk zu verbinden.
- Die Beschreibung der hydraulischen Widerstände in allen PTHC und Querverbindungen.
- Die Festlegung einer Zuordnung zwischen THC und den Brennelementen.
- Bestimmung von stabilen und realistischen Anfangsbedingungen für Massenströme und Kühlmitteltemperaturverteilungen im Primär- und Sekundärkreislauf und besonders im RDB.

Zu all diesen Punkten der Modellierung wurden zahlreiche Untersuchungen für WWER-440 und WWER-1000 durchgeführt.

### Initialisierung des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER

Es wurden verschiedene Prozeduren entwickelt, um einen stabilen Anfangszustand für das gekoppelte System mit einer realistischen Massenstromverteilung im RDB und in den Brennelementen des Kernes einzustellen. Eine dieser Prozeduren unterteilt die Berechnung des stationären Zustandes in zwei Teile: Im ersten Teil werden allein der RDB mit dem gewählten Nodalierungsschema zusammen mit der 3D-Neutronenkinetik BIPR-8KN beschrieben. Da die Massenstromverteilung nicht bekannt ist, werden die Massenströme und die Reaktorleistung anfangs auf Null gesetzt. Die Leistung wird während der stationären Rechnung linear bis zum Nominalwert erhöht. Im zweiten Teil werden der Primärkreis mit Hauptkühlmittelpumpen, Dampferzeugern und die Einrichtungen des Sekundärkreises in einem getrennten Netzwerk modelliert, das mit einem Ersatz-Reaktormodell gekoppelt ist. Für diese Komponenten sind die Nominalbedingungen für Massenstrom, Temperaturen und Wärmeströme vorgegeben. Ein einfaches Thermo-Fluid-Objekt beschreibt ersatzweise die Leistungserzeugung im Reaktorkern und den integralen Druckverlust im RDB. Während der Null-Transienten-Rechnung nach der Berechnung des stationären Zustandes werden die Kühlkreisläufe mit dem realen RDB-Modell verbunden und das Ersatzmodell ausgetauscht. Während der Null-Transiente erreicht das gekoppelte Modell stationäre Zustände für die integralen und lokalen thermohydraulischen und neutronenkinetischen Parameter. Hierfür wird einige Rechenzeit verbraucht, aber von diesem stationären Ausgangszustand können verschiedene Transientenberechnungen gestartet werden.

### Nodalierungsschema für den Reaktordruckbehälter

Ein Vorteil der gekoppelten Rechenprogramme ist, dass sie lokale Kerngrößen bestimmen können. Dieser Vorteil geht verloren, wenn die Kühlmittelvermischung nicht ausreichend genau beschrieben wird. Die detaillierte Nodalierung des RDBs ist deshalb besonders wichtig, um eine gute Genauigkeit für die Kühlmittelvermischung zu erreichen. Es wurden mehrere Ansätze zur Nodalierung von WWER-440 und WWER-1000 Anlagen entwickelt. Zu Beginn des Einsatzes des

generation in the reactor core as heat sources of the fuel rods.

### Fluid Mixing Modeling by ATHLET/BIPR-VVER

The basic thermal fluid object (TFO) of the ATHLET model is a one-dimensional pipe. Single junctions or branches can be applied to connect these fluid objects in a topological network, modeling the whole NPP. Flow volumes with spatial fluid flow conditions during a transient, like the reactor pressure vessel (RPV) or steam generator (SG), can be approximated in ATHLET by parallel thermal-hydraulic channels (PTHC) including cross flow connections. Cross flows between the channels are an option to describe in a pseudo-3D way the spatial thermal-hydraulic processes. The following modeling features are of primary importance for the development of the coupled code ATHLET/BIPR-VVER:

- Selection of a correct and optimal nodalization schema of the reactor pressure vessel (down-comer, upper and lower plenum, active core) and also of the steam generator.
- Development of a model to connect the PTHCs in the topological network.
- Description of the hydraulic losses in all PTHC and cross flows.
- Choice of a core mapping for assigning the thermal-hydraulic channels to the fuel assemblies.
- Determination of stable and realistic initial conditions of mass flows and coolant temperature distributions in the primary and secondary circuit and especially in the reactor pressure vessel.

Addressing these topics, extensive studies have been performed to model VVER-440 and VVER-1000 reactors.

### Initialization of the Coupled System Code ATHLET/BIPR-VVER

Several procedures have been developed to reach a stable steady state condition for the coupled system with realistic distributions of the mass flow in the RPV and the assembly power in the core. One of the efficient procedures divides the ATHLET steady state calculation into two parts: the

first one separately simulates the reactor pressure vessel with the selected detailed nodalization schema together with the detailed 3D neutron kinetics of BIPR-8KN. Since the actual steady state mass flow distributions, an obligatory input for ATHLET, are not known, both the mass flows and reactor power are initially set to zero and during the steady state phase the reactor power will be increased linearly to the nominal value. In the second part, the primary coolant circuit with the main coolant pumps, the steam generators and also the equipment of the secondary circuit are modeled in another network which is connected to a dummy reactor model. For these components the nominal conditions for mass flow, temperatures and heat flows are fixed, and a simple dummy thermo-fluid object simulates the heat generation in the reactor core and the integral pressure losses within the RPV. During the so-called zero-transient phase following the steady state calculation, the coolant loops are connected to the 'real' reactor vessel model and the dummy model is replaced. During the zero-transient the coupled model reaches a stable state for the integral and local thermal-hydraulics and neutron-kinetics parameters. This procedure requires some computing time, but once reached, any kind of transient can be started from this initial condition.

### Reactor Pressure Vessel Nodalization Schemas

One advantage of coupled codes is that they can predict the local core parameters. This advantage may be lost if the fluid flow mixing is not properly modelled. The detailed and appropriate nodalization of the reactor vessel is an important aspect to achieve good accuracy for fluid flow mixing conditions. Several sets of nodalization schemas for VVER-440 and VVER-1000 reactors have been developed. At the beginning of the coupled code application to safety analysis the following nodalization schema was considered to be sufficient to describe the flow mixing in the reactor vessel: for VVER-440 reactors – 8 PTHCs in the DC, 9 PTHCs in the lower and upper plenum and 9 PTHCs in the active core region; for VVER-1000 reactors – 6 PTHCs in the DC, 7 PTHCs in the lower plenum, the upper plenum and the active core. For all TH nodalization schemas the neutron kinetics is modelled in 3D with a coarse mesh equal to the assembly hexagonal structure in the X-Y plane and up to 25 nodes in axial direction. Many studies have been performed comparing local core and loop measurements. These have led to a continuous improvement and optimization of the RPV

gekoppelten Rechenprogramms für Störfallanalysen wurde folgende Nodalisierung für ausreichend angesehen: für WWER-440: 8 PTHCs im Downcomer, 9 PTHCs im unteren und oberen Plenum und 9 PTHCs in der Kernzone; für WWER-1000: 6 PTHCs im Downcomer, 7 PTHCs im unteren, oberen Plenum und in der Kernzone. Für alle thermohydraulischen Nodalisierungsschemata wird die Neutronenkinetik mit einer 1:1-Zuordnung zu den hexagonalen Brennelementen in der XY-Ebene und bis zu 25 Nodes in der axialen Richtung modelliert. Zahlreiche Vergleiche von lokalen Werten im Kern und Kühlkreislaufmessungen führten zu einer stetigen Verbesserung und Optimierung der RDB-Nodalisierung. Verschiedene Schemata wurden z. B. für WWER-1000 betrachtet, wobei für den Downcomer 6, 16, 22, 24, 34 oder 48 Kanäle und dem entsprechend 7, 112, 154, 168, 238 oder 336 Nodes im unteren und oberen Plenum und einer 1:1-Zuordnung im Kern mit 163 PTHCs angenommen wurden. Als Ergebnis dieser Untersuchungen wird für WWER-1000 folgendes Schema als optimale Nodalisierung des RDBs angesehen:

- 16 oder 24 Downcomer-Zonen modelliert mit PTHCs einschließlich Querströmungsverbindungen. Dabei wird der Downcomer in nicht gleichmäßige azimutale Zonen eingeteilt, wobei vier Zonen den vier Eintrittsstützen zugeordnet sind und zwei Zonen zwischen den nächst benachbarten Eintrittsstützen (#1 und #4, #2 und #3) liegen und zwei Zonen zwischen den weiter auseinander liegenden Eintrittsstützen (#3 und #4, #1 und #2) liegen. Die entsprechenden Winkel sind  $55^\circ$  oder  $125^\circ$ . Die Zahl von 16 oder 24 PTHCs im Downcomer entsteht, wenn diese 8 Zonen jeweils zweimal oder dreimal unterteilt werden.
  - In axialer Richtung hat jeder dieser Kanäle 23 Nodes, wobei die letzten 7 Nodes bereits die erste Ebene des unteren Plenums modellieren. Jeder Node im unteren Plenum ist mit einem zugeordneten Kernkanal verbunden. Seine Fläche entspricht dem Brennelementquerschnitt. Auf diese Weise kann die Kühlmittelströmung vom Downcomer zum Brennelementeintritt modelliert werden.
  - Die erste Ebene des unteren Plenums hat 112 oder 168 Nodes entsprechend dem Downcomer-Modell mit 16 oder 24 PTHCs. Diese Ebene beschreibt das untere Plenum vom RDB-Boden bis zur perforierten elliptischen Platte.
  - Die zweite Ebene des unteren Plenums modelliert das Volumen zwischen der perforierten Platte bis zur Tragplatte der Brennelemente. Die radiale Nodalisierung dieser zweiten Ebene entspricht der ersten Ebene.
  - Die Kühlmittelströmung im Kern wird durch eine 1:1-Abbildung der 163 Brennelemente zu PTHCs ohne Querströmung beschrieben. Eine Einbeziehung der Querströmung wäre möglich, dies würde aber die Rechenzeit stark erhöhen.
  - Die verschiedenen Nodalisierungen im unteren Plenum entsprechen verschiedenen Kopplungsbedingungen zu den Kernkanälen. Im Fall von 16 PTHCs im Downcomer wird jeder PTHC im unteren Plenum zu etwa 1,5 Kernkanälen verbunden und für 24 PTHCs im Downcomer zu etwa 1,0 PTHC im Kern.
  - Die Anzahl der PTHCs für das obere Plenum folgt der Nodalisierung im Downcomer mit 16 oder 24 PTHCs. Die erste Ebene des oberen Plenums modelliert das Volumen zwischen dem Kern und der oberen Brennelement Fixierplatte. Die zweite Ebene modelliert das Volumen zwischen dem unteren und mittleren Teil des Abschirm- und Stützblockes. Das Volumen zwischen dem perforierten Rahmen und der perforierten Umfassung und das Volumen zwischen der perforierten Wand und der Wand des Reaktorbehälters wird besonders berücksichtigt. Die genaue Modellierung auf dieser Ebene spielt eine wichtige Rolle bei der Beschreibung von Rückströmbedingungen.
  - Ein THC für das Volumen zwischen mittlerem und oberem Teil des Abschirmblockes.
  - Ein THC für das Volumen zwischen oberem Teil des Abschirmblockes und dem Druckbehälterdeckel.
- Weitere Studien sind geplant, um die Nodalisierung im unteren und oberen Plenum der hexagonalen Geometrie des Kerns anzupassen.

nodalization. Different schemas have been studied, for example for VVER-1000 reactors using an increasing number of 6, 16, 22, 24, 34 or 48 downcomer sections and correspondingly using 7, 112, 154, 168, 238 or 336 nodes in the lower and upper plenum and a 1:1 mapping of the core region with 163 PTHCs. As result of these studies, for a VVER-1000 the following schema is considered an optimal nodalization of the RPV:

- 16 or 24 downcomer sections modelled with PTHCs with cross flow connections. The downcomer is modelled by non-equal azimuthal hydraulic zones consisting of 4 zones around each of the 4 inlet nozzles, 2 zones between the adjoining nozzles (#1 and #4, #2 and #3), and 2 zones between the nozzles located further apart (#3 and #4, #1 and #2). The respective angles are 55 or 125 degrees. The number of PTHCs in the DC is 16 or 24 generated by dividing these 8 main zones into two or three equal parts.
- In axial direction each of the channels has 23 nodes, the last 7 of which model the first level of the lower reactor plenum. Each node of the lower plenum is connected to the corresponding core channel and has equal radial width which corresponds approximately to the fuel assembly width. This way the mass flow coming from the downcomer and its streaming to the fuel assembly channel located upwards can be modeled.
- The first level of the reactor lower plenum has 112 or 168 nodes, corresponding to the DC models with 16 or 24 PTHCs. The first level of the lower plenum models the volume of the reactor bottom part up to the perforated elliptical bottom plate.
- The second level of the lower plenum models the volume between the perforated elliptical bottom plate and the fuel assembly support plate. The radial nodalization of this second level follows the first level nodalization schema.
- The thermo-hydraulics in the active core is modelled by a 1:1 mapping schema of 163 PTHCs corresponding to the number of fuel assemblies without cross flows. It is possible to include cross flow but that would considerably increase the computing time.
- The different nodalization schemas of the lower plenum correspond to different interface connection schemas to the core PTHCs. In case of 16 PTHCs in the DC, each lower plenum PTHC is connected to about 1.5 PTHCs in the core and for 24 PTHCs in the DC to about 1.0 PTHCs in the core.
- The number of PTHCs for the upper plenum follows the nodalization for the downcomer with 16 or 24 PTHCs. The first level of the upper reactor plenum models the volume between the active core and the upper assembly fixing plate, and the second level models the volume between the lower and middle part of the shielding tubes block. Special attention is paid to model correctly, from one side, the volume between the shielding tubes block perforated frame and the perforated barrel walls, and from the other side, the volume between the perforated barrel walls and the cylindrical reactor vessel walls. The detailed nodalization on this level plays an important role for modeling correctly reverse flow conditions.
- 1 THC for the volume between the middle and upper part of the shielding tubes block.
- 1 THC for the volume between the upper part of the shielding tubes block and reactor head.

Further studies are planned to implement a further improved nodalization schema of the lower and upper plenum which will be adjusted geometrically to the core hexagonal structure.

## Application of the Coupled Code

### ATHLET/BIPR-WVER

#### Code validation by benchmarks and plant measurements

The coupled system ATHLET/BIPR-WVER has a wide range of applications. The validation by plant transient data and all available international benchmarks for coupled codes which can be used for validation of the



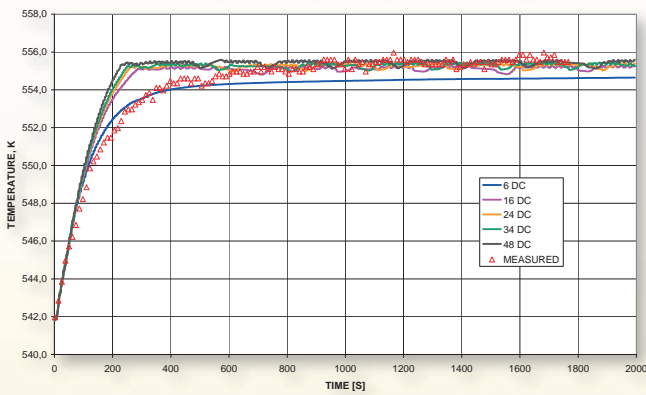
## Einsatz des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER

### Validierung durch Benchmarks und Anlagenmessungen

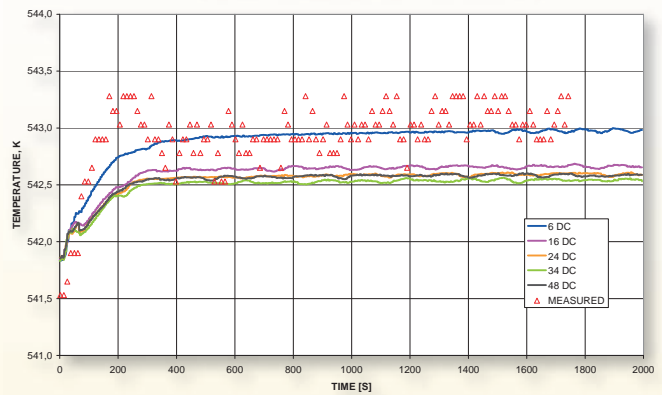
Das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER hat einen großen Anwendungsbereich. Deshalb hat die Validierung durch zeitabhängige Anlagenmessungen und durch verfügbare internationale

Benchmarks für gekoppelte Rechenprogramme große Bedeutung. Ergebnisse von ATHLET/BIPR-WWER mit Vergleichen zu gemessenen Daten von Anlagentransienten und Vergleiche von Rechenergebnissen mit anderen Rechenprogrammen liegen in zahlreichen Veröffentlichungen vor. Ein Beispiel sind die Ergebnisse zu „Exercise 1, Phase 2, des CEA-NEA/OECD WER-1000 Coolant Transient Benchmark“ (V1000CT-2). Hierbei wurde eine Transiente mit gleichzeitiger Isolation eines Dampferzeugers von der Dampfleitung und der Speisewasserversorgung bei niedriger Leistung aus der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kosloduj-6

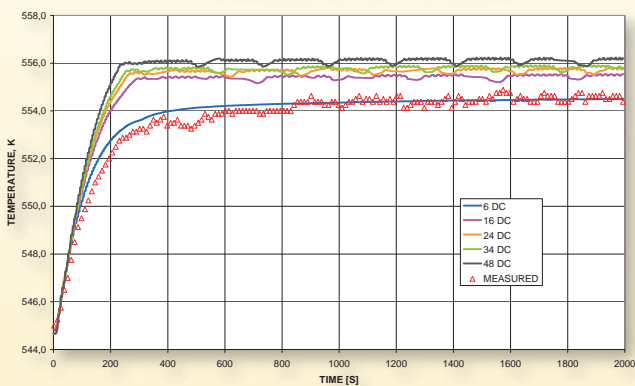
COMPARISON OF COLD LEG 1 TEMPERATURE HISTORIES



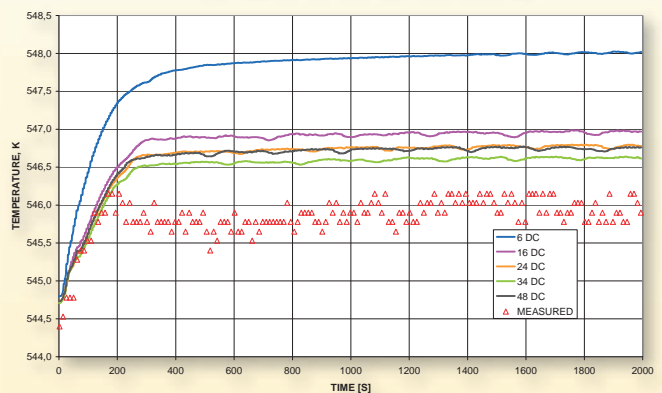
COMPARISON OF COLD LEG 2 TEMPERATURE HISTORIES



COMPARISON OF HOT LEG 1 TEMPERATURE HISTORIES



COMPARISON OF HOT LEG 2 TEMPERATURE HISTORIES



▲ Vergleich der berechneten Temperaturen im kalten und heißen Kreislauf #1 mit den gemessenen Werten für fünf verschiedene Nodalisationsschemas  
 Comparison of the calculated cold and hot leg 1 temperatures with the measured data for five different nodalization schemas

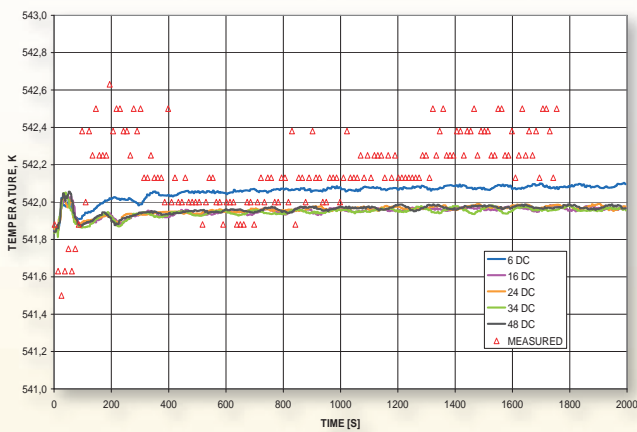
▲ Vergleich der berechneten Temperaturen im kalten und heißen Kreislauf #2 mit den gemessenen Werten für fünf verschiedene Nodalisationsschemas  
 Comparison of the calculated cold and hot leg 2 temperatures with the measured data for five different nodalization schemas

code system is therefore particularly significant. Results obtained from ATHLET/BIPR-VVER and comparisons with measured data or code-to-code comparisons are available in numerous publications. As an example, results are presented for Exercise 1 of Phase 2 of the CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT-2) - vessel mixing problems. The transient is initiated by a simultaneous isolation of one steam generator from the steam line and the feed water supply at low power level. It causes a temperature rise in the affected loop and leads to a non-uniform temperature distribution at core inlet. The results of the simulation

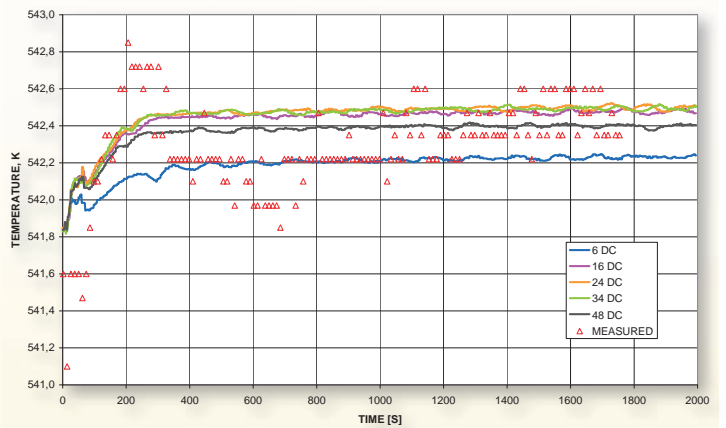
are compared with experimental local and integral data from NPP Kozloduy Unit 6 collected during the plant-commissioning phase.

Five different nodalization schemas of the reactor pressure vessel were analysed. It can be seen that the deviations from the measurements are very small. The loop temperatures are predicted with a measuring accuracy of 2 K, and the maximum deviation of the assemblies' outlet coolant temperatures is only 4.7 K (for the schema with 16 PTHCs in the DC). The accuracy of the predicted local coolant temperatures

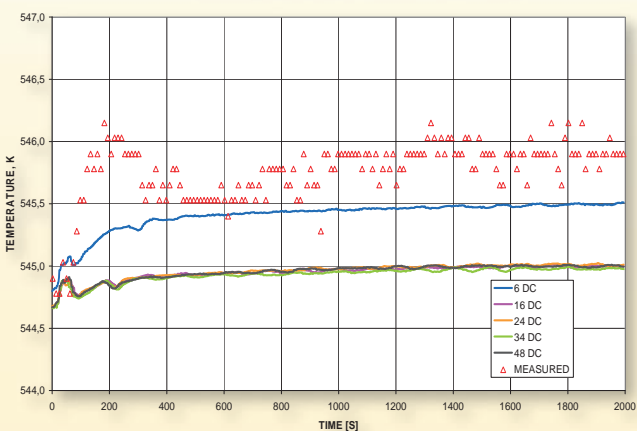
COMPARISON OF COLD LEG 3 TEMPERATURE HISTORIES



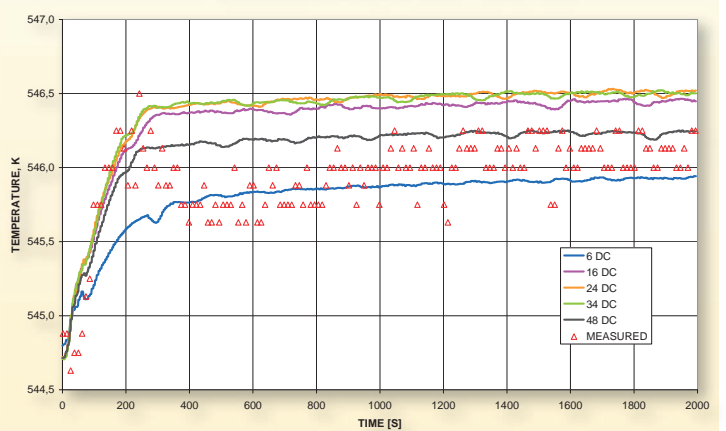
COMPARISON OF COLD LEG 4 TEMPERATURE HISTORIES



COMPARISON OF HOT LEG 3 TEMPERATURE HISTORIES



COMPARISON OF HOT LEG 4 TEMPERATURE HISTORIES



▲ Vergleich der berechneten Temperaturen im kalten und heißen Kreislauf #3 mit den gemessenen Werten für fünf verschiedene Nodalisationsschemas

*Comparison of the calculated cold and hot leg 3 temperatures with the measured data for five different nodalization schemas*

▲ Vergleich der berechneten Temperaturen im kalten und heißen Kreislauf #4 mit den gemessenen Werten für fünf verschiedene Nodalisationsschemas

*Comparison of the calculated cold and hot leg 4 temperatures with the measured data for five different nodalization schemas*

nachgerechnet. Dies verursacht einen Kühlmitteltemperaturanstieg in dem betroffenen Kreislauf und führt zu einer ungleichmäßigen Temperaturverteilung am Kerneintritt. Die Ergebnisse der Berechnung werden mit gemessenen lokalen und integralen Daten des Kernkraftwerks Kosloduj-6 verglichen.

Es wurden fünf verschiedene Nodalisierungsschemata des RDBs betrachtet. Der Vergleich zeigt geringe Abweichungen von den Messungen. Die Temperaturen in den Kühlkreisläufen werden mit einer Genauigkeit von 2 K gegenüber den Messungen berechnet. Die maximale Abweichung der Kühlmitteltemperaturen an den Brennelementaustritten beträgt nur 4,7 K für das Schema mit 16 PTHCs im Downcomer. Die erreichte Genauigkeit für die lokalen Temperaturen liegt somit in der Bandbreite, die mit CFD-Programmen erreicht werden kann.

### Einsatz für Sicherheitsanalysen

Parallel zu den Validierungsaktivitäten wurde das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER bereits für nukleare Auslegungsrechnungen und für Beiträge zum Sicherheitsbericht einer Reihe von WWER-Projekten eingesetzt. Das Kurtschatow-Institut setzt ATHLET/BIPR-WWER für die Sicherheitsbewertung von fortschrittlichen Brennelementauslegungen und neuen Kernbeladestrategien für WWER-440 und WWER-1000 ein, insbesondere werden Reaktivitätsstörfälle berechnet. Die Ergebnisse gehen in die entsprechenden Kapitel der Sicherheitsberichte ein. Grundsätzlich wird das Rechenprogramm für die Analyse von Leistungstransienten mit gleichzeitigen unsymmetrischen Störungen der Leistungsdichteverteilung eingesetzt.

Solche Transienten- oder Störfallbedingungen sind:

- Das unkontrollierte Ziehen einer Steuerstabregelgruppe oder eines einzelnen Steuerstabes
- Der Steuerstab-Auswurfstörfall,
- Die Verbindung oder Trennung eines Kühlkreislaufes im WWER-440 unter Missachtung der Betriebsvorschriften.
- Der Bruch einer Haupt-Frischdampfleitung.

ATHLET/BIPR-WWER wurde für WWER-440-Reaktoren in der Tschechischen und Slowakischen Repu-

blik und für das Kernkraftwerk Kola in Russland beim Übergang zu 5 bis 6 Betriebszyklen mit fortschrittlichen Beladestrategien und modernen Brennelementen eingesetzt. Derzeit wird ATHLET/BIPR-WWER für die Sicherheitsbewertung von WWER-440-Brennelementen ohne Kastenumfassung eingesetzt.

Des Weiteren wurde ATHLET/BIPR-WWER für WWER-1000-Reaktoren eingesetzt, z. B. bei der Einführung neuer Brennelemente im Kernkraftwerk Kalinin (Russland) oder in Kernkraftwerken in der Ukraine oder in Bulgarien. Auch für die verlängerten Brennelemente des Kernkraftwerks Balakowo wurden Berechnungen durchgeführt. Zusätzlich lieferte ATHLET/BIPR-WWER Beiträge zum Sicherheitsbericht des indischen Kernkraftwerks Kudankulam und zum neuen WWER-1500 Projekt. Darüber hinaus ist geplant, mit ATHLET/BIPR-WWER Berechnungen für den Einsatz russischer Brennelemente im Kernkraftwerk Temelin (Tschechische Republik) durchzuführen. In allen genannten Fällen wurden die Ergebnisse des gekoppelten Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER in vorläufige oder endgültige Sicherheitsberichte aufgenommen und von den zuständigen Genehmigungsbehörden geprüft.

## Zusammenfassung

Die GRS und das Kurtschatow-Institut entwickelten das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER, um realistische Berechnungen von neutronenkinetischen und thermohydraulischen Prozessen in WWER-Reaktoren durchzuführen. ATHLET/BIPR-WWER wurde durch die Teilnahme an internationalen Benchmarks und durch Vergleich mit Messungen aus Kernkraftwerken validiert. ATHLET/BIPR-WWER wird intensiv genutzt, um Berechnungen für die Sicherheitsbewertung von WWER-440 und WWER-1000 wie auch für neue Anlagenkonzepte durchzuführen. Das Rechenprogramm zeigt seine Vorteile bei der Berechnung des gesamten Anlagenverhaltens, aber auch bei der Berechnung von lokalen Kerngrößen und ist damit ein sehr nützliches Werkzeug für die Sicherheitsanalysen. ■

for this transient achieved is thus within the band of accuracy reached by CFD codes.

### Application to safety analyses

Parallel to the validation activities, the coupled system code ATHLET/BIPR-VVER was applied to nuclear design calculations and safety justifications of a series of VVER projects. RRC KI uses ATHLET/BIPR-VVER for safety analyses of advanced fuel designs and new fuel cycle strategies of VVER-440 and VVER-1000 reactors. Calculations are carried out for reactivity initiated accidents, and the results of these calculations are included in the appropriate sections of safety reports. The code system is generally applied to the analysis of transients causing changes of reactor power with simultaneous asymmetrical changes of power distribution.

Such typical transient or accident conditions are:

- Uncontrolled withdrawal of a control rod bank or single control rods.
- Control rod ejection accident.
- Connection / switching-off of circulating loops of VVER-440 violating operating rules.
- Break of a main steam line.

The coupled code ATHLET/BIPR-VVER was applied in VVER-440 reactors in the Czech Republic or Slovakia and the Kola NPP in Russia during the transition to 5-6 years fuel cycles with advanced refueling schemas and fuel assemblies of the second generation. Now the code system is applied to the safety analysis in the project of non shrouded fuel assemblies of the third generation of VVER-440.

Furthermore, ATHLET/BIPR-VVER was applied to VVER-1000 when introducing alternative fuel assemblies at Kalinin NPP (Russia), and also at NPPs of Ukraine and Bulgaria. With the help of the code system the introduction of fuel assemblies with increased height of the fuel column at Balakovo NPP was approved. Additional applications were the safety analysis of the Kudankulam NPP in India and other new projects, including the new VVER-1500 project. Furthermore, it is planned to perform verifying calculations for introducing Russian fuel elements to the Temelin NPP in the Czech Republic.

In all cases mentioned, the results of the safety analyses with the coupled code ATHLET/BIPR-VVER were included in the PSAR and FSAR sections of the NPP units and obtained approval by the responsible regulating authorities.

## Summary

The coupled code system ATHLET/BIPR-VVER was developed to perform a realistic simulation of three-dimensional neutron kinetics and thermal-hydraulic processes in VVER reactors. It was validated by participating in international benchmark activities and by comparison with measurements from operating plants. The coupled code is used intensively for performing safety analysis calculations of existing VVER-440 and VVER-1000 reactors and also for new advanced designs.

The ATHLET/BIPR-VVER model demonstrated its advantages by predicting correctly not only the overall plant response but also local core parameters which make it a very valuable tool for safety analysis. ■



Martina Scheuerer

## 3.2 CFD-Entwicklung und Anwendung in der Reaktorsicherheit

Das genaue Festlegen von Sicherheitsmargen beim Betrieb von Kernkraftwerken, die Analyse von Störfällen in Leichtwasserreaktoren und die Untersuchung neuer Reaktorkonzepte erfordern einen immer höheren Detaillierungsgrad und eine immer höhere Genauigkeit der thermo-hydraulischen Parameter. Computational Fluid Dynamics- oder CFD-Programme haben das Potenzial diese erhöhte Genauigkeit und den geforderten Detaillierungsgrad durch numerische Lösung der dreidimensionalen und instationären Erhaltungsgleichungen für Masse, Impuls und Energie zu liefern. Deshalb finden CFD-Codes zunehmendes Interesse und zunehmende Anwendung beim Einsatz in der Reaktorsicherheit. Die rapiden Fortschritte in der Rechnertechnologie und bei den numerischen Algorithmen beschleunigen diesen Trend. Während einphasige Strömungs- und Wärmeübergangsvorgänge schon mit guter Genauigkeit und Effizienz berechnet werden können, besteht bei CFD-Berechnungen von mehrphasigen Strömungen, wie sie besonders in Kernreaktoren wichtig sind, jedoch noch ein deutlicher Verbesserungs- und Validierungsbedarf. Um CFD-Software bezüglich dieser Anforderungen möglichst schnell und anwendungsnah zur Verfügung zu stellen, wurde im Jahre 2002 der „CFD-Verbund für die Anwendung von CFD-Verfahren in der Reaktorsicherheit“ gegründet.

Der CFD-Verbund besteht aus den Forschungszentren Dresden und Karlsruhe, ANSYS Germany und akademischen Partnern an der Technischen Universität München, der Universität Stuttgart und der Hochschule Zittau/Görlitz. Die GRS ist Koordinator des CFD-Verbunds. Die Forschungszentren und die Universitäten stellen im Rahmen des CFD-Verbunds experimentelle Daten zur Verfügung und entwickeln neue Modelle. Diese Modelle werden dann von den Partnern und der GRS mit Hilfe von ANSYS Germany in die ANSYS CFX-Software implementiert und den Partnern zum Testen und für industrielle Anwendungen zur Verfügung gestellt. Der schnelle Einsatz der neu entwickelten Modelle und die kontinuierliche Pflege der Software wird durch die Verwendung einer kommerziellen CFD-Software als Basis für die Entwicklung gefördert.

Das Hauptziel des CFD-Verbunds ist, dreidimensionale Strömungen im Primärkreis und im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren zu untersuchen und genauer zu simulieren. Einzelziele sind:

- Verbesserte Berechnung von Mehrphasenströmungen durch Validierung und Weiterentwicklung existierender Modelle sowie durch Entwicklung neuer Modellkonzepte und -ansätze,
- Definition und Koordination von experimentellen Untersuchungen, um diese Modellentwicklung zu unterstützen,
- Implementierung neuer Modelle und verbesserter numerischer Verfahren in eine industriell einsetzbare CFD-Software,

- Anwendung und Weiterentwicklung von „Best Practice Guidelines“ (BPG) für die Anwender von CFD-Programmen, die zu einer Erhöhung der Qualität und Genauigkeit von CFD-Ergebnissen führen sollen und
- Kopplung des dreidimensionalen CFD-Moduls mit dem Systemcode ATHLET und mit Neutronenkinetikcodes.

### Erster Projektabschnitt 2002 – 2006: Strömungsanalysen im Primärkreis

Im ersten Projektabschnitt (2002 – 2006) wurden Strömungen im Primärkreis untersucht. Dabei wurden gute Fortschritte in der Modellierung von Blasenströmungen und von horizontalen Strömungen mit freien Oberflächen gemacht, wobei jeweils das gesamte Spektrum, von der Modellentwicklung an einfachen Laborströmungen bis hin zur industriellen Anwendung, abgedeckt wurde. Beispiele dafür sind einerseits die grundlegenden experimentellen und numerischen Untersuchungen an vertikalen Rohrströmungen am Forschungszentrum Dresden und andererseits die CFD-Simulationen eines WWER-1000-Reaktors, die am Forschungszentrum Karlsruhe im Rahmen des OECD-Benchmarks V1000CT-2 zur Untersuchung komplexer Transienten gemacht wurden. Weitere Projekte umfassen die Simulation von Prallstrahlen und die Analyse von Kondensationsphänomenen an

## 3.2 CFD-Development and Application in Reactor Safety

The exact definition of safety margins in the operation of nuclear power plants, the analysis of hazardous incidents in light water reactors and the examination of new reactor concepts require a further increased level of detail and improved accuracy of the thermo-hydraulic parameters. Computational Fluid Dynamics- or CFD-programmes have the potential of providing this increased accuracy and the required level of detail by a numerical solution of the three-dimensional and instationary conservation equations for mass, momentum and energy. For this reason, the use of CFD software is becoming of increasing interest for the thermal-hydraulic analysis of nuclear reactors. The rapid progress in computer technology and numeric algorithms are stepping up this trend. Although CFD codes are well established in non-nuclear fields, there is a need for the assessment and extension of numerical and physical models for nuclear reactor applications, in particular for two-phase flow simulations. The German CFD-network was established in the year 2002 to address the needs for development in the areas of two-phase flow modelling, numerical schemes, minimisation of user effects, code assessment and evaluation of uncertainties. As part of the CFD-network, a three-dimensional code is developed and maintained, which can efficiently and accurately simulate the flow, heat and mass transfer phenomena in nuclear reactors.

The CFD network consists of the research centres Dresden and Karlsruhe, ANSYS Germany and academic partners at Munich University of Technology, the University of Stuttgart and Zittau/Görlitz University of Applied Sciences. GRS is the coordinator of the CFD network. Within the framework of the CDF network the research centres and universities provide experimental data and develop new models. These models are then implemented in the ANSYS CFX-software by the partners and GRS with the help of ANSYS Germany and are then provided to the partners for testing and industrial application. The expeditious application of the newly developed models and the continuous maintenance of the software is ensured by the use of commercial CFD software as the basis for the development.

It is the main objective of the CFD network to examine and simulate three-dimensional fluid flows in the primary system and in the containment of pressurized water reactors in more detail. Individual objectives are:

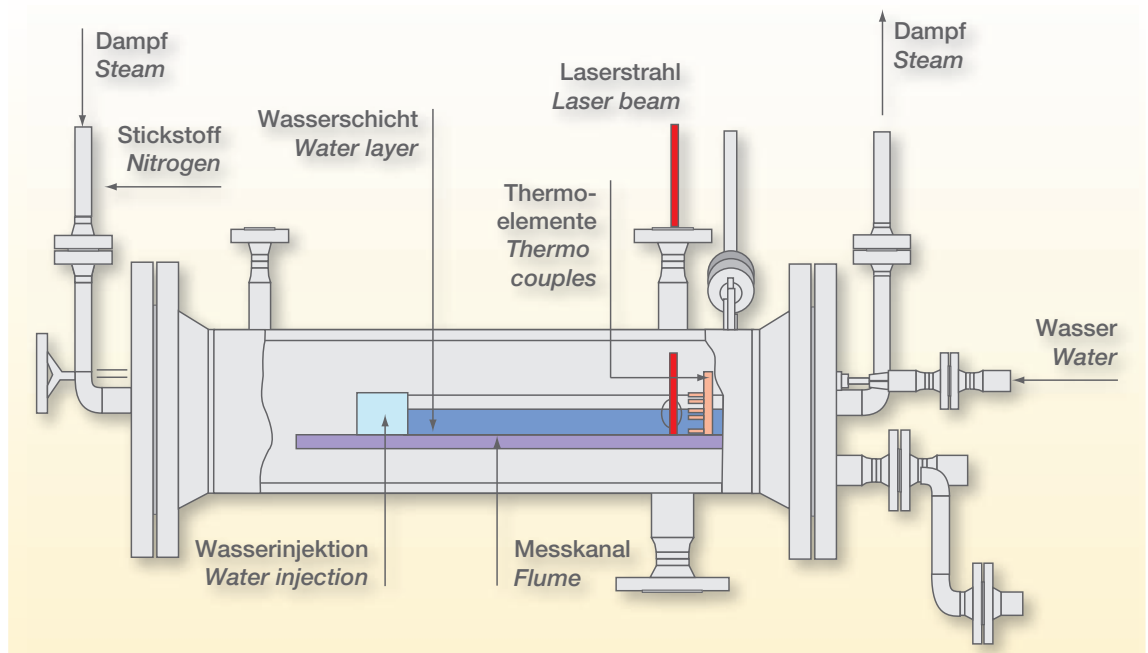
- An improved computation of multiple phase fluid flows by validation and further development of existing models as well as by the development of new model concepts and approaches,
- definition and coordination of experimental investigations to support the development of these models,
- implementation and provision of the new models and corresponding numerical methods within a module of the commercial CFD software ANSYS CFX,

- application and further development of “Best Practice Guidelines“ (BPG) for CFD programme users leading to an improved quality and accuracy of CFD results and
- coupling the three-dimensional CFD module with the ATHLET system code and with neutron kinetics codes.

### I First project stage 2002 – 2006:

#### Fluid flow analyses in the reactor coolant system

In the first project stage (2002 – 2006) fluid flows in the reactor coolant system were examined. Good progress was made here in modelling bubble flows and horizontal fluid flows with free surfaces covering the complete scope from model development using simple laboratory fluid flows to industrial applications. Examples are, on one side, the fundamental experimental and numerical investigations of vertical pipe flows at Forschungszentrum Dresden and, on the other side, the CFD simulations of a WWER-1000 reactor which were carried out at Forschungszentrum Karlsruhe within the context of the OECD-Benchmark V1000CT-2 examining complex transients. Further projects comprise the simulation of impinging jets and the analysis of condensation phenomena at free surfaces. These flow phenomena can for example occur during the injection



▲ Schematische Darstellung der LAOKOON Testanlage des Lehrstuhls für Energiesysteme der Technischen Universität München  
*Schematic illustration of the LAOKOON Test Facility at the Energy Systems Department of Technische Universität München (TUM)*

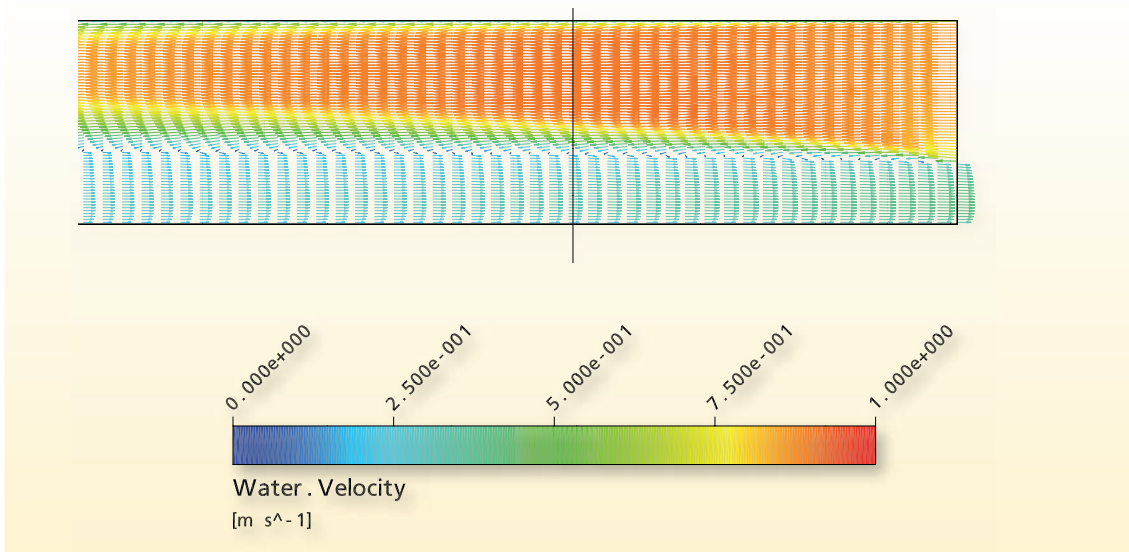
freien Oberflächen. Diese Strömungstypen können zum Beispiel während der Notkühleinspeisung im kalten Strang von Druckwasserreaktoren auftreten.

Horizontal, geschichtete Wasser-Dampfströmungen mit Kondensation wurden bei der GRS mit ANSYS CFX berechnet. Entsprechende Experimente wurden am Lehrstuhl für Energiesysteme der Technischen Universität München ausgeführt. Im Experiment hat die Wasserschicht eine konstante Höhe von 31 mm. Das Temperaturprofil wurde in einem Abstand von 790 mm vom Wassereintritt gemessen. Für die Simulationen der LAOKOON-Versuche wurde ein aus hexahedralen Elementen bestehendes Rechennetz mit ca. 10.000 Elementen verwendet. Um die Scherschichten besser auflösen zu können, wurde dieses Rechennetz an der freien Oberfläche und an den Wänden verfeinert. Das Ziel der Arbeiten im CFD-Verbund war es, die Parameter in dem vorhandenen, grundlegenden Kondensationsmodell so zu kalibrieren, dass Rechnung und Messung gut übereinstimmen. Da in CFD-Codes nur Modelle verwendet werden, die lokale geometrie- und netzunabhängige Modellparameter verwenden, kann nach erfolgreicher Kalibrierung davon ausgegangen werden, dass das Modell auch für andere ähnliche Strömungen eingesetzt werden kann. Zur Modellkalibrierung wurden Fälle mit

Gleich- und Gegenströmung von Wasser und Dampf betrachtet. Bei dem in den Kaltsträngen von Leichtwasserreaktoren wichtigeren Fall der Gegenströmung hat die Wasserschicht eine niedrigere Geschwindigkeit als der Dampf, der sich im oberen Bereich des Kanals befindet. Der Vergleich der gerechneten und gemessenen Temperaturprofile zeigt gute Übereinstimmung, nachdem der lokale Wärmeübergangskoeffizient im Kondensationsmodell angepasst wurde. Die Rechnungen haben auch gezeigt, dass die numerischen Verfahren für diese Anwendung robust und stabil laufen. Details zu diesem Anwendungsfall und der Vergleich mit den Ergebnissen des NEPTUNE-Verfahrens der CEA wurden 2007 von der GRS veröffentlicht.

## II Zweiter Projektabschnitt 2007 – 2011: Strömungsanalysen im Reaktorsicherheitsbehälter

Im laufenden Projektabschnitt (2007 – 2011) werden zusätzlich zu den Strömungen im Primärkreis auch

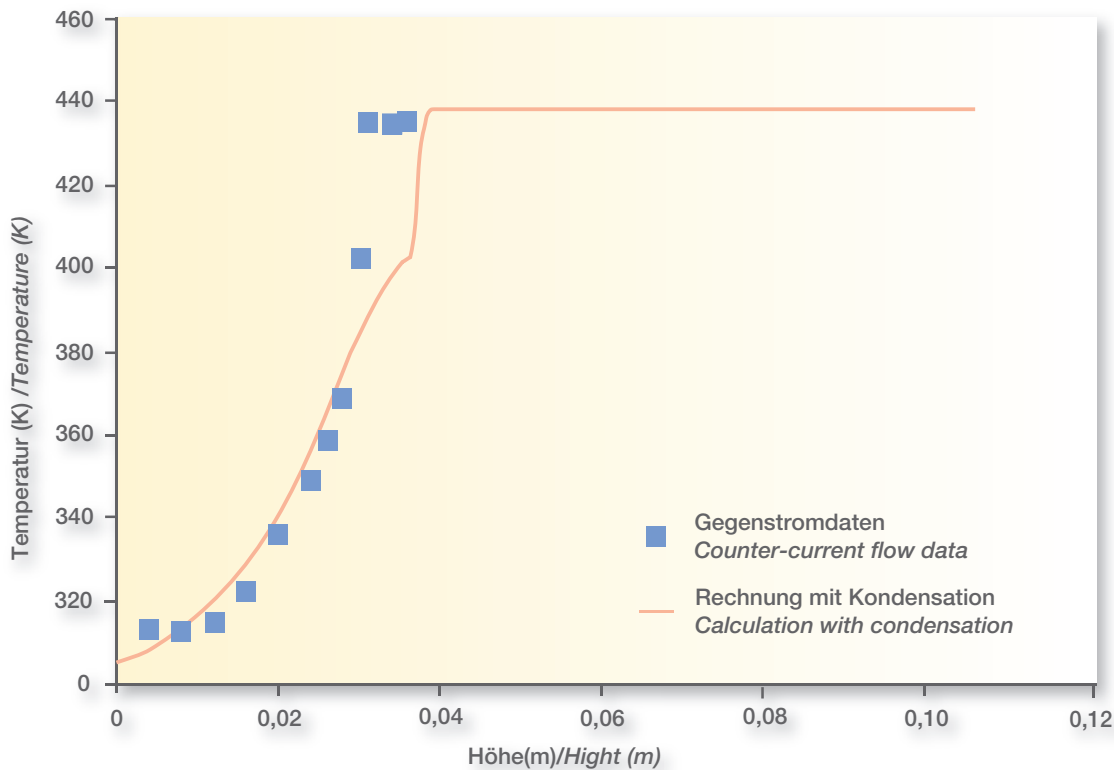


◀ LAOKOON Experiment: Wasser/Dampf-Gegenströmung mit Kondensation an der Messstelle  
LAOKOON experiment: water/steam counter current flow with condensation at the measuring point

of emergency core cooling water (ECC-water) into the cold leg of pressurized water reactors.

Horizontally stratified steam water flows with condensation were computed at GRS using ANSYS CFX

software. Corresponding experiments were carried out at the Energy Systems department of Technische Universität München (TUM). In the experiment, the water layer had a constant height of 31 mm. The temperature profile was measured at a distance of 790 mm from the



▲ LAOKOON Experiment: Vergleich der gemessenen und berechneten Temperaturverteilung  
LAOKOON experiment: Comparison of measured and computed temperature distribution

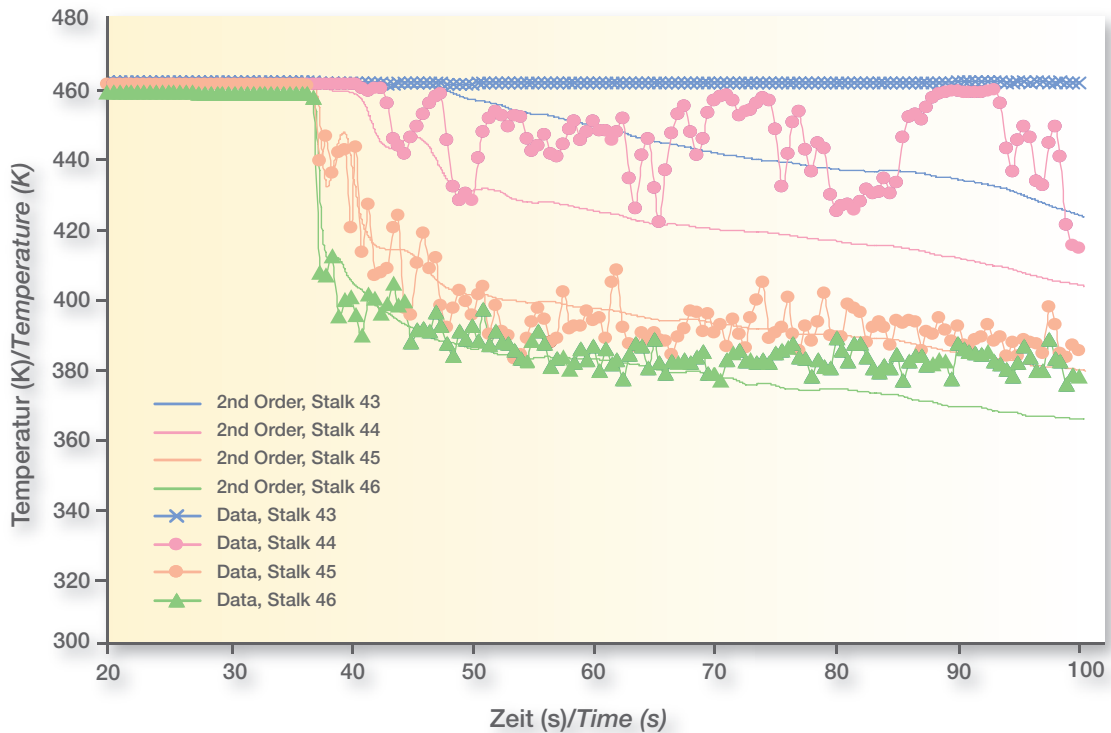


Strömungen im Reaktorsicherheitsbehälter untersucht. Arbeitsschwerpunkte sind die Verbesserung der Turbulenzmodellierung für instationäre Strömungen, die Modellierung von Auftriebseffekten, von Kondensationsphänomenen und von Wasserstoffverbrennung. Für Primärkreisanwendungen werden im Projektabschnitt 2007 – 2011 der Anwendungsbereich der vorliegenden Mehrphasenmodelle erweitert und die Modelle mit Hilfe neuer experimenteller Daten weiter validiert. Zu den untersuchten Strömungen gehören Mehrphasenströmungen, in denen kombinierte „Morphologien“ wie Strahlen, Blasen und freie Oberflächen in einer Simulation auftreten und sich, je nach Strömungszustand und Thermodynamik, dynamisch verändern können.

In den UPTF-TRAM-C1-Experimenten wurde die Vermischung von Notkühlwasser im kalten Strang und im Ringraum bei Mitte-Loop Betrieb untersucht. Erste CFD-Simulationen des UPTF-TRAM C1 Run 21a2-Versuchs beinhalten einen vereinfachten Pumpensimulator, die Einspeisedüse in den kalten Strang und einen Sektor des Ringraums. Das Rechengitter besteht aus 445.000 hexahedralen Elementen. Die Visualisierung der Rechenergebnisse zu ausgewählten Zeitschritten zeigt, zu welchem Zeitpunkt das kalte Wasser den

Ringraum erreicht, wo die Vermischung des heißen und kalten Wassers stattfindet und wo große Temperaturgradienten auftreten können. Die letzteren können zu Materialermüdung und Brüchen führen.

Im Experiment wurde die Temperaturverteilung über die Höhe der Wasserschicht mit Hilfe von Thermoelementgabeln sogenannten Stalks gemessen. Stalk 43 befindet sich zum Beispiel an der freien Oberfläche, Stalk 46 in Wandnähe. Die gemessene Temperaturschichtung und die Ankunftszeit des kalten Wassers werden an den Messpositionen in den Rechnungen gut wiedergegeben. Die Versuchsdaten zeigen jedoch starke Fluktuationen, die in den Rechnungen nicht auftreten. Diese Unterschiede können entweder durch numerische Diskretisierungsfehler verursacht sein, die durch ein noch zu grobes Rechengitter oder zu große Zeitschritte verursacht werden oder durch Anwendung eines Zweigleichungsturbulenzmodells, das hochfrequente Fluktuationen zu stark dämpft. Die genaue Ursache muss in weiteren Studien unter Anwendung der entwickelten „Best Practice Guidelines“ untersucht werden. Insgesamt ist die Übereinstimmung der dreidimensionalen CFD-Simulation mit den UPTF-Messungen der Zweiphasenströmung im kalten Strang jedoch sehr gut.



▲ UPTF TRAM C1: Temperaturverteilung am Stalk 4  
 UPTF TRAM C1: Temperature distribution at Stalk 4

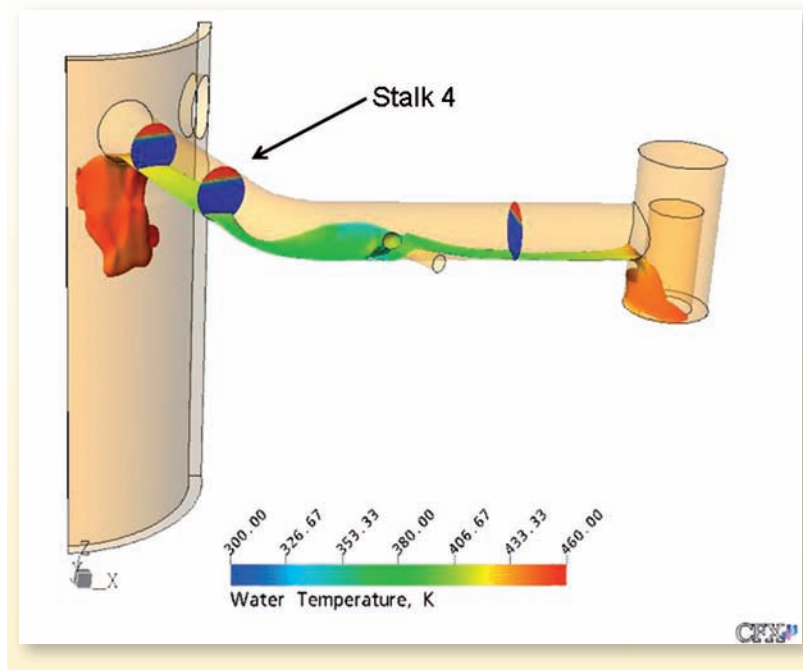
water inlet. To simulate the LAOKOON experiments, a computational grid consisting of hexahedral elements with approx. 10,000 elements was used. The numerical grid was refined at the free surface and the walls for a better resolution of the shear layer. The objective was to calibrate the parameters in the existing, fundamental condensation model in order to achieve good agreement between computation and measurement. CFD codes use models which are independent of the local geometry and the numerical grid. Therefore, after successful calibration the model can also be applied for up-scaled fluid flows. For model calibration cases with co- and counter-current flow of water and steam were used. In counter-current test case, which is most relevant for ECC scenarios, the water layer has a lower velocity than the steam in the upper part of the channel. The comparison of the computed and measured temperature profiles shows good agreement, after the local heat transfer coefficient in the condensation model was adapted. The computations also demonstrate that the numerical methods for this application run in a stable and robust way. Details relating to this application and the comparison with the results of the NEPTUNE code of the CEA were published by GRS in 2007.

## Second project stage 2007–2011:

### Fluid flow analyses in the containment

In the current project stage (2007 – 2011) flows in the containment are examined in addition to the flow phenomena in the reactor coolant system. Key activities are the improvement of turbulence modeling for instationary flow simulations, modeling of buoyancy effects, of condensation phenomena and of hydrogen combustion. For reactor coolant system applications the scope of the present multiple phase models are extended and the models are further validated with new experimental data from the CFD network. An emphasis is put on simulating combined flow morphologies, like jets impinging on a water surface with simultaneous condensation.

The UPTF-TRAM-C1 experiments investigated the mixing of emergency core cooling water in the cold leg and in the downcomer at mid-loop operation. First CFD simulations of the UPTF-TRAM C1 Run 21a2 experiment comprise a simplified pump simulator,



▲ UPTF-TRAM-C1: Temperaturverteilung im kalten Strang nach 50 s Problemzeit mit drei Querschnittsflächen, die die Position der freien Oberfläche anhand des Volumenanteils von Wasser illustrieren.

*UPTF-TRAM-C1: Temperature distribution in the cold leg after 50 s problem time with three cross-sectional areas illustrating the position of the free surface with the void fraction of water.*

the injection nozzle into the cold leg and a quarter section of the downcomer. The computational grid consists of 445,000 hexahedral elements. With the computational data it can be visualized, when the cold water reaches the downcomer, where mixing of hot and cold water takes place and where large temperature gradients occur. The latter can cause material fatigue and fracture.

In the experiment the temperature distribution was measured over the height of the water layer thermocouple stalks. Stalk 43, for example, is located at the free surface, stalk 46 near the wall. The measured temperature stratification and the arrival time of the cold water is well reproduced in the calculation, at the stalk positions. The experimental data show, however, high-frequency fluctuations which are not visible in the predictions. The reason for these discrepancies might be a too coarse numerical grid or too large time steps producing numerical damping. Another reason might be the use of a two-equation turbulence model which

## I Zusammenfassung und Ausblick

Die kontinuierliche Verbesserung und Sicherstellung der Ergebnisqualität durch Entwicklung und Anwendung von „Best Practice Guidelines“ spielt im CFD-Verbund eine wichtige Rolle. Die Idee und erste Realisierung der „Best Practice Guidelines“ geht auf das europäische Projekt ECORA (Evaluation of Computational Fluid Dynamics Methods for Reactor Safety Analysis) und Richtlinien der OECD „Writing Group on Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety“ zurück (NEA 2007). Die „Best Practice Guidelines“ geben Hinweise zur Trennung von Numerik- und Modellfehlern und zur Quantifizierung der Numerikfehler durch einfache Techniken. Dies ist insbesondere bei der Modellentwicklung und wissenschaftlichen Validierung von Modellen wichtig. So sollten Rechenergebnisse mit Messdaten verglichen und Modellanpassungen nur gemacht werden, nachdem numerische Fehler ausreichend reduziert oder zumindest quantifiziert wurden. Andernfalls können keine belastbaren Aussagen über die Modellgüte gemacht werden. Auf der Basis der praktischen Erfahrung bei CFD-Simulationen in reaktorsicherheitsrelevanten Anwendungen (z. B. maximale Maschen- und Zeitschrittweite oder Auswahl des Turbulenz- und Mehrphasenmodells) werden Checklisten erstellt, die Programmanwender darin unterstützen sollen, die Qualität ihrer Rechenergebnisse zu erhöhen.

Ein weiterer wichtiger Arbeitspunkt im CFD-Verbund ist die Verbesserung der Genauigkeit und Effizienz der numerischen Verfahren. Die Berechnungen von transienten Strömungen in realen Reaktorgeometrien benötigen immer noch sehr lange Rechenzeiten. Die oben beschriebene UPTF-Rechnung dauerte zum Beispiel acht Tage auf einem LINUX-Cluster mit sechs

Parallelprozessoren. Um reale Vorgänge in Reaktoren ausreichend schnell berechnen zu können, muss die Robustheit und Geschwindigkeit der Lösungsalgorithmen durch verbesserte Algorithmen zur Variablenkopplung und zur Parallelisierung weiter erhöht werden. Erhebliche Fortschritte sind hier durch automatische Anpassung der Zeitschritt- und Maschenweiten zu erwarten. Da es in absehbarer Zeit nicht möglich sein wird, ganze Reaktoranlagen mehrdimensional zu simulieren, kommt auch der effizienten Kopplung von Systemcodes mit CFD-Verfahren und der Kopplung von CFD-Verfahren mit Neutronenkinetik- und Strukturmehrsimulationen eine große Bedeutung zu.

Die Arbeiten im CFD-Verbund finden starkes Interesse im In- und Ausland. Vertreter aus der Industrie (AREVA NP, Vattenfall, NRG), Expertenorganisationen (IRSN, TÜV Süd, TÜV Nord) und der Universitäten (ETH Zürich, Fachhochschule Aargau, Paul-Scherrer-Institut, Ruhr-Universität Bochum, Universität Pisa) nehmen regelmäßig und aktiv als offizielle Beobachter an den Arbeitskreissitzungen teil und bringen eigene Beiträge ein. Der CFD-Verbund ist in internationale Aktivitäten der OECD/NEA Writing Groups, dem europäischen NURESIM-Projekt (Nuclear Reactor Simulation) und dem skandinavischen Forschungsverbund NORTHNET eingebunden. Darüber hinaus kommuniziert der Forschungsverbund seine Ergebnisse durch Organisation von Veranstaltungen und Teilnahme an Konferenzen. Dazu gehören ein jährlich stattfindender Kurzlehrgang und Workshop über Mehrphasenströmungen am Forschungszentrum Dresden, Fachsitzungen im Rahmen der Jahrestagung Kerntechnik und der internationale Workshop CFD4NRS, den die GRS zusammen mit der OECD und der IAEA im September 2006 in Garching organisiert hat. Ein kontinuierlicher Informationsaustausch findet über die Webseite des CFD-Verbunds statt (<http://domino.grs.de/cfd/cfd.nsf>). ■

is known to damp high-frequency fluctuations. The exact cause must be investigated in further studies using the “Best Practice Guidelines”. Overall, the three-dimensional CFD simulation is in good agreement with the two-phase flow measurements in the UPTF cold leg.

## Conclusions and Outlook

In the German CFD-network “Best Practice Guidelines” play an important role for the quality assurance and continuous improvement of the numerical results. The idea and the first implementation of the „Best Practice Guidelines“ dates back to the European project ECORA (Evaluation of Computational Fluid Dynamics Methods for Reactor Safety Analysis) and the Guidelines of the OECD “Writing Group on Assessment of CFD Codes for Nuclear Reactor Safety“ (NEA 2007). The “Best Practice Guidelines“ provide advice on separating numerical and model errors and on quantifying numerical errors with the help of simple techniques. This is particularly important for the development of models and their scientific validation. Computation results should only be compared with measured data and model adaptation should only be made after numerical errors are sufficiently reduced or at least quantified. Otherwise the quality of the model can not be assured. Based on the practical experience with CFD simulations in reactor safety applications (e.g. maximum meshsize and time intervals or selection of the turbulence and multiphase model), checklists are prepared in order to support programme users and to increase the quality of their computations.

A further important point in the work of the CFD network is the improvement of accuracy and efficiency of the numerical procedures. The computation of

transient flows in real reactor geometries still require very long computation times. The UPTF computation described above, for example, took eight days on a LINUX cluster with six parallel processors. In order to compute reactor transients sufficiently fast, the robustness and speed of solution algorithms must be further increased by coupling variables and by parallelisation. Considerable progress is expected here from adaptive techniques like local grid refinement and adaptive time stepping. In the near future, it will not be possible to simulate complete reactor plants in a multidimensional way. Therefore, linking system codes with CFD methods and linking CFD software with neutron kinetics and structural mechanics simulations is also very important.

The activities of the CFD network are met with strong national and international interest. Representatives from industry (AREVA NP, Vattenfall, NRG), expert organisations (IRSN, TÜV Süd, TÜV Nord) and universities (Swiss Federal Institute of Technology Zürich, Aargau University of Applied Sciences, Paul-Scherrer-Institute, Ruhr-Universität Bochum, Pisa University) regularly and actively participate in the study group meetings as official observers and put forward their own contributions. The CFD network is involved in the international activities of the OECD/NEA Writing Groups, of the European NURESIM project (Nuclear Reactor Simulation) and of the Scandinavian research network NORTHNET. Furthermore, the research network communicates its results through the organisation of events and the participation in conferences. These are, among others, an annual course and workshop on multiphase flows at Forschungszentrum Dresden, expert meetings as a part of the Annual Meeting on Nuclear Technology and the international workshop CFD4NRS which was at first jointly organised by GRS, OECD and IAEA in September 2006 in Garching. A continuous exchange of information takes place via the CFD network website (<http://domino.grs.de/cfd/cfd.nsf>). ■



Jörg Peschke



Martina Kloos

### 3.3 Fortschrittliche Methoden zur Durchführung einer „dynamischen“ PSA

Stör- und Unfallabläufe, die im Rahmen einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) untersucht werden, sind durch komplexe zeitabhängige Wechselwirkungen zwischen physikalischem Prozess, dem Verhalten technischer Systeme, Personalhandlungen und stochastischen Einflussfaktoren gekennzeichnet. Obwohl sich die konventionellen Methoden der PSA (Fehler- und Ereignisbaumanalysen) bisher als sehr nützlich und praktikabel erwiesen haben, wird mit dem wachsenden Anspruch nach einer genaueren und realitätsnahen Modellierung deutlich, dass diese Methoden ihre Schwachpunkte haben. Insbesondere im Hinblick auf die Modellierung zeitabhängiger Wechselwirkungen sind verschiedene Vereinfachungen und grobe Abschätzungen durchzuführen, deren Auswirkungen auf die Ergebnisse der PSA bisher nicht beurteilt werden können. Entwicklungen fortschrittlicher PSA-Methoden versuchen, eine realitätsnähere probabilistische Modellierung der komplexen Zusammenhänge von Stör- und Unfallabläufen zu ermöglichen. Ihr Ziel ist die Durchführung einer so genannten „dynamischen PSA“.

#### I MCDET – eine Methode zur integralen Berücksichtigung von Dynamik-Stochastik Wechselwirkungen

Im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf dem Gebiet der PSA entwickelte die GRS das mit großer Flexibilität einsetzbare Stochastik-Modul MCDET (**Monte Carlo Dynamik Event Tree**), das eine probabilistischen Dynamikanalyse erlaubt. Durch die Kombination von MCDET und einem deterministischen Rechencode können Wechselwirkungen zwischen Dynamikgrößen des Rechencodes und stochastischen Einflussfaktoren des Stochastik-Moduls zeitnah und ohne große Vereinfachungen berücksichtigt werden. MCDET kann prinzipiell mit jedem deterministischen Dynamikcode gekoppelt werden.

Die Methodik von MCDET ist eine Kombination aus Monte-Carlo-Simulation und diskreter dynamischer Ereignisbaum Methode. Über die Monte-Carlo-Simulation werden z. B. zufällige Kapazitätsschwankungen (Öffnungsquerschnitt von Ventilen, Einspeiserate von Pumpen, usw.) oder zufällige Ausfallzeiten von erfolgreich angeforderten Systemkomponenten behandelt. Die diskrete dynamische Ereignisbaum-Methode wird zur Modellierung diskreter Verzweigungen angewendet, wie z. B., Berücksichtigung der Verfügbarkeit von Systemkomponenten bei Anforderung. Die entsprechenden Verzweigungspunkte (z. B. Verfügbar ja/nein) werden im Ereignisbaum entlang der Zeitachse generiert. Die Verzweigungszeitpunkte resultieren entweder

aus deterministischen Vorgaben (z. B. Anforderung einer Komponente, wenn entsprechende Prozesskriterien erfüllt sind) oder aus der Anwendung der Monte-Carlo-Simulation (z. B. zufälliger Komponentenausfall, zufälliger Zeitpunkt der Spannungswiederkehr nach einem Spannungsausfall etc.).

MCDET bietet eine große Auswahl von diskreten und stetigen Wahrscheinlichkeitsverteilungen zur Modellierung von stochastischen Einflussfaktoren. Eine Beschränkung auf exponential verteilte Ausfallzeiten, wie in anderen Methoden, ist nicht erforderlich. Ergebnis der MCDET-Analyse ist eine Stichprobe von diskreten dynamischen Ereignisbäumen, die ein breites Spektrum von möglichen Ereignisabläufen abdeckt. Dabei werden alle Ereignisabläufe zusätzlich mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit bewertet. Die Ereignisabläufe und die jeweiligen Wahrscheinlichkeitsbewertungen werden durch die im zeitlichen Ablauf stattfindenden Dynamik-Stochastik Wechselwirkungen automatisch erzeugt. Dadurch entfällt die Aufgabe des Experten, wie in der konventionellen Ereignisbaumanalyse eine Abfolge von Ereignissen und deren Verzweigungen – wie z. B. Ausfall/Funktion von Systemkomponenten, Erfolg/Misserfolg bei der Ausführung von Personalhandlungen – vorzugeben.

MCDET stellt Ereignisabläufe nicht nur in der Zeit-Ereignis-Ebene sondern auch in der Zeit-Zustands-Ebene dar (siehe Abbildung auf Seite 45).

Die Ergebnisse aus MCDET-Anwendungen können mit den Methoden der mathematischen Statistik analysiert werden. Die Wahrscheinlichkeitsangaben, die MCDET z. B. für Kern- bzw. Anlagenschadenzustände

### 3.3 Advanced Methods to perform a “dynamic” PSA

Accident sequences to be considered in the framework of a probabilistic safety analysis (PSA) derive from interactions between the physical process, the behavior of technical systems, operator performance and stochastic influences along the time axis. In the last decades the conventional PSA methods (fault tree and event tree analysis) have been proved as very useful and practicable. With the desire for a more detailed modeling it becomes evident that the conventional methods are not able to adequately model the complex interactions evolving over time. The conventional methodology requires a number of simplifications and rough assessments, effects of which on the PSA-results cannot be assessed. Advanced methods were developed to provide a more realistic modeling of the complex interactions in accident sequences and aim at performing a “dynamic” PSA.

#### ■ MCDET – a method allowing for an integral consideration of dynamic-stochastic interactions

Within the scope of research projects at GRS the stochastic-module MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) was developed to perform a so-called “dynamic” PSA. The combination of the stochastic module MCDET with a deterministic code allows for a realistic consideration of interactions between dynamic quantities of the deterministic code and stochastic influences in the evolution over time avoiding the need of significant simplifications. MCDET was developed as a flexible tool, which can in principle be coupled with any deterministic dynamics code.

MCDET is a combination of Monte Carlo Simulation and the Discrete Dynamic Event Tree (DDET) approach. Monte Carlo Simulation is used, for instance, to model random capacities of components (e. g. opening cross section of valves, injection rates of pumps etc.) or random failure times of components which have successfully started on demand. The discrete dynamic event tree methodology is used to model discrete branching like, for example, the availability of system components on demand where the respective branching points (e.g. component available yes/no) are generated along the time axis. The branching points may result from deterministic specifications (e.g. activation of a component if a certain process criterion is given) or from the application of the Monte Carlo

Simulation (e. g. occurrence of a random failure of a component, random time when power is recovered after a station black out etc.)

MCDET offers a range of different discrete as well as continuous probability distributions to model random events. A constraint, in which the random behavior is assumed to follow an exponential distribution only, as it is the case in many other methods, is not given. The result of the MCDET-analysis is a sample of DDETs covering a wide range of different accident sequences. For each calculated accident sequence the probability of its occurrence is assessed.

The accident sequences and their respective probabilities are automatically generated through the dynamic-stochastic interactions over the time evolution.

As a consequence, unlike in the conventional event tree analysis, there is no further need for the expert to determine the sequences of relevant events and branches in advance, like, for instance, safety system available/not available or emergency operating procedure successful/not successful.

MCDET is able to present calculated accident sequences within the time-event-plane as well as within the time-state-plane (see figure at page 45).

Results of MCDET applications can be analyzed with the methods of mathematical statistics. Probabilities or frequencies provided by MCDET, for example core damage frequencies, are approximations of

liefert, sind Näherungslösungen der theoretischen probabilistischen Dynamikgleichungen. Quantitative Aussagen zum Näherungsfehler sind in Form von Konfidenzintervallen möglich. Kaum eines der bisher in der Literatur vorgestellten Verfahren für probabilistische Dynamikanalysen behandelt die Wechselwirkungen zwischen stochastischen Einflussgrößen und den Dynamikgrößen eines deterministischen Rechencodes in ähnlich schlüssiger und integraler Weise wie MCDET. Hervorzuheben ist auch, dass MCDET nicht nur stochastische (aleatorische) sondern auch epistemische Unsicherheiten berücksichtigen kann.

## I Das „Crew-Modul“ – eine Methode zur Simulation von Personalhandlungen

Personalhandlungen können Ereignisabläufe und die zugehörigen probabilistischen Bewertungen in vielfältiger Weise beeinflussen. Sie spielen eine zentrale Rolle in Situationen, bei denen es zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen kommt und ein sicherer Anlagenzustand in erster Linie durch Handeingriffe wiederherzustellen ist. Die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen hängt nicht nur von Faktoren wie z. B. Personalqualifikation, Stress und Designqualität von Arbeitsmitteln ab. Wesentliche Faktoren für die erfolgreiche Ausführung einer Handlung sind auch die Zeitdauern, die für die durchzuführenden Handlungen benötigt werden sowie die durch die System- und Prozessdynamik bedingten Zeitfenster, die dem Personal für die Handlungsausführung zur Verfügung stehen und schließlich die im zeitlichen Ablauf stattfindenden Wechselwirkungen zwischen Personalhandlungen, System- und Prozessdynamik und stochastischen Ereignissen.

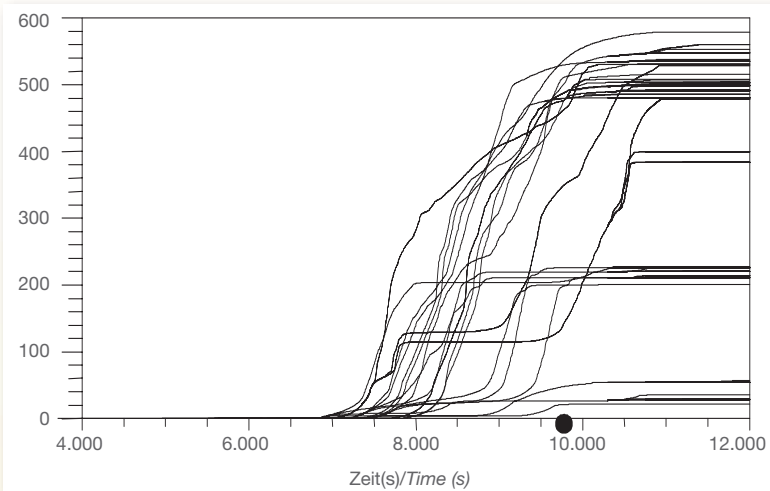
Zur Modellierung der Abläufe von Personalhandlungen, die in Wechselwirkung sowohl mit der System- und Prozessdynamik als auch mit stochastischen Einflussfaktoren stattfinden, entwickelte die GRS im Rahmen eines Forschungs- und Entwicklungsprojektes das „Crew-Modul“. Die Kombination von „Crew-Modul“, MCDET und einem geeigneten deterministischen Rechencode ermöglicht die integrale Modellierung der Dynamik des Gesamtsystems aus technischen Systemen, physikalischem Prozess und Personalhandlungen unter Berücksichtigung von stochastischen Einflussfaktoren (siehe Abbildung auf Seite 48).

Das Crew-Modul erlaubt die Modellierung einer Schichtmannschaft, die aus mehreren Personen besteht, die jeweils für die Durchführung bestimmter Aufgaben verantwortlich sind. Es wird der Tatsache gerecht, dass einige Aufgaben parallel ausgeführt werden können und dass verschiedene Aufgaben erst dann durchgeführt werden können, wenn andere Teilaufgaben erfolgreich abgeschlossen wurden. Die Kommunikation zwischen Schichtmitgliedern wird entsprechend berücksichtigt. Informationen über den physikalischen Prozess oder über den Zustand von Systemkomponenten werden (zeitverzögert) durch entsprechende Indikatorgrößen für Anzeigen und Alarmer in der Warte dargestellt. Der Zustand dieser Indikatorgrößen, aber auch „Performance Shaping“ Faktoren (z. B. Erfahrung oder Stress) oder auch die Ausführung vorausgegangener Handlungsabläufe können die weiteren Personalhandlungen beeinflussen. Der Stresslevel der einzelnen Schichtmitglieder wird als dynamische Größe modelliert. Er entwickelt sich in Abhängigkeit von der System- und Prozessdynamik und vom Erfolg bisher durchgeführter Aktionen. Darüber hinaus ist er eine Einflussgröße für die Zuverlässigkeit der Personalhandlungen. Die Kombination von „Crew-Modul“ und deterministischem Rechencode ermöglicht, dass sich Personalhandlungen, unmittelbar auf die System- und Prozessdynamik auswirken können. Umgekehrt kann die System- und Prozessdynamik auch die Personalhandlungen beeinflussen.

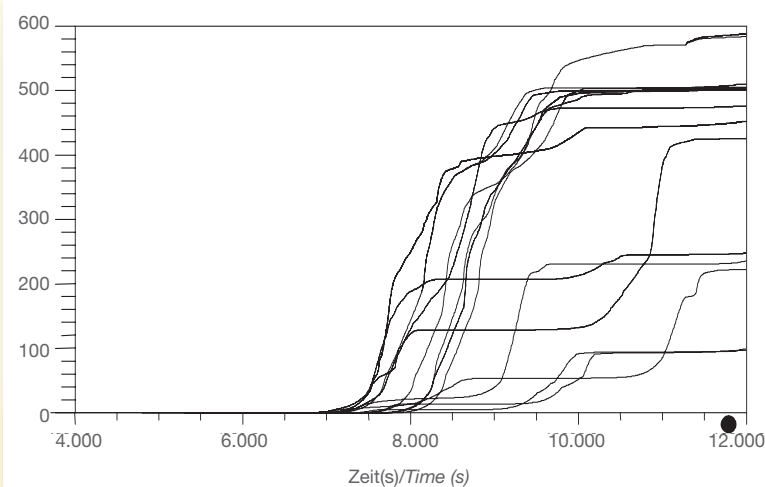
Das „Crew-Modul“ wurde in Verbindung mit MCDET und dem Integralcode MELCOR zur Analyse und probabilistischen Bewertung der Notfallprozedur „Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen“ angewendet. Diese Notfallprozedur ist in einem deutschen Kernkraftwerk nach dem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung vorgesehen. Für den Anwendungsfall wurde eine Schichtmannschaft von acht Personen modelliert. Als stochastische Größen wurden die Ausführungszeiten der Personalhandlungen und menschliche Fehler (Auslassungsfehler) berücksichtigt. Die menschlichen Fehler wurden dabei durch ASEP (Accident Sequence Evaluation Program) bewertet. Sie können aber auch durch andere Methoden wie z. B. THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) beurteilt werden. Der kognitive Prozess wurde nicht modelliert.

Ein interessantes Analysenergebnis ist, dass eine wesentliche Maßnahme der Notfallprozedur mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit nicht ausgeführt werden kann. Dafür waren weder technische Defekte noch

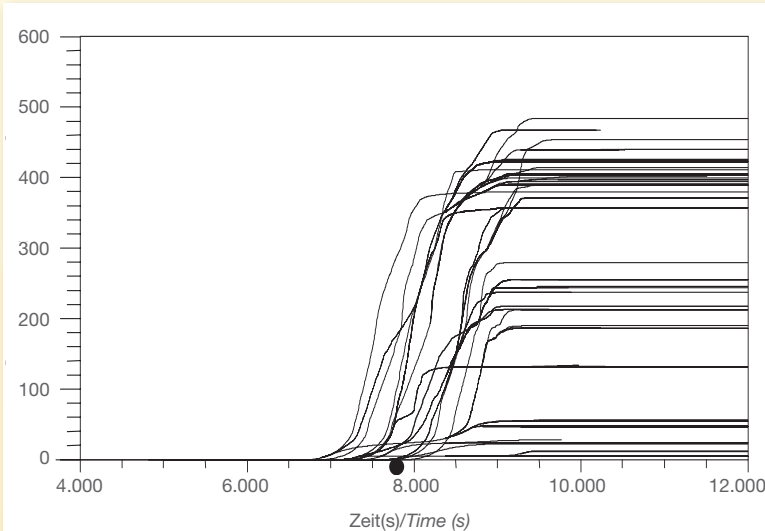
Wasserstoffmasse (kg)/Hydrogen mass (kg)



**TREE 1:**  
 Spannungswiederkehr  
 2h44 nach SBO  
 (Station Blackout)  
 Power Recovery 2h44 after  
 SBO (Station Blackout)



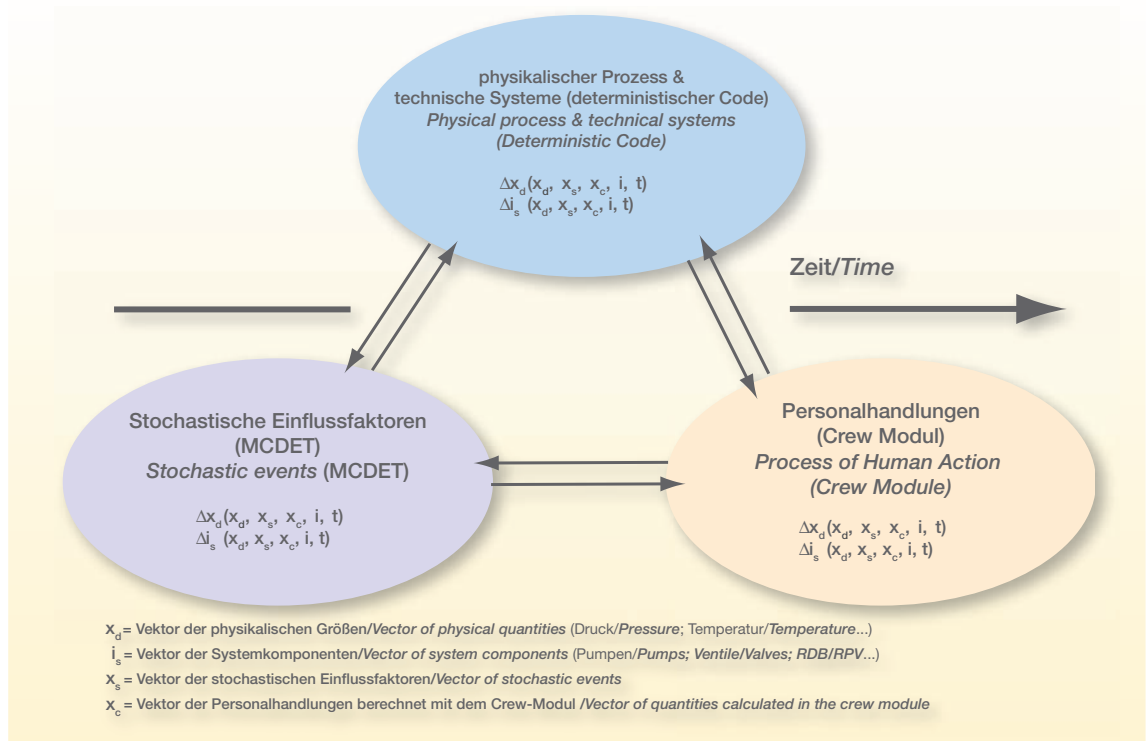
**TREE 2:**  
 Spannungswiederkehr  
 3h15 nach SBO  
 (Station Blackout)  
 Power Recovery 3h15 after  
 SBO (Station Blackout)



**TREE 3:**  
 Spannungswiederkehr  
 2h12 nach SBO  
 (Station Blackout)  
 Power Recovery 2h12 after  
 SBO (Station Blackout)

◀ Beispiel für eine Auswahl von Ereignisabläufen in der Zeit-Zustands-Ebene: Dargestellt ist die Wasserstoffentwicklung von drei (aus insgesamt 50) diskreten dynamischen Ereignisbäumen, die im Rahmen einer MCDET/MELCOR Analyse für die Transiente „Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfsversorgung (Station Blackout)“ erzeugt wurden. Example for a selection of accident sequences within the time-state-plane: The development of hydrogen of three (of a total of 50) discrete dynamic event trees which were generated as a part of a MCDET/MELCOR analysis for the transient “total failure of the battery-independent auxiliary power supply (Station Blackout)” is illustrated.





▲ Wechselwirkungen zwischen technischen Systemen, physikalischem Prozess, Personalhandlungen und stochastischen Einflussfaktoren im zeitlichen Verlauf  
*Interactions between technical systems, physical process, human actions and stochastic factors in the evolution over time*

menschliche Auslassungsfehler verantwortlich, sondern allein zeitliche Effekte, die aus den Wechselwirkungen zwischen System- und Prozessdynamik, Personalhandlungen und stochastischen Einflüssen resultierten. Mit den konventionellen Methoden der PSA hätte gerade dieser Aspekt, der insbesondere den Einfluss zeitlicher Effekte auf die Zuverlässigkeit einer Maßnahme quantifiziert, nicht gezeigt werden können.

## I Erfahrung aus bisherigen

### Anwendungen

Durch die Kombination des Stochastikmoduls MCDET mit dem Crew-Modul und deren Kopplung an einen deterministischen Code kann eine probabilistische Dynamikanalyse durchgeführt werden, in der die

Wechselwirkungen zwischen System- und Prozessdynamik, Personalhandlungen und stochastischen Einflussgrößen integral im zeitlichen Ablauf berücksichtigt werden.

Die entwickelten Methoden ermöglichen eine Modellierung komplexer dynamischer Zusammenhänge, die besser den Gegebenheiten der tatsächlichen Abläufe entspricht. Die Berücksichtigung der Stochastik-Dynamik-Wechselwirkungen durch die MCDET-Methode liefert eine probabilistische Bewertung der Ereignisabläufe, die dem gesamten Spektrum von möglichen Ereignisabläufen gerecht wird. Aufgrund des beträchtlichen Rechenzeitbedarfs kann die MCDET-Methode zur Zeit nur auf spezielle Aspekte einer PSA angewendet werden. Die Vision ist aber die Durchführung einer dynamischen PSA. Welchen Einfluss die Anwendung der MCDET-Methode auf PSA-Ergebnisse hat, kann zur Zeit nur durch entsprechende Anwendungen auf spezifische Problemstellungen beantwortet werden.

the theoretical probabilistic dynamic equations. Quantifications of the accuracy of the approximations are given via confidence intervals. Hardly any method of probabilistic dynamics was found in literature which is able to handle interactions between stochastic events and the dynamic quantities of a deterministic code in a similarly consistent and integral way as MCDDET. In this context, it should also be emphasized that MCDDET permits to account not only for stochastic (aleatory) uncertainties but also for epistemic uncertainties.

## I The “Crew”-module – a method to simulate human actions

Human actions may influence accident sequences and their respective probability assessments in many different ways. They are fundamental in beyond design situations where a safe system state can only be achieved with human interventions. The reliability of human actions does not only depend on qualification, stress and ergonomic factors. Essential factors to successfully accomplish an action are also the times necessary to execute the actions, the time window in which human actions must be accomplished and the interactions between human actions, process and system dynamics and stochastic events in the evolution over time.

Within the scope of a research project at GRS the “Crew”-module was developed to model human actions interacting with the system- and process dynamics and with stochastic influences. The combination of the “Crew”-module, MCDDET and a deterministic code allows modeling the dynamics of the overall system, consisting of the physical process, technical systems, human actions and stochastic events, in an integral form (see figure at page 48).

The “Crew”-module is able to model a plant crew consisting of three or more individuals, responsible for special tasks. There may be tasks which can be executed in parallel, and tasks which can only be started, if other tasks have successfully been completed. The communication between crew members is taken into account. Information on the

process and system state is given (with a certain time delay) by indicator variables representing the state of the respective control room equipment. Indicator variables, performance shaping factors (e. g. knowledge, stress), and the success or failure of previous actions may influence the human actions which still have to be performed. The stress level of crew members is modeled as a dynamic quantity depending on the system and process dynamics and the success of previous actions. Moreover, the stress level is an influencing factor of human reliability. The combination of the „Crew“-module with a deterministic code is able to account for the immediate effect of human actions on the evolution of the system- and process dynamics. On the other side, it can also account for the influence of the system and process dynamics on human actions.

The combination of the “Crew”-module, the stochastics module MCDDET and the integral code MELCOR was used to analyse and evaluate the emergency operating procedure “Secondary Side Bleed and Feed”. This emergency operating procedure is intended to be employed in a German NPP after loss of steam generator water injection. In the application 8 crew members supposed to participate were modeled. Stochastic uncertainties taken into account were the execution times for human actions and human errors (errors of omission). The quantification of human errors was derived from the ASEP method, but would also be possible using the THERP methodology. Cognitive processes were not modeled.

One interesting and rather unexpected outcome of the analysis was, that an essential task of the emergency operating procedure could not be performed with a relatively high probability. Remarkable is the fact, that the cause for this situation are not technical failures or human errors which would lead to the omission of the task. As it turned out, the only reason were time effects which arise from interactions between system and process dynamics, human actions and stochastic influences in the evolution over time.

Using the conventional methods, this aspect which especially accounts for the influence of time effects on the success or failure of safety functions or measurements could not have been shown.

Ein Vorteil der MCDET-Methode besteht darin, dass sich durch die automatische Erzeugung der Ereignisabläufe Situationen erkennen lassen, an die man bisher aufgrund der schwer überschaubaren Komplexität noch nicht gedacht hat, die jedoch mit einer nicht zu vernachlässigenden Wahrscheinlichkeit auftreten können.

Die Anwendung der MCDET-Methode zur Bewertung einer Notfallprozedur hat gezeigt, dass es sinnvoll wäre,

solche Prozeduren, die im Grunde deterministisch ausgearbeitet wurden, unter Verwendung probabilistischer Methoden zu validieren. Dadurch könnten mögliche Schwachstellen aufgedeckt und Prozeduren optimiert werden. Mit den von der GRS entwickelten Methoden zur probabilistischen Dynamikanalyse steht das notwendige Instrumentarium zur Verfügung. ■

## I Experiences from previous applications

The combination of the stochastic module MCDET, the “Crew”-module and a deterministic code permits to perform a probabilistic dynamic analysis which can adequately account for the interactions over time between the system and process dynamics, human actions and stochastic influences. Therefore, complex dynamic interrelationships can be modelled in an integral and rather realistic way.

The consideration of the stochastic-dynamic interactions with MCDET is able to provide a probabilistic assessment of accident sequences which properly accounts for the whole spectrum of possible accident sequences. Because of the extensive computing time so far, MCDET analyses can only be restricted

to specific aspects of a PSA. However, the vision is to perform a dynamic PSA. Currently, the influence of MCDET analyses on PSA results can only be assessed by applying MCDET to specific problems.

An advantage of the MCDET method is that accident sequences are automatically generated and therefore critical situations might be detected which have never been thought of before but which still may occur with a significant probability.

The application of the MCDET method to an emergency operating procedure has shown that it would be reasonable to validate such procedures which were designed on a deterministic basis with probabilistic dynamics methods. Potential deficiencies might thus be detected and the procedures be improved. With the methods developed at GRS to perform a probabilistic dynamics analysis the necessary tools are available. ■

# 4

## Reaktorsicherheitsanalysen



Heinz Liemersdorf

Im Unterschied zu den Arbeiten, die in der GRS zur Reaktorsicherheitsforschung durchgeführt werden, befassen sich die hier angesprochenen Reaktorsicherheitsanalysen mit bewertenden Aufgabenstellungen zur Gewinnung von aktuellen Erkenntnissen über diejenigen Einflussfaktoren, die maßgebend das Sicherheitsniveau der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke bestimmen. Übergeordnetes Ziel ist dabei, dieses Niveau zu erhalten und möglichst weiter zu verbessern. Dazu nutzt die GRS insbesondere die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen. 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. Es ist ein besonderer Vorteil der GRS, dass bei diesen analytischen Untersuchungen auch Methoden zur Anwendung kommen, die aus eigenen Forschungstätigkeiten resultieren und damit den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik einschließen. Andererseits können aus den anwendungsbezogenen Analysen wiederum wichtige Hinweise auf notwendige Entwicklungen in der Forschung abgeleitet werden.

### I Reaktorsicherheitsanalysen – fachliche Grundlage für behördliche Aufsicht und Genehmigung

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, fließen in verschiedene Berichte ein. 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. Sie führen in der Regel zu erheblichen anlagenspezifischen Untersuchungen in den deutschen Kernkraftwerken und je nach Prüfungsergebnis auch zu vielfältigen technischen oder administrativen Verbesserungsmaßnahmen. Ein Beispiel aus dem Berichtszeitraum sind dazu die initiierten technischen Untersuchungen im Nachgang zu den Ausfällen in der elektrischen Energieversorgung des schwedischen Kernkraftwerks Forsmark im Jahr 2006. Dieses Ereignis gab aber auch den Anstoß für weitergehende Untersuchungen zu Mängeln in Organisation und Betriebsführung in deutschen Kernkraftwerken. Hieraus resultierte eine Weiterleitungsnachricht, auf die nachfolgend wegen ihrer übergeordneten Bedeutung näher eingegangen wird.

In den letzten Jahren wurden wiederholt Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken gemeldet, die auf Mängel in der Organisation und/oder Betriebsführung hinwei-

# Reactor Safety Analyses

Unlike the work GRS carries out on reactor safety research, the reactor safety analyses related to here deal with evaluation tasks for acquiring up-to-date findings on those influencing factors which decisively determine the safety levels of the German nuclear power plants in operation. Here it is the superordinate objective to maintain this level and if possible to further improve it. Herefor GRS particularly uses national and international operational experience. In addition, GRS also carries out its own analyses on current safety-related issues on the behaviour of the plant, or its technical systems during power plant operation, or occuring or theoretically assumed safety-relevant incidents. For these examinations analysing instruments like, for example, the analysis simulator or recognized engineering methods are available. It is a special advantage of GRS that also those methods are applied during these analyses which result from its own research activities and which thus include the current state of the art. On the other hand important evidence for necessary developments in research can be derived from the use-oriented analyses.

## I Reactor safety analyses – technical basis for state supervision and licensing

Studies which do not only concentrate on technical matters but which also include human and organizational safety aspects as well as the concurrence of technology, human beings and organizations have become increasingly important.

The results of these inspections which are normally carried out on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety or the supervisory and licensing authorities of the federal states are reflected in different reports. To these

belong in particular messages to be forwarded as well as expert opinions, comments and generic reports.

### Forwarding messages

By order of Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety GRS informs the German nuclear power plant operators and the supervisory authorities of the federal states as well as other organizations which are incorporated into the use of the backflow of experience with so-called forwarding messages about current, particularly important safety-related findings, e.g. because of incidents which have occurred or because of research results. They comprise statements on the transferability of the findings to other plants, on the safety-related significance and recommendations for necessary safety-related actions. Within one year approx. 10 to 15 of these forwarding messages are produced. These normally lead to considerable plant specific inspections in the German nuclear power plants and depending on the result of the inspection also to manifold technical and administrative upgrading measures. One example from the reporting period are the technical inspections initiated following the failure of the electrical energy supply of the Swedish nuclear power plant Forsmark in 2006. This event was also an impulse for further inspections relating to shortcomings in the organization and management of German nuclear power plants. A forwarding message resulted herefrom which shall be referred to in more detail below because of its superordinate significance.

During the last few years incidents have repeatedly been reported from German nuclear power plants which indicate shortcomings in the organization and/or management. An analysis of the events has shown that the shortcomings can be classified as follows:

- An organizational provision is missing (e.g. a radiation protection control is missing, a work instruction does not exist),

sen. Eine Auswertung der Ereignisse hat ergeben, dass sich die Mängel folgendermaßen klassifizieren lassen:

- Eine organisatorische Vorkehrung fehlt (z. B. eine Strahlenschutzüberwachung fehlt, eine Arbeitsanweisung ist nicht vorhanden).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist vorhanden, ist jedoch unzureichend (z. B. die Betriebsdokumentation für die Durchführung einer Maßnahme ist unvollständig, ungenau oder zweideutig formuliert).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist vorhanden, wird jedoch nicht oder nur unzureichend systematisch angewendet (z. B. Betriebspraxis bei der Durchführung einer Maßnahme weicht von der Betriebsdokumentation ab).
- Eine organisatorische Vorkehrung ist vorhanden, wird jedoch aufgrund mangelnder Fachkunde nur unzureichend angewendet (z. B. fehlende systematische Entscheidungsfindung, fehlende systematische Ereignisanalyse).
- Die Betriebsführung ist teilweise unzureichend (z. B. keine Abhilfe bei regelmäßig auftretenden Problemen, nichtkonservative Entscheidungsfindung, unzureichende Auswertung von Betriebserfahrungen).

Die erkannten Mängel in der Organisation und Betriebsführung können zum Teil erhebliche Auswirkungen auf den sicheren Betrieb einer Anlage haben. Die Empfehlungen der GRS zur Abhilfe zielen darauf ab, in Kernkraftwerken ein systematisches, prozessorientiertes Sicherheitsmanagementsystem einzuführen und zu betreiben.

In allen deutschen Anlagen sind bereits Managementsysteme (z. B. hinsichtlich Alterung, Abfall, etc.) und auch Elemente des Sicherheitsmanagements etabliert. In den meisten Anlagen fehlt jedoch bisher eine Systematisierung und Integration der verschiedenen Managementsysteme. Insbesondere fehlt häufig ein systematischer Ansatz, der alle sicherheitsrelevanten Arbeitsabläufe berücksichtigt. Die GRS empfiehlt ein prozessorientiertes, integriertes Managementsystem, wie es sich in anderen Industriezweigen heute bereits bewährt hat.

In einem integrierten, prozessorientierten Managementsystem werden sämtliche Aufgaben, die für die Durchführung des Anlagenbetriebs wahrzunehmen sind, in Prozessen zusammengefasst. Anforderungen, die von der Anlage erfüllt werden müssen, werden nicht isoliert, sondern ganzheitlich erfasst und den Arbeitsabläufen zugeordnet, in denen sie wahrzunehmen sind. Die Sicherheit der Anlage ist im integrierten Managementsystem als vorrangiges Ziel zu verfolgen.

Wird ein isoliertes Sicherheitsmanagementsystem entwickelt und eingeführt, so sind die Schnittstellen zu anderen Managementsystemen zu identifizieren und zu regeln sowie das Zusammenwirken mit anderen Managementsystemen und der Umgang mit konkurrierenden Managementzielen festzulegen.

Im übernächsten Abschnitt wird auf weitere Entwicklungen zur Implementierung von Sicherheitsmanagementsystemen eingegangen.

### **Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte**

Die 2006/2007 von der GRS ausgearbeiteten Gutachten, Stellungnahmen und generischen Berichte betreffen größtenteils sicherheitstechnische Bewertungen in- und ausländischer Ereignisse. Arbeitsschwerpunkte waren die vertiefte ingenieurtechnische Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrungen im Auftrag des BMU. Weiterhin wurden Ereignis- und Anlagen übergreifende generische Untersuchungen durchgeführt sowie in- und ausländische Erkenntnisse zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren gesammelt, datentechnisch aufbereitet und wissenschaftlich analysiert.

In diesem Zusammenhang ist auf die derzeitigen Aktivitäten der GRS zur Verbesserung des internationalen Erfahrungsaustausches hinzuweisen. Dabei geht es um die Realisierung einer europäischen Koordinationsstelle für die Erfassung und schnelle Weitergabe von Informationen zu Ereignissen und Erkenntnissen aus dem weltweiten Betrieb von Kernkraftwerken. Für fachliche Aufgabenstellungen und insbesondere bewertende Aufgaben sieht das Konzept der ETSO-Partner (European Technical Safety Organisation Network) eine Einbindung der nationalen TSO vor. ETSO ist im Mai 2006 von GRS, IRSN und AVN mit Unterstützung der übrigen Partner im EUROSAFE Programmkomitee gegründet worden.

- an organizational provision exists, but it is insufficient (e.g. the operational documentation for performing a measure is incomplete, worded inaccurately or ambiguously),
- an organizational provision exists, but it is not or only non-systematically applied (e.g. operational practice of a measure does not comply with the operational documentation),
- an organizational provision exists, but is only insufficiently applied due to a lack of expertise (e.g. lack of systematic decision making, lack of systematic analysis of results),
- operational management is partially insufficient (e.g. remedies for problems occurring regularly are not found, non-conservative decision making, insufficient analysis of operational experiences).

The shortcomings in organization and operational management can partially have considerable effects on the safe operation of a plant. GRS recommendations for relief are aimed at introducing and operating a systematic, processoriented safety management system in nuclear power plants.

In all German plants management systems (e.g. relating to aging, waste, etc.) and also safety management elements have already been established. In most plants a systematization and integration of the different management systems has, however, been missing so far. Especially a systematic approach considering all safety-relevant operational procedures is frequently missing. GRS recommends a process-oriented, integrated management system as it has already proven in other industries today.

In an integral, process-oriented management system all functions which are to be performed to operate a plant are summarized in processes. Requirements which are to be met by the plant are not isolated but recorded in an integral way and are assigned to operational procedures where they are to be met. The safety of the plant is the pre-dominant objective to be pursued with an integral management system.

If an isolated safety management system is developed and introduced, the interfaces with the other management systems must be identified and controlled and the concurrence with other

management systems and the treatment of competing management objectives must be defined.

After the next section we will deal with further developments on implementing safety management systems.

### Expert opinions, comments and generic reports

The expert opinions, comments and generic reports elaborated by GRS in 2006/2007 mainly related to safety-relevant assessments of incidents at home and abroad. Key activities were the deepened technological assessment of national and international operational experiences on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety. Furthermore, generic examinations extending beyond individual incidents or plants were carried out and national and international findings on the nuclear safety of nuclear power plants and research reactors were collected, the data were edited and scientifically analysed.

In this context it is referred to GRS's current activities for improving the international exchange of experiences dealing with the implementation of a European coordination centre for the acquisition and fast dissemination of information on events and findings from the worldwide operation of nuclear power plants. For expert functions and especially for evaluating functions the concept of the ETSO partners (European Technical Safety Organization Network) stipulates an involvement of the national TSOs. ETSO was founded in May 2006 by GRS, IRSN and AVN supported by the remaining partners in the EUROSAFE programme commission.

In addition, 2006/2007 experiences relating to operational experiences were intensified and exchanged. One example for this exchange of experiences were discussions with the Japanese partner organization JNES on the effects of a strong earthquake (magnitude 6.7) at the Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant on 16 July 2007. Here it showed that although the seismic parameters on which the design of the seven nuclear power plants on the location had been based was exceeded and despite considerable damage in the surroundings, the nuclear power plants themselves also according to the IAEA mission summoned at short notice were



Darüber hinaus wurden 2006/2007 Erfahrungen zu Betriebserfahrungen fachlich vertieft und ausgetauscht. Ein Beispiel für diesen Erfahrungsaustausch waren Diskussionen mit der japanischen Partnerorganisation JNES über die Auswirkungen eines starken Erdbebens (Magnitude 6.7) auf das Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa vom 16. Juli 2007. Dabei zeigte sich, dass trotz Überschreitung von ingenieurseismischen Kenngrößen, die der Auslegung der sieben am Standort befindlichen Kernkraftwerke zugrunde lagen und trotz erheblicher Schäden in der Umgebung, die Kernkraftwerke selber auch nach Meinung einer kurzfristig einberufenen IAEA-Mission in einem wesentlich besseren Zustand waren, als für ein solch starkes Erdbeben erwartet. Die sicherheitstechnischen Auswirkungen wurden als geringfügig bewertet.

Ein sicherheitstechnisch bedeutsames Ereignis im Kernkraftwerk Unterweser war die über einen längeren Zeitraum unerkannte Unverfügbarkeit eines redundanten Teilsystems des Not- und Nachkühlsystems. Diese Unverfügbarkeit führte dazu, dass bei den kurzzeitig vorgenommenen vorbeugenden Instandhaltungsvorgängen an anderen Teilsystemen für das gesamte Not- und Nachkühlsystem nur die Mindestwirksamkeit gegeben war.

Hinsichtlich ausländischer Ereignisse waren zwei Ereignisse für die Übertragbarkeitsbewertungen der GRS von besonderer Bedeutung, da das Schutzziel „Reaktivitätskontrolle“ unmittelbar betroffen war: Bei einem japanischen Kernkraftwerk war es zu einer Rekritikalität bei abgeschalteter Anlage gekommen. Bei einem australischen Forschungsreaktor hatten sich Brennelemente erheblich verschoben.

Der Brand eines großen Transformators im Kernkraftwerk Krümmel, der auch erhebliches öffentliches Interesse erregte, sowie die bei diesem Ereignis aufgetretenen Abweichungen vom erwarteten Ereignisablauf wurden von der GRS hinsichtlich Anlagen übergreifender Erkenntnisse vertieft untersucht. Bei diesem Kernkraftwerk kam es am 28. Juni 2007 nach einem Kurzschluss zum Brand an einem der beiden Maschinentransformatoren. Durch Auslösen verschiedener elektrischer Schutzeinrichtungen wurde die Versorgung der vier Eigenbedarfsschienen des Kraftwerks auf das Reservenetz umgeschaltet. Die damit verbundene kurzzeitige Spannungsunterbrechung auf den Eigenbedarfsschienen löste die Reaktorschnellabschaltung aus. Im weiteren Ereignisablauf fiel aufgrund eines technischen Fehlers in der automatischen Wiederzu-

schaltung der Speisewasserpumpen die betriebliche Speisewasserversorgung aus. Hierdurch reduzierte sich der Füllstand im Reaktordruckbehälter bis auf den Auslösegrenzwert für den Durchdringungsabschluss der Frischdampfleitungen und den Start des Nachspeisesystems TM. Im weiteren Verlauf wurden durch die Schichtmannschaft zwei Sicherheits- und Entlastungsventile für vier Minuten von Hand geöffnet. Daraufhin sank der Druck im Reaktordruckbehälter von 65 bar auf etwa 20 bar und der Füllstand im Reaktordruckbehälter erreichte den Wert zur automatischen Startanregung des Einspeisesystems TJ. Durch die nachfolgende Bespeisung mit den Systemen TM und TJ wurde der Füllstand im Reaktordruckbehälter wieder normalisiert.

Bei dem Ereignis traten verschiedene Abweichungen vom erwarteten Ereignisablauf auf. Unter anderem kam es zu einem Eintrag von Brandgasen in die Warte. Grund dafür war, dass der Rauch in Richtung des Schaltanlagegebäudes und der dort befindlichen Ansaugöffnungen der Lüftungsanlagen getrieben wurde und ein konzeptioneller Fehler in der Betriebsweise der Lüftungsanlage dazu führte, dass die Umluftklappen in der Lüftungsanlage automatisch geschlossen wurden und nur noch Außenluft in das Schaltanlagegebäude und in die Warte gelangte. Das Personal ergriff aufgrund des in der Warte wahrgenommenen Brandgeruchs Maßnahmen, um die automatisch ausgelösten Maßnahmen in der Lüftungsanlage zurückzustellen und die Lüftungsanlage von Entqualmungsbetrieb auf Umluftbetrieb umzuschalten. Aufgrund der Übertragbarkeit auf andere deutsche Kernkraftwerke wurde speziell zu diesem Aspekt auch eine Weiterleitungsnachricht von der GRS erstellt. Ein Anlass für weitere generische Fragestellungen war insbesondere das Verhalten des Schichtpersonals hinsichtlich der Betätigung der Sicherheits- und Entlastungsventile, die nicht im Einklang mit entsprechenden Anforderungen des Betriebshandbuchs war. Daraus abzuleitende „Lessons learned“ sind derzeit noch Gegenstand von Fachdiskussionen, die nicht nur die Art und Weise der Kommunikation des verantwortlichen Schichtpersonals sondern auch generelle Fragen der Behandlung von Störungen und Störfällen in der Warte betreffen.

Bezüglich spezieller Gutachtentätigkeiten der GRS sind 2006/2007 auch wieder Untersuchungen zur Beherrschbarkeit eines Kühlmittelverluststörfalls beim Eintrag von Isoliermaterial in den Sumpf des Sicherheitsbehälters zu nennen. Zur Sicherstellung der Kernkühlung bei Leckstörfällen mit Freisetzung

in a much better state than expected from such a strong earthquake. The safety-relevant effects were assessed as insignificant.

An important safety-relevant incident in the Unterweser nuclear power plant was the non-availability of a redundant partial system of the emergency core cooling and residual heat removal system which had not been detected over a longer period of time. This non-availability had the effect that there was only minimum effectiveness of the overall emergency core cooling and residual heat removal system during precautionary maintenance procedures at other partial systems.

With respect to foreign incidents two incidents for GRS's transferability assessments were particularly important as the safety objective „reactivity control“ was directly concerned: In a Japanese nuclear power plant recriticality had occurred in a shutdown plant. In an Australian research reactor fuel elements had moved considerably.

The fire of a big transformer in the Krümmel nuclear power plant which also attracted considerable public interest as well as the deviations from the expected course of events were intensely examined by GRS with respect to findings exceeding beyond plant level. In this nuclear power plant a fire started after a short-circuit in one of the two generator transformers on 28 June 2007. By actuating different electrical protection devices the supply of the four auxiliary buses of the nuclear power plant were switched to the standby net. The momentary power dip on the auxiliary buses connected therewith led to a reactor trip. In the further course of the event the operational feedwater supply failed due to a technical error in the automatic reconnection of the feedwater pumps. Because of this the fill level in the reactor pressure vessel fell to the actuation limit for the steam line isolation of the main steam lines and the start of the reactor core isolation cooling system TM. In the further course of the event two safety and relief valves were manually opened for four minutes by the shift crew. After that the pressure in the reactor pressure vessel fell from 65 bar to approx. 20 bar and the fill level of the reactor pressure vessel reached the value for automatic start stimulation of the feedwater system TJ. The fill level in the reactor pressure vessel was normalized again by the subsequent feeding with the systems TM and TJ.

During the event different deviations from the expected course of events occurred. Among other

things fumes infiltrated into the control room. The reason herefor was that the smoke was driven into the direction of the switchgear building and the intake openings of the ventilation systems located there and that a conceptual fault in the operation of the ventilation systems led to an automatic closure of the recirculation air dampers in the ventilation and only external air reached the switchgear building and the control room. Because of the smell of burning perceived the staff took measures to reset the automatically actuated measures in the ventilation system and to change the ventilation system from smoke removal to recirculation. Because of the transferability to other German nuclear power plants GRS also prepared a forwarding message especially on this aspect. A cause for further generic questions was especially the behaviour of the shift staff with respect to actuating the safety and relief valves which was not in compliance with the respective requirements of the operation manual. The „lessons learned“ to be derived herefrom are currently the object of expert discussions which do not only relate to the kind of communication of the responsible shift staff but also to general questions of treating disturbances and accidents in the control room.

Relating special expert assessments carried out by GRS examinations of the controllability of a loss-of-coolant accident upon entry of insulation material into the sump of the containment have to be mentioned for 2006/2007. To secure core cooling upon leakage accidents with a release of insulation material the sump strainers in compliance with the RSK requirements are to be designed in such way that no inadmissible pressure losses by accumulation of insulation material or other substances occur in the core. More recent tests of the nuclear power plant operators have shown for the current sump strainer configuration in German pressurized water reactors that with the sump strainers incompletely covered, e.g. due to minor release of insulation material or after dissolution of sump strainer coats, relevant accumulations could occur in the core impairing core cooling. At present there is no reliable evidence that can completely exclude insufficient core cooling during design leakage accidents. GRS made recommendations relating to technical measures based on the findings of the current tests in a forwarding message. These measures relate to the selection of insulation material, the minimization of corrosion product generation, cleanliness requirements in the containment and the avoidance of

### Erstellung von Entscheidungsgrundlagen für behördliche Prüfung und Beurteilung

Im Zusammenhang mit den Anträgen von drei Betreibern zur Übertragung von Reststrommengen von neueren auf ältere Kernkraftwerke wurde die GRS zusammen mit weiteren vom BMU bestimmten Sachverständigenorganisationen mit einer vergleichenden Sicherheitsüberprüfung beauftragt. Bei diesem Auftrag handelt es sich um eine punktuelle Untersuchung einzelner Bewertungsgegenstände, die gemeinsam von BMU, GRS und den anderen beteiligten Organisationen festgelegt wurden. Bewertungsmaßstab ist der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik. Auftragsgemäß werden neben dem Erfüllungsgrad von regulatorischen Sicherheitsanforderungen insbesondere auch die anlagenspezifischen Sicherheitsreserven in die Bewertung einbezogen. Die Arbeiten sind insgesamt noch nicht abgeschlossen.

Die GRS hat im Auftrag des BMU die 2004 veröffentlichten „Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme“ weiter entwickelt. Der nun fertiggestellte GRS-Bericht „Managementsysteme in Kernkraftwerken“ beinhaltet Anforderungen an ein integriertes Managementsystem, in dem alle für den Unternehmenserfolg relevanten Perspektiven wie Sicherheit, Qualität, Umwelt und Kosten organisiert werden. Alle im Kraftwerk anfallenden Tätigkeiten, die Einfluss auf den sicheren Betrieb haben, sind in Prozessen zu organisieren. Im vorliegenden Bericht werden Aufbau und Strukturierung von Prozessen, einer prozessorientierten Aufbau- und Ablauforganisation und eines Prozessmodells sowie Anforderungen an deren Ausgestaltung beschrieben. Weiterhin werden Anforderungen an die Ableitung und Entwicklung von Prozesszielen aus übergeordneten Unternehmenszielen sowie an die Lösung von Zielkonflikten formuliert. Damit ist es gelungen, basierend auf den Vorarbeiten der GRS sowie den neuesten Entwicklungen der IAEO, für den Anwender aufseiten der Aufsichtsbehörden, Betreiber und Gutachter detaillierte, umsetzbare und abprüfbare Anforderungen zu formulieren und in einem umfassenden öffentlich zugänglichen Leitfaden zusammenzustellen.

Weiterhin ergaben sich aus den Arbeiten der GRS zur Implementierung einer softwarebasierten Leittechnik im Sicherheitssystem der deutschen Kernkraftwerke weitreichende Impulse für grundlegende Sicherheitsanforderungen. Nach fachlicher Meinung der GRS, die ihren Niederschlag auch in einem gemeinsamen Positionspapier der Leitstelle Kerntechnik im VdTÜV (Verband der Technischen Überwachungsvereine) gefunden hat, bedarf es im Sicherheitssystem einer diversitären Auslegung der Gerätetechnik für sicherheitsrelevante leittechnische Funktionen verbunden mit einer dissimilaren Software, um einen gemeinsam verursachten Ausfall (GVA) des neuen Leittechniksystems, der nach heutigem allgemein akzeptierten Kenntnisstand nicht ausschließbar ist, zu beherrschen. Die Notwendigkeit solcher Sicherheitsanforderungen ist derzeit Gegenstand von intensiven Beratungen (u. a. bei RSK, Betreibern und Herstellern).

von Isoliermaterial sind entsprechend der RSK-Anforderung die Sumpfsiebe so zu gestalten, dass keine unzulässigen Druckverluste durch Ablagerung von Isoliermaterial und anderen Stoffen im Kern auftreten. Neuere Versuche der Kernkraftwerksbetreiber haben für die aktuelle Sumpfsiebkonfiguration in deutschen Druckwasserreaktoren gezeigt, dass bei unvollständig belegten Sumpfsieben z. B. infolge geringer Freisetzung von Isoliermaterial oder nach dem Ablösen von Sumpfsiebelagen relevante Ablagerungen im Kern mit einer Beeinträchtigung der Kernkühlung auftreten könnten. Derzeit liegt keine belastbare Nachweisführung vor, die für die Auslegungsleckstörfälle eine unzureichende Kernkühlung vollständig ausschließen kann. Die GRS hat in einer Weiterleitungsnachricht, aufbauend auf den Erkenntnissen der aktuellen Versuche,

Empfehlungen zu technischen Maßnahmen gegeben. Diese Maßnahmen beziehen sich auf die Auswahl von Isoliermaterial, die Minimierung der Erzeugung von Korrosionsprodukten, der Sauberkeitsanforderungen im Sicherheitsbehälter und der Vermeidung zu hoher Druckverluste über die Sumpfsiebe. Aktuelle Abhilfemaßnahmen befassen sich insbesondere mit Möglichkeiten zur Rückspülung der Sumpfansaugung, um Beläge von den Sieben zu entfernen. Die RSK hat erst kürzlich entsprechende Anforderungen, die auch aus Sicht der GRS zielführend sind, beschlossen. Trotzdem hält die GRS letztlich eine Gesamtlösung unter Berücksichtigung aller beeinflussenden Phänomene, die durch ausreichend robuste Nachweise gekennzeichnet ist, für angebracht. ■

### Preparing the decision-making bases for inspections and assessments by authorities

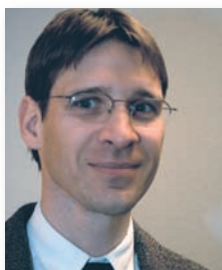
In connection with applications by three operators for transferring residual electricity volumes from newer to older nuclear power plants GRS together with one further expert organization specified by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety was commissioned with a comparative safety review. This order deals with the selective examination of individual assessment items jointly specified by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety, GRS and other participating organizations. The assessment factor is the current state of the art in science and technology. In accordance with the order particularly the plant-specific safety margins are included into the assessment in addition to the degree to which the regulatory safety requirements have been met. All in all the workings have not yet been finalized.

By order of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety GRS further developed the "Bases for Safety Management Systems" published in 2004. The GRS report "Management Systems in Nuclear Power Plants" comprises requirements to be met by an integral management system which organizes all perspectives relevant for corporate success like safety, quality, environment and costs. All activities occurring in a power plant which have an influence on the safe operation shall be organized in processes. In the present report the organization and structure of processes, of a process-oriented operational and organizational structure and a process model as well as the requirements to be met by their design are described. Furthermore, requirements to be met by deriving and developing process objectives from superordinate corporate objectives as well as by solving conflicts of objectives are elaborated. On the basis of the preliminary work of GRS as well as on the latest developments of IAEA it is thus possible to elaborate requirements which can be implemented and checked for users in supervisory authorities, operators and authorized experts and to compile these in a comprehensive, publicly accessible guideline.

Furthermore, far-reaching impulses for basic safety requirements resulted from GRS's workings on implementing a software-based instrumentation and control in the safety system of German nuclear power plants. According to GRS's professional opinion which is also reflected in a joint position paper of the nuclear technology coordinating office of VdTÜV (Technical Inspectorate Association), there must be a diverse design of equipment technology for safety-relevant instrumentation and control functions connected with a dissimilar software to control a common cause failure (CCF) of the new instrumentation and control system which cannot be excluded according to the present commonly accepted knowledge. The necessity of such safety requirements is currently the object of intense consultations (at RSK, operators and manufacturers, etc.)

high pressure losses via the sump strainers. Current remedies particularly deal with the possibilities of backflushing the sump suction to remove coats from the strainers. RSK has only recently passed corresponding requirements which are purposeful

also from GRS's point of view. Nevertheless, GRS deems it best to find an overall solution taking into account all influencing phenomena which is characterized by sufficiently robust evidence. ■



Siegfried Babst



Gerhard Gänssmantel



Dr. Reinhard Stück

## 4.1 Precursor-Analysen für deutsche Kernkraftwerke

Die Precursor-Analyse ist eine international anerkannte Methode zur Quantifizierung der sicherheitstechnischen Bedeutung von betrieblichen Ereignissen in Kernkraftwerken. Precursor (deutsch: Vorläufer) sind betriebliche Ereignisse in Kernkraftwerken, die selbst keine schwerwiegenden Auswirkungen hatten, die aber bei Auftreten zusätzlicher Fehler zu schwerwiegenden Auswirkungen hätten führen können. Beispiele für solche betrieblichen Ereignisse sind Komponentenausfälle oder Transienten, wie z. B. der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung. Precursor-Analysen ermitteln auf Basis der Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten von zusätzlichen Fehlern oder auslösenden Ereignissen die Wahrscheinlichkeit, mit der diese zusätzlichen Fehler bei dem aufgetretenen Vorkommnis zu einem Kernschaden geführt hätten. Diese bedingte Wahrscheinlichkeit ist ein Maß für die sicherheitstechnische Bedeutung des aufgetretenen betrieblichen Ereignisses. Ereignisse, bei denen die Wahrscheinlichkeit für Kernschäden  $> 10^{-6}$  beträgt, werden international als „Precursor“ eingestuft.

Die ersten systematischen Precursor-Analysen wurden in den USA für die Jahre 1969 bis 1981 durchgeführt. Seit 1984 erfolgt eine kontinuierliche Precursor-Bewertung im Auftrag der US-NRC. In Frankreich wird die kontinuierliche Precursor-Analyse seit Mitte der 90-er Jahre durch den Betreiber EdF und exemplarische Bewertungen für einzelne Ereignisse durch IRSN durchgeführt. Weitere Länder, in denen mehr oder weniger systematische Precursor-Analysen durchgeführt werden, sind Belgien, Finnland, Japan, die Niederlande, Schweiz, Schweden, Spanien, Tschechien und Ungarn. Zum Erfahrungsaustausch sowie zur Diskussion neuer Ereignisse und Entwicklungen findet ein jährliches Precursor-Meeting bei AVN in Brüssel statt. Die IAEO hat zwei Berichte (IAEA-TECDOC-611 und 1417) zur probabilistischen Bewertung von betrieblichen Ereignissen veröffentlicht.

Precursor-Analysen werden in der GRS im Rahmen des Vorhabens zur vertieften Auswertung von entsprechend der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) meldepflichtigen Ereignissen aus deutschen Kernkraftwerken durchgeführt. Die Precursor-Analysen ergänzen die systematische, anlagenübergreifende Bewertung der Betriebserfahrung mit ingenieurmäßigen Methoden. Seit 1997 erscheint hierzu jährlich ein Bericht mit der Auswertung der Ereignisse eines Kalenderjahres.

Beim Vergleich der quantitativen Ergebnisse mit denen aus anderen Ländern ist zu beachten, dass die GRS in ihren Precursor-Analysen für deutsche Kernkraftwerke die in Notfall-Handbüchern vorgesehenen anlageninternen Notfallmaßnahmen (Accident Management) nicht berücksichtigt. Die Analysen liefern daher – im Unterschied zu vergleichbaren Untersuchungen in an-

deren Ländern – nicht die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen Kernschaden, sondern für den Ausfall der auslegungsgemäßen Systemfunktionen zur Kernkühlung (auch als „Gefährdungszustand“ bezeichnet). Diese Vorgehensweise trägt der Tatsache Rechnung, dass in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) für deutsche Kernkraftwerke anlageninterne Notfallmaßnahmen in unterschiedlichem Umfang und mit unterschiedlicher Tiefe berücksichtigt werden.

Im Folgenden werden die Vorgehensweise bei den Precursor-Analysen in der GRS sowie wesentliche Ergebnisse im Überblick dargestellt.

### ■ Ziele und Vorgehensweise bei den Precursor-Analysen der GRS

Eine systematische Precursor-Analyse von meldepflichtigen Ereignissen für alle deutschen Kernkraftwerke erfolgt seit 1993. Diese Analysen haben vor allem folgende Ziele:

- Probabilistische Bewertung einzelner Ereignisse zur Ermittlung der verbliebenen Sicherheitsreserven,
- Kontinuierliche Verfolgung des Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke,
- Identifizierung von Ereignissen mit deutlich verringerten Sicherheitsreserven.

## 4.1 Precursor Analyses for German Nuclear Power Plants

Precursor analysis is an internationally recognized method for quantifying the safety-relevance of operational events in nuclear power plants. Precursors are operational events in nuclear power plants which had no serious impact, but which could have led to serious impacts, if additional malfunctions had occurred. Examples of such operational events are component failures or transients, for example, the loss of main feedwater. On the basis of the probabilities for the occurrence of additional malfunctions or initiating events precursor analyses determine the probability with which these additional malfunctions during the event occurred would have led to a core damage. This conditional probability is a measure for the safety-relevance of the operational event occurred. Events for which the probability of core damages is  $> 10^{-6}$ , are internationally classified as “precursor”.

The first systematic precursor analyses were carried out in the USA for the years 1969 to 1981. Since 1984 there has been a continuous precursor assessment by order of the US NRC. In France the continuous precursor analysis has been carried out since the mid-1990s by the utility EdF and exemplary assessments for individual events by IRSN. Further countries where more or less systematic precursor analyses are performed are Belgium, Finland, Japan, the Netherlands, Switzerland, Sweden, Spain, the Czech Republic and Hungary. To exchange experience and to discuss new events and development there is an annual precursor meeting at AVN in Brussels. The IAEA published two reports (IAEA-TECDOC-611 and 1417) on the probabilistic assessment of operating events.

Precursor analyses are carried out by GRS as a part of the project on an enhanced analysis of events in German nuclear power plants which are notifiable pursuant to the Nuclear Safety Officer and Reporting Ordinance (AtSmV). The precursor analyses supplement the systematic, generic assessment of operating experience with engineering methods. Since 1997 a report analysing the events of one calendar year has been published hereon every year.

When comparing the quantitative results with those of other countries it must be noted that GRS does not take into account the plant internal accident management measures stipulated in emergency manuals in its precursor analyses for German nuclear power plants. In contrast to comparable studies in other countries, the analyses therefore do not provide conditional probabilities for a core damage, but for the failure of the system functions designed for core cooling (also

referred to as hazard state). This procedure accounts for the fact that plant internal emergency measures are considered to a varying extent and intensity in the probabilistic safety analyses (PSA) for German nuclear power plants.

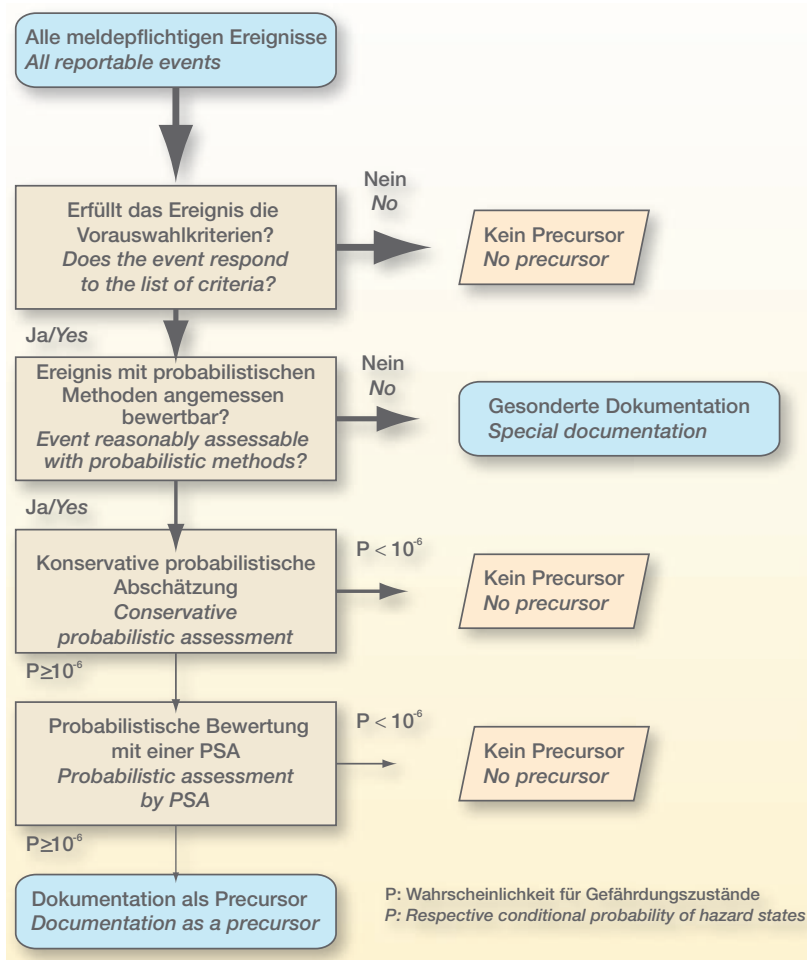
Below the procedures of precursor analyses at GRS as well as essential results are described to provide an overview.

### Objectives and procedures of the precursor analyses at GRS

There has been a systematic precursor analysis of reportable events for all German nuclear power plants since 1993. These analyses primarily have the following objectives:

- Probabilistic assessment of individual events to determine the remaining safety margins,
- continuous pursuit of the safety level of German nuclear power plants,
- identification of events with considerably reduced safety margins.

The systematic assessment of the operating experience of all plants with the help of probabilistic methods is the main priority of the analyses. It must also be checked which significance the precursors determined have for other German nuclear power plants.



◀ Vorgehensweise der GRS bei der Precursor-Analyse  
GRS procedure during precursor analysis

lässigbar geringe sicherheitstechnische Bedeutung haben und daher nicht als Precursor einzustufen sind. Im zweiten Schritt werden Ereignisse identifiziert, die mit den vorhandenen Informationen und Methoden derzeit nicht analysiert werden können. Diese werden gesondert dokumentiert. Aus ihrer Zusammenstellung lassen sich Folgerungen für die Weiterentwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen ableiten. Im dritten Schritt wird für die ausgewählten Ereignisse die jeweilige bedingte Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen nach oben abgeschätzt. Ergibt die Schätzung eine Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen deutlich kleiner als  $10^{-6}$ , so werden solche Ereignisse nicht weiterbetrachtet. Für die verbleibenden Ereignisse wird eine detaillierte probabilistische Bewertung durchgeführt.

Als Grundlage für die Bewertung dienen die für die einzelnen Kernkraftwerke durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen. Bei der Bewertung der Wahrscheinlichkeiten ist zu beachten, dass die ermittelten Ergebnisse für einzelne Ereignisse auf probabilistischen Analysen unterschiedlicher Art und Qualität beruhen können. Da der GRS für einige Anlagen keine anlagenspezifischen PSA vorliegen, wird in diesen Fällen auf Analysen vergleichbarer Anlagen oder auf Abschätzungen zurückgegriffen. Die ausgewiesenen bedingten Wahrscheinlichkeiten für Gefährdungszustände beruhen daher zum Teil auf generischen Daten.

Hierbei steht die systematische Bewertung der Betriebserfahrung aller Anlagen mit Hilfe von probabilistischen Methoden im Vordergrund. Dabei ist auch zu überprüfen, welche Bedeutung die festgestellten Precursor für andere deutsche Kernkraftwerke haben.

Darüber hinaus können die Precursor-Analysen dazu genutzt werden, die Methoden und Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen zu überprüfen. So können tatsächlich aufgetretene auslösende Ereignisse bzw. Ereignisabläufe mit den in den PSA berücksichtigten Abläufen verglichen werden. Von besonderer Bedeutung sind hierbei auch die Ereignisse, die möglicherweise wichtig sind, derzeit aber nicht oder nicht mit vertretbarem Aufwand probabilistisch bewertet werden können.

Im ersten Schritt werden die meldepflichtigen Ereignisse anhand eines von der GRS entwickelten Kriterienkataloges (vor)ausgewählt. Dabei werden solche Ereignisse aussortiert, die keine oder nur eine vernach-

Von der IAEO (IAEA Safety Guides, Safety Standards Series No. NS – G1, Vienna, 2001) wird als Obergrenze für die tolerierbare Gesamthäufigkeit des Ausfalls der auslegungsgemäßen Kernkühlung (Häufigkeit von Gefährdungszuständen) als Orientierungswert  $10^{-4}$  pro Reaktor-Jahr empfohlen. In der GRS werden alle Ereignisse als Precursor dokumentiert, für welche die bedingte Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen, bei denen die Kernkühlung wegen Ausfalls der auslegungsgemäß dafür vorhandenen Systeme gefährdet ist, mindestens 1 Prozent des o. g. Orientierungswertes, d. h.  $10^{-6}$ , beträgt. Precursor-Ereignisse, deren bedingte Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände größer als  $10^{-4}$  ist, werden als bedeutende Precursor eingestuft.

In addition, the precursor analyses can be used to reassess the methods and results of probabilistic safety analyses. Thus initiating events or event sequences which actually occur can be compared to the sequences considered in the PSA. Events which are possibly significant, but which cannot currently be assessed probabilistically with an acceptable effort are of particular importance here.

In the first step the notifiable events are (pre-)selected with the help of a list of criteria developed by GRS. Here such events are rejected which have no or negligibly little safety relevance and which are therefore not to be categorized as precursors. In the second step events are identified which at present cannot be analysed with the existing information and methods. These are documented separately. Consequences for the further development of probabilistic safety analyses can be derived from their compilation. In the third step the respective upper conditional probability for hazard states is estimated for the selected events. If the estimated probability of hazard states is clearly smaller  $10^{-6}$ , the events are not further analysed. For the remaining events a detailed probabilistic assessment is carried out.

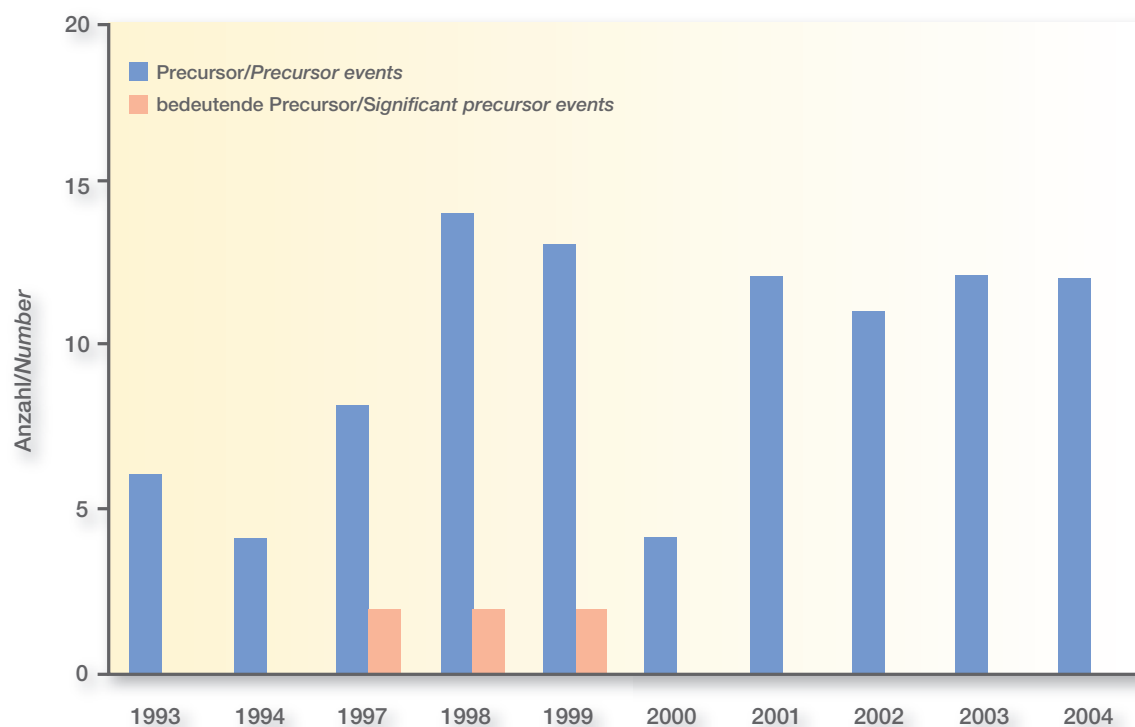
The probabilistic safety analyses carried out for the individual nuclear power plants serve as the basis for the assessment. During the assessment of the probabilities

it must be noted that the results determined for individual events can be based on probabilistic analyses of different kinds and quality. As there are no plant-specific PSA available to GRS for some plants, GRS accessed analyses of comparable plants or estimates in these cases. The conditional probabilities indicated for hazard states are therefore partly based on generic data.

The IAEA recommends  $10^{-4}$  per reactor year as a benchmark for the upper bound for the tolerable overall failure frequency of the designed layout of core cooling (frequency of hazard states) (IAEA Safety Guides, Safety Standards Series No. NS – G1, Vienna, 2001). GRS documents all events as a precursor for which the conditional probability of hazard states endangering core cooling due to the failure of safety systems designed to maintain core cooling is at least 1 percent of the a.m. benchmark, i.e.  $10^{-6}$ . Precursor events for which the conditional probability of hazard states is  $> 10^{-4}$ , are classified as significant precursors.

## Results of the precursor assessment

The precursor analyses were initially carried out for the years 1993 and 1994 to determine and test a suitable



◀ Anzahl der ermittelten Precursor-Ereignisse und Anzahl der bedeutenden Precursor-Ereignisse für die analysierten Jahrgänge  
*Number of the determined precursor events and the significant precursor events for the years analysed*



## Ergebnisse der Precursor-Bewertung

Die Precursor-Analysen wurden zunächst für die Jahre 1993 und 1994 durchgeführt, um eine geeignete Vorgehensweise festzulegen und zu erproben. Nach dieser Erprobungsphase wurde die kontinuierliche Precursor-Bewertung mit dem Jahr 1997 begonnen. Derzeit wird der Bericht für das Jahr 2004 erstellt.

Die Anzahl der Precursor-Ereignisse lag in den untersuchten Jahren zwischen 4 und 14 Precursor-Ereignissen pro Kalenderjahr.

Nur wenige der ermittelten Precursor waren bedeutende Precursor-Ereignisse. Drei der insgesamt sechs bedeutenden Precursor-Ereignisse waren Langzeitausfälle an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen. Diese Langzeitausfälle lagen über Zeiträume von 14 bis 22 Jahren vor und konnten durch die regelmäßig durchgeführten Prüfungen nicht erkannt werden. Diese Fehler wurden zufällig entdeckt. Bezogen auf ein einzelnes Jahr waren diese drei Ereignisse keine bedeutenden Precursor-Ereignisse. Summiert man jedoch die Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände über den gesamten Ausfallzeitraum auf, dann ergeben sich Gesamtwahrscheinlichkeiten von  $> 10^{-4}$ , sodass diese Ereignisse als bedeutend einzustufen sind.

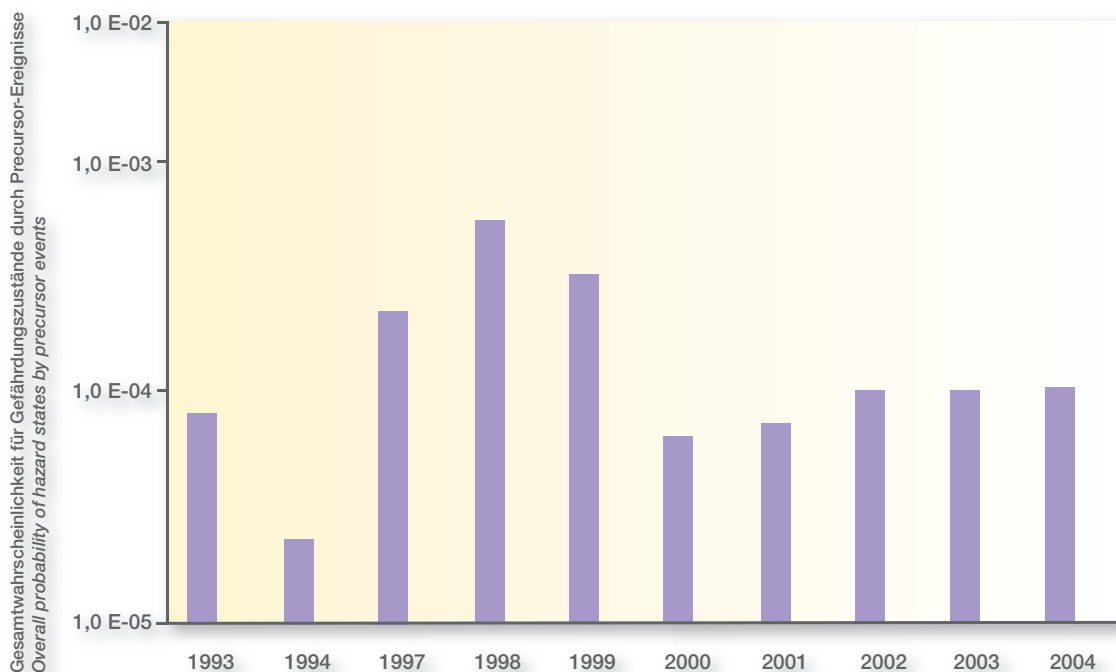
Bei den drei anderen bedeutenden Ereignissen handelte es sich um potenzielle Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache (GVA). Bei diesen Ereignissen war eine Komponente ausgefallen. Überprüfungen der redundanten Komponenten zeigten den gleichen Schädigungsmechanismus, der jedoch nicht oder noch nicht zu einem Ausfall geführt hatte. Betroffenen waren Notstrom-Dieselaggregate, Schalter und mechanische Drehzahlwächter von Notstrom-Dieselaggregaten. Zur quantitativen Bewertung solcher potenzieller GVA legte die GRS ein Verfahren fest, das auf Expertenschätzungen beruht. Der so ermittelte Schädigungsgrad wird als Ausfallwahrscheinlichkeit für die geschädigte, aber noch nicht ausgefallene Komponente angesetzt.

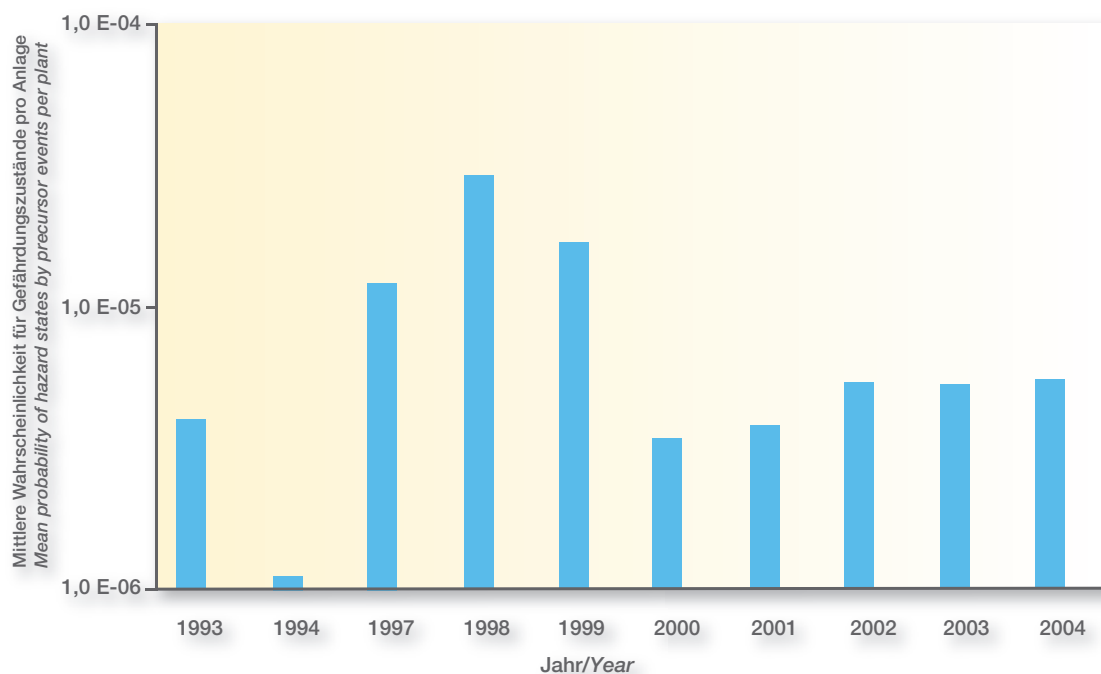
Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass bezogen auf die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse aus den deutschen Kernkraftwerken (ca. 1.400 in den untersuchten Jahren) nur wenige bedeutende Precursor-Ereignisse beobachtet wurden.

Die Gesamtwahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände in den untersuchten Jahren war immer kleiner als  $10^{-3}$ , wobei der bisherige Maximalwert von  $5,5 \cdot 10^{-4}$  im Jahr 1998 auftrat.

Die mittlere Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände lag zwischen  $10^{-6}$  (1994) und  $3 \cdot 10^{-5}$  (1998) und damit in der gleichen Größenordnung wie die in

► Gesamtwahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände durch Precursor-Ereignisse zwischen 1993 und 2004  
Overall probability of hazard states by precursor events between 1993 and 2004





◀ *Mittlere Wahrscheinlichkeit für Gefährdungszustände pro Anlage durch Precursor-Ereignisse in den einzelnen Kalenderjahren (19 Anlagen bis 2004)*  
*Mean probability of hazard states by precursor events per plant in the individual calendar years (19 plants until 2004)*

procedure. After this trial phase a continuous precursor assessment was begun with the year 1997. Currently the report for the year 2004 is being prepared.

In the years examined there were between 4 and 14 precursor events per calendar year.

Only few of the precursors determined were significant precursors. Three of the overall six significant precursors were long-term failures of important safety-relevant installations. These long-term failures existed over periods of 14 to 22 years and could not be detected by the inspections carried out regularly. These malfunctions were discovered coincidentally. In relation to an individual year these three events did not represent significant precursor events. However, if the probability for hazard states is added up for the entire failure period, the overall probabilities are  $> 10^{-4}$ , so that these events must be classified as significant.

The other three significant events were potential common cause failures (CCF). In these events one component had failed. Inspections of the redundant components showed the same damage mechanism which had however not or not yet led to a failure. Emergency diesel generators, switches and mechanical overspeed trips of emergency diesel generators were concerned. For the quantitative assessment of such potential CCF GRS established a procedure which is based on expert judgement. The degree of damage

thus determined is applied as the failure probability of the damaged component which has not failed yet.

In conclusion it may be said that in relation to the number of notifiable events in German nuclear power plants (approx. 1,400 in the years examined) only few significant precursor events were observed.

The overall probability of hazard states in the years examined was always  $< 10^{-3}$ , with the previous maximum value of  $5.5 \cdot 10^{-4}$  in 1998.

The mean probability of hazard states ranged between  $10^{-6}$  (1994) and  $3 \cdot 10^{-5}$  (1998) and thus in the same range like the hazard state frequencies determined in plant-specific PSA. For comparison: The overall frequency of hazard states during power operation in the nuclear power plant Obrigheim was  $2 \cdot 10^{-5}$  and  $8 \cdot 10^{-6}$  in the Neckarwestheim II plant. The results of the precursor analysis thus also confirm the results of the probabilistic safety analyses for German nuclear power plants.

## Conclusion

Also in Germany exemplary probabilistic assessments of events occurring in nuclear power plants had already

anlagenspezifischen PSA ermittelten Häufigkeiten von Gefährdungszuständen. Zum Vergleich: Die Gesamthäufigkeit für Gefährdungszustände im Leistungsbetrieb im Kernkraftwerk Obrigheim betrug  $2 \cdot 10^{-5}$  und in der Anlage Neckarwestheim II  $8 \cdot 10^{-6}$ . Die Ergebnisse der Precursor-Analyse bestätigen damit auch die Ergebnisse aus den probabilistischen Sicherheitsanalysen für die deutschen Kernkraftwerke.

### I Fazit

Schon in den 70er-Jahren wurden exemplarisch auch in Deutschland probabilistische Bewertungen zu in Kernkraftwerken aufgetretenen Ereignissen mit dem Ziel durchgeführt, den Grad der sicherheitstechnischen Beeinträchtigung zu quantifizieren. Seit Mitte der 90-er

Jahre erfolgen solche Analysen systematisch und anlagenübergreifend.

Ein wesentliches Ergebnis einzelner früherer Analysen war, dass in der Vergangenheit Precursor-Bewertungen auch zu umfangreichen Ertüchtigungen mit hohem Sicherheitsgewinn geführt haben. Bei den neueren systematischen Untersuchungen ergibt sich zunächst, dass die Gesamtwahrscheinlichkeit aller ermittelten Precursor bezogen auf die Anzahl der in Betrieb befindlichen deutschen Anlagen in der Größenordnung mit den Ergebnissen deutscher PSA vergleichbar ist. Für einzelne Ereignisse werden aber teilweise erheblich höhere Wahrscheinlichkeiten für Gefährdungszustände ausgewiesen. Diese hohen Werte ergaben sich zum einen bei lange vorliegenden Fehlern durch die Aufsummierung über viele Jahre und zum anderen durch potenzielle Mehrfachausfälle. ■

been carried out in the 1970s with the objective to quantify the degree of the safety-relevant impairment. Since the mid-1990s such analyses have been carried out systematically and generically.

It was an essential result of individual previous analyses that precursor assessment also led to extensive upgrading measures with great safety benefits. The more recent systematic investigations have

shown that the overall probability of all precursors determined in relation to the number of the German plants in operation can be compared to the results of the German PSA. But for individual events partially considerably higher probabilities of hazard states are indicated. These high values on the one side resulted from malfunctions which had existed for a long time by adding these up over many years and on the other side by potential multiple failures. ■



Robert Grinzinger

## 4.2 Softwarebasierte leittechnische Einrichtungen in Kernkraftwerken – Anforderungen zur Anlagensicherung

Die Fortentwicklung der Automatisierungs- und Informationstechnik hat auch in Kernkraftwerken eine zunehmende Vernetzung unterschiedlicher IT-Systeme zur Folge. Aus dieser Entwicklung ergeben sich unter dem Schlagwort „IT-Sicherheit“ neue Herausforderungen für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter.



Claus Versteegen

Die GRS hat in den letzten Jahren im Auftrag der Landesaufsicht mehrere Projekte zum Thema IT-Sicherheit von Kernkraftwerken bearbeitet. Im Rahmen dieser Projekte wurden Schutzziele für die IT-Systeme und Täterprofile entwickelt.

### IT-Systeme in deutschen Kernkraftwerken

Im Folgenden wird die generelle IT-Landschaft, wie sie sich in deutschen Kernkraftwerken darstellt, kurz umrissen. Die Neuerungen in der Automatisierungstechnik haben in den Kernkraftwerken zu einem vermehrten Einsatz softwarebasierter leittechnischer Einrichtungen geführt. Bei den anstehenden Modernisierungsmaßnahmen sind praktisch nur noch softwarebasierte Lösungen realisierbar, da festverdrahtete Automatisierungssysteme nicht mehr hergestellt werden. Darüber hinaus existieren seit Jahren softwarebasierte Anwendungen zur Unterstützung der Ablauforganisation (operative Systeme, Informationssysteme). Dabei ist zu berücksichtigen, dass es in den einzelnen Anlagen unterschiedliche Ausprägungen gibt:

- Arbeitsplätze mit Internetzugang,
- zunehmender Einsatz softwarebasierter Leittechnik, zum Teil mit der Möglichkeit der Fernwartung, und Verwendung softwarebasierter Leittechnik für sicherheitstechnisch wichtige Funktionen,
- integrierte Betriebsführungssysteme, Zugangrechner etc.,
- Ausgliederung von IT-Aufgaben an externe Dienstleister (z. B. externes Rechenzentrum).

An den Arbeitsplätzen im Kernkraftwerk können die softwarebasierten leittechnischen Einrichtungen mit dem IT-Netz des Kernkraftwerks verbunden sein. Da-

her ist unter Umständen über das kraftwerksinterne IT-Netz eine Verbindung von sicherheitstechnisch wichtigen leittechnischen Einrichtungen mit anderen IT-Systemen möglich. Außerdem ist ein Zusammenwirken von Informationssystemen der Anlagensicherung (z. B. Zugangrechner) mit anderen operativen Systemen (z. B. Betriebsführungssystem) bis hin zu personellen und kaufmännischen Anwendungen denkbar.

Aufgrund der zunehmenden Vernetzung der diversen IT-Systeme ist IT-Sicherheit in Kernkraftwerken nicht nur für die sicherheitstechnisch wichtigen leittechnischen Einrichtungen (z. B. Reaktorschutzsystem) relevant, sondern umfasst alle IT-Systeme der Anlage.

### Schutzziele und Täterprofile

Generell beruhen Anforderungen an die Sicherung von Kernkraftwerken auf § 7 des Atomgesetzes. Danach darf die Genehmigung für den Betrieb eines Kernkraftwerkes nur erteilt werden, wenn „der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist“. Für den physischen Schutz sind die dabei einzuhaltenden Schutzziele und zu berücksichtigenden Täterprofile in weiteren Dokumenten spezifiziert.

Bei ihrer gutachterlichen Tätigkeit stand die GRS vor dem Problem, dass für die IT-Sicherheit von Kernkraftwerken keine spezifischen Schutzziele und Täterprofile definiert sind. Deshalb leitete die GRS aus den vorhandenen Regelungen für den physischen

## 4.2 Software-based Instrumentation and Control in Nuclear Power Plants – Requirements of Physical Plant Protection

The further development of automation and information technology has led to an increased crosslinking of different IT systems also in nuclear power plants. New challenges for the protection of nuclear power plants against disruptive actions or other interferences of third parties which can be summarized under the buzzword “IT security” result from this development.

Commissioned by the state supervisory authorities, GRS have dealt with several projects on the IT security of nuclear power plants in recent years. Safety objectives for IT systems and perpetrator profiles were developed as a part of these projects.

### IT Systems in German nuclear power plants

The general IT landscape as it can be found in German nuclear power plants is briefly described below. The innovations in automation technology have led to an increased use of software-based instrumentation and control equipment in nuclear power plants. For the upcoming modernisation measures virtually only software-based solutions can be implemented as hardwired automation systems are no longer produced. In addition, software-based applications to support workflow management (operative systems, information systems) have existed for years. Here it must be considered that there are different characteristics in the individual plants:

- Workstations with internet access,
- increased use of software-based instrumentation and control, partially with the possibility of remote maintenance, and use of software-based instrumentation and control for important safety functions,
- integrated operating management systems, access computers etc.,
- outsourcing of IT tasks to external service providers (e.g. external electronic data processing centre).

At the workstations in the nuclear power plant the software-based instrumentation and control equipment can be connected to the IT network of the nuclear

power plant. For this reason a connection of important safety instrumentation and control equipment with other IT systems via the plant-internal IT network may be possible. Furthermore, a concurrence of the physical plant protection information systems (e.g. access computers) with other operative systems (e.g. operating management system) and even personnel and business applications is conceivable.

Because of the increasing integration of diverse IT systems, IT security in nuclear power plants is not only relevant for important safety instrumentation and control equipment (e.g. the reactor protection system), but it comprises all IT systems of the plant.

### Safety objectives and perpetrator profiles

The safety requirements of nuclear power plants are generally based on Section 7 of the Atomic Energy Act. According thereto the operation of a nuclear power plant may only be licenced if the “required protection against disruptive actions or other interferences of third parties is ensured“. The safety objectives to be observed for physical protection and the perpetrator profiles to be considered are specified in further documents.

In their expert function GRS faced the problem that no specific safety objectives and perpetrator profiles are defined for the IT security of nuclear power plants. For this reason GRS derived safety objectives and perpetrator profiles from the corresponding existing regulations on physical protection for IT security.

Schutz sinngemäß Schutzziele und Täterprofile für die IT-Sicherheit ab.

Dazu wurden die IT-Systeme in Abhängigkeit ihres Schutzbedarfs in drei Kategorien unterteilt und abgestufte Schutzziele festgelegt.

- **IT-Systeme mit sehr hohem Schutzbedarf**  
Unberechtigte Zugriffe auf Leittechniksysteme und Anwendungen müssen verhindert, erkannt und dokumentiert werden, wenn die Freisetzung erheblicher Mengen radioaktiver Stoffe ausgelöst werden kann.
- **IT-Systeme mit hohem Schutzbedarf**  
Unberechtigte Zugriffe auf Leittechniksysteme und Anwendungen, mit denen IT-Systeme mit sehr hohem Schutzbedarf angefordert werden können, oder auf Informationen, Daten und Anwendungen in IT-Systemen, die zur unmittelbaren Unterstützung einer Störeinwirkung Dritter mit einer Freisetzung erheblicher Mengen radioaktiver Stoffe dienen können, müssen erschwert, erkannt und dokumentiert werden.
- **IT-Systeme mit normalem Schutzbedarf**  
Unberechtigte Zugriffe auf Informationen und Daten der IT-Systeme und Anwendungen, die zur Vorbereitung einer Störeinwirkung Dritter mit einer Freisetzung erheblicher Mengen radioaktiver Stoffe dienen können, müssen rechtzeitig erkannt und dokumentiert werden.

Analog dazu wurden drei Täterprofile abgeleitet: AuBentäter-IT, Innentäter-IT und das Zusammenwirken des AuBentäter-IT mit dem Innentäter-IT. Die genauen Täterprofile sind als Verschlussache klassifiziert und können deshalb an dieser Stelle nicht näher beschrieben werden.

## I Nachweisverfahren

Im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens wurde zum Nachweis einer ausreichenden IT-Sicherheit vom Antragsteller, d. h. dem Anlagenbetreiber, das vom Bundesamt für Sicherheit in der Informationstechnik entwickelte Nachweisverfahren angewandt

(BSI-Standard 100-2, Version 1.0). Dabei wurden kerntechnikspezifische Besonderheiten berücksichtigt. Das Nachweisverfahren nach dem BSI-Standard 100-2 gliedert sich fünf Schritte:

- **Strukturanalyse**  
Bei der Strukturanalyse wird eine Übersicht über die eingesetzten IT-Anwendungen und IT-Systeme erstellt sowie alle Abhängigkeiten sicherheitsrelevanter Prozesse erfasst. Die Schnittstellen zu anderen Bereichen werden klar definiert.
- **Schutzbedarfsfeststellung**  
Alle IT-Anwendungen und IT-Systeme werden in Abhängigkeit ihres Schutzbedarfs einer der drei Kategorien Schutzbedarf sehr hoch (z. B. Reaktorschutzsystem), Schutzbedarf hoch (z. B. Begrenzungssystem) oder normaler Schutzbedarf zugeordnet.
- **Grundschutzanalyse**  
Bei der Grundschutzanalyse wird durch die sinngemäße Anwendung des BSI-Grundschutzkatalogs zunächst der Nachweis geführt, dass die Anforderungen für IT-Systeme mit normalem Schutzbedarf erfüllt werden.
- **Ergänzende Sicherheitsanalyse**  
Für IT-Systeme mit hohem oder sehr hohem Schutzbedarf ist eine ergänzende Sicherheitsanalyse durchzuführen. Dabei ist der Nachweis zu erbringen, dass bei Zugrundelegung der Lastannahmen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter sicher verhindert werden. Der BSI-Standard enthält praktisch keine Anforderungen für diese ergänzende Sicherheitsanalyse. Deshalb müssen diese für den jeweiligen Anforderungsfall entwickelt werden.
- **Realisierungsplanung**  
Nach der Grundschutzanalyse bei IT-Systemen mit normalem oder nach der ergänzenden Sicherheitsanalyse bei IT-Systemen mit hohem oder sehr hohem Schutzbedarf ist bekannt, welche zusätzlichen Sicherheitsmaßnahmen notwendig sind. Diese zusätzlichen Sicherheitsmaßnahmen werden im letzten Schritt des Nachweisverfahrens, im Rahmen der Realisierungsplanung, umgesetzt.

For this purpose the IT systems were classified into three categories depending on their protective needs and graded safety objectives were determined.

- **IT systems with very high protection requirements**

Unauthorised access to instrumentation and control systems and applications must be prevented, detected and documented if the release of considerable amounts of radioactive substances can be initiated.

- **IT systems with high protection requirements**

Unauthorised access to instrumentation and control systems and applications which may request IT systems with very high protection requirements or to information, data and applications in IT systems which may serve the immediate support of an interference of third parties with a release of considerable amounts of radioactive substances must be impeded, detected and documented.

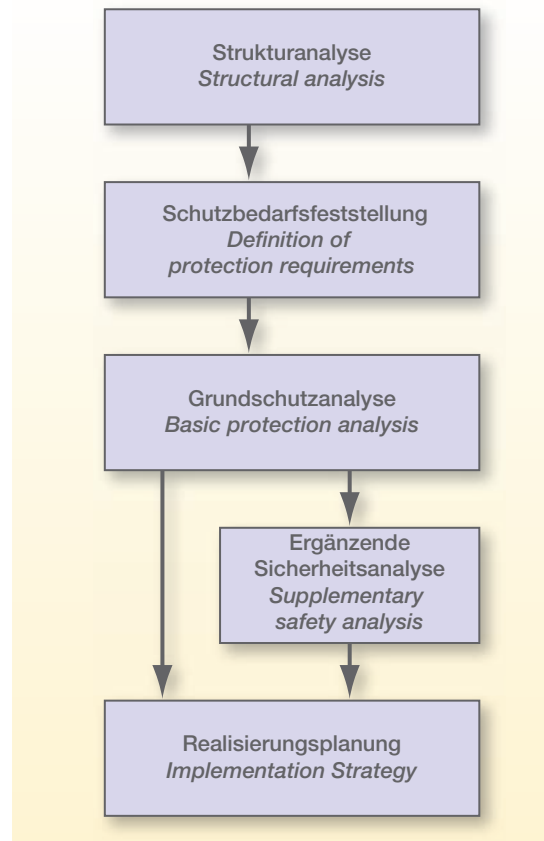
- **IT systems with normal protection requirements**

Unauthorised access to information and data of IT systems and applications which may serve the preparation of a disruptive interference of third parties with a release of considerable amounts of radioactive substances must be detected in time and documented.

In accordance therewith three perpetrator profiles were derived: external perpetrators IT, internal perpetrators IT, and the co-operation of the external perpetrator IT with the internal perpetrator IT. The exact perpetrator profiles are classified as confidential matter and can therefore not be described any further at this point.

## Verification procedure

To demonstrate sufficient IT security, the applicant, i.e. the operator of the plant, applied the verification procedure developed by the Federal Office of Information Security (BSI) (BSI-Standard 100-2, Version 1.0) as a part of the licensing procedure. Specific nuclear safety-related characteristics were considered here. The



▲ Prinzipielles Nachweisverfahren für eine ausreichende IT-Sicherheit gemäß BSI-Standard 100-2

*Basic verification procedure for sufficient IT security according to BSI Standard 100-2*

verification procedure according to BSI standard 100-2 is subdivided into five steps:

- **Structural analysis**

During structural analysis an overview of all IT applications and IT systems used is prepared and all dependencies of safety-relevant processes are recorded. Intersections with other areas are clearly defined.

- **Definition of the protection requirements**

Depending on their protection requirements, all IT applications and IT systems are assigned to one of the three categories: protection requirements very high (e.g. reactor protection system), protection requirements high (e.g. limitation system) or normal protection requirements.



### I Erkenntnisse aus der Projektentwicklung

Grundsätzlich ist für die erfolgreiche Bearbeitung von Projekten zur IT-Sicherheit in Kernkraftwerken das Zusammenwirken von Experten für Verfahrenstechnik, Sicherheit von Kernkraftwerken und Anlagensicherung notwendig. Weitere Ergebnisse aus der Projektentwicklung sind:

- **Einführung eines IT-Sicherheitsbeauftragten**  
In allen deutschen Kernkraftwerken ist ein Objektschutzbeauftragter für den Schutz der Anlage gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter eingesetzt. Durch die in den letzten Jahren geänderten Täterprofile, bei denen die Informationstechnologien zu berücksichtigen sind, ist für die Objektschutzbeauftragten eine Erweiterung Ihrer Zuständigkeiten entstanden. Dazu wurde der Objektsicherungsbeauftragte vom Betreiber mit den erforderlichen Befugnissen ausgestattet. Zur Unterstützung des Objektsicherungsbeauftragten bei Fragen der IT-Sicherheit wurde ein IT-Sicherheitsbeauftragter eingeführt. Die personelle Betriebsordnung wurde entsprechend präzisiert.
- **Zugriffs- und Zugangskontrolle**  
Grundsätzlich ist für den Zugriff auf die IT-Systeme eine strikte Identifikation erforderlich, z. B.

mit dem Werksausweis in Verbindung mit einem biometrischem Merkmal.

Zum Schutz vor einem IT-Innentäter werden einzelne Teilsysteme auf unterschiedliche Räume mit einem Zugangssystem aufgeteilt.

- **Vier-Augen-Prinzip**  
Bei der Softwareerstellung und bei Wartungsmaßnahmen kann das „Vier-Augen-Prinzip“ als Schutz vor einem Innentäter-IT erforderlich sein.

### I GRS-Projekte zur IT-Sicherheit von Kernkraftwerken

Die dargestellten Ergebnisse sind das Resultat mehrerer Projekte zur IT-Sicherheit in Kernkraftwerken, an denen die GRS in den letzten Jahren im Auftrag der Landesaufsicht mitwirkte. So begutachtete die GRS beispielsweise die IT-Sicherheit aufgrund der Einführung operativer Systeme und der Einführung von Internetanschlüssen an IT-Netzen in Kernkraftwerken. Weitere Projekte sind die Begutachtung und die jährliche Bewertung des IT-Sicherheitskonzepts einiger Kernkraftwerke. Auch bei der Einführung softwarebasierter Leittechnik ist die GRS im Bereich IT-Sicherheit eingebunden. ■

- **Basic Protection Analysis**

By the analogous use of the BSI Grundschrift catalogue for basic protection analysis it is first demonstrated that the requirements for IT systems with normal protection requirements are met.

- **Supplementary safety analysis**

For IT systems with high or very high protection requirements a supplementary safety analysis must be carried out. Here it has to be demonstrated that based on the load assumptions disruptive actions or other interferences of third parties can safely be prevented. Virtually no requirements for this supplementary safety analysis are contained in the BSI standard. Therefore these must be developed for the respective challenge.

- **Implementation Strategy**

After the basic protection analysis for IT systems with normal protection requirements or after the supplementary safety analysis for IT systems with high or very high protection requirements it is known which additional safety measures will be necessary. These additional safety measures are implemented in the last step of the verification procedure as a part of the implementation strategy.

ences of third parties. The changed perpetrator profiles for which information technologies must be considered now brought along an enlargement of the responsibilities for the plant protection officers. The operator therefore furnished the plant protection officer with the necessary authority. To support the plant protection officer in questions relating to IT security an IT security officer was introduced. The plant regulations referring to human resources were specified accordingly.

- **Access and admission control**

To access IT systems a strict identification is generally required, e.g. with a plant ID card in conjunction with a biometric characteristic.

As a protection against internal IT perpetrators individual subsystems are divided up into different rooms with a different admission system.

- **Four-eye principle**

During software design and maintenance measures the four-eye principle may be necessary as a protection against an internal IT perpetrator.

## I Findings from Project handling

For a successful management of IT security projects in nuclear power plants the co-operation of experts from process engineering, nuclear power plant safety and physical plant protection are generally necessary. Further findings from project handling are:

- **Introduction of an IT-security officer**

All German nuclear power plants employ a plant protection officer for the protection of the plant against disruptive measures or other interferences

## I GRS projects on the IT security of nuclear power plants

The findings described are the result of several projects on the IT security in nuclear power plants in which GRS have cooperated in recent years by order of the state supervisory authorities. GRS thus, for example, gave an expert opinion on IT security following the introduction of operative systems and internet connections to IT networks in nuclear power plants. Further projects are the appraisal and the annual assessment of the IT security concept of some nuclear power plants. In the IT security sector GRS are also involved in the introduction of software-based instrumentation and control. ■



Walter Frey



Dr. Albert Kreuser



Wolfgang Preischl

## 4.3 Erprobung und Bewertung der Methoden einer PSA der Stufe 1 für eine SWR-Anlage der Baulinie 69 im Leistungsbetrieb

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) ergänzen die ingenieurtechnische, auf deterministischen Grundlagen beruhende Sicherheitsbeurteilung und finden außerhalb Deutschlands eine immer breitere Anwendung bei sicherheitstechnischen Entscheidungen. In vielen Ländern sind sie sogar notwendige Voraussetzung für regulatorische Entscheidungen. Mit einer PSA werden wichtige Informationen über Systemauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrungen, Komponenten- und Systemzuverlässigkeiten und menschliches Handeln zu einer Gesamtbetrachtung des Anlagenverhaltens zusammengeführt. Anhand der Ergebnisse einer PSA können das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks ganzheitlich bewertet und quantitative Informationen über das Sicherheitsniveau gewonnen werden. Sicherheitstechnische Schwachstellen können erkannt werden, ebenso ist die Bewertung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung möglich. Methodische Weiterentwicklungen, zunehmende Erfahrung der Anwender sowie die umfangreiche Betriebserfahrung mit Komponenten und Systemen verbessern den Detaillierungsgrad und die Qualität der PSA.

Seit vielen Jahren trägt die GRS dazu bei, die Methoden der PSA an den sich weiterentwickelnden Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen. In diesem Zusammenhang wurde sie im Jahre 2001 vom BMU mit dem Ziel beauftragt, die verfügbaren Methoden einer PSA der Stufe 1 und 2 für Ereignisabläufe aus dem Leistungsbetrieb für einen Siedewasserreaktor (SWR) der Baulinie 69 anzupassen, nach Stand von Wissenschaft und Technik zu erproben und zu bewerten, sowie ihre Eignung für den praktischen Einsatz aufzuzeigen. Dabei sollten mit Ausnahme des Brandes keine übergreifenden Einwirkungen berücksichtigt werden. In einer PSA der Stufe 1 werden Ereignisabläufe untersucht, die zu einem Kernschmelzen führen. Eine PSA der Stufe 2 behandelt Unfallabläufe ausgehend vom Beginn des Kernschmelzens bis zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Die Schlussfolgerungen aus dieser Erprobung sollten zu einer Fortschreibung der im Fachband zum PSA-Leitfaden empfohlenen Methoden führen. Als Grundlage für diese Untersuchungen diente eine vom Betreiber erstellte PSA, die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung 1998 erstellt und zuletzt 2001 vom Betreiber modifiziert worden war. Diese Fassung, auch als „Basis-PSA“ bezeichnet, wurde von der GRS weiterentwickelt, indem sie an den aktuellen Anlagenzustand angepasst und entsprechend der Aufgabenstellung modifiziert wurde. Im Folgenden wird über die Anwendung und Erprobung der Methoden der Stufe 1 bei der Analyse interner Ereignisse aus dem Leistungsbetrieb berichtet. Über

die speziellen Methoden, die beim Ereignis „Brand“ angewendet werden, wurde bereits im GRS-Jahresbericht 2005/2006 berichtet.

### I Durchführung der Arbeiten

#### Anpassung und Erprobung von Methoden

Bei der Anpassung und Erprobung von Methoden wurden die Schwerpunkte auf folgende Aspekte gesetzt:

- **Bewertung der softwarebasierten Leittechnik**  
Das nach der Fertigstellung der Basis-PSA nachgerüstete USUS-System (unabhängiges Störfall- und Sicherheitssystem) einschließlich seiner softwarebasierten Leittechnik, wurde probabilistisch bewertet. Dabei wurde erstmalig in einer deutschen PSA der Ausfall der Hardwarekomponenten dieser digitalen Leittechnik berücksichtigt.
- **Zuverlässigkeitskenngrößen**  
Die Zuverlässigkeitskenngrößen für auslösende Ereignisse und technische Komponenten wurden neu ermittelt. Für die Gemeinsam Verursachten Ausfälle (GVA) kam das von der GRS entwickelte GVA-Kopplungsmodell zum Einsatz, dessen Eingangsparameter durch sys-

## 4.3 Testing and Assessment of the Level 1 PSA Methods for a Type 69 BWR Plant during Power Operation

Probabilistic safety analyses (PSA) supplement technical engineering safety assessments based on deterministic bases and have become more and more widely used for safety-relevant decisions outside Germany. In many countries they even represent a necessary precondition for regulatory decisions. With a PSA important information on system design, operational modes, operating experience, component and system reliabilities and human actions are brought together for a comprehensive survey of the plant behaviour. With the help of PSA results the safety concept of a nuclear power plant can be assessed holistically and quantitative information on the safety level can be acquired. Safety-related weaknesses can be detected, in the same way it is possible to assess whether the safety-related design is balanced. Further methodological developments, increasing experience of the operators as well as the broad operating experience with components and systems improve the level of detail and the quality of the PSA.

GRS has had a share in adapting PSA methods to the further developing state of the art in science and technology. In this context GRS was ordered by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety in 2001 with the objective to adapt the available methods of a level 1 and 2 PSA for event sequences during power operation for a type 69 boiling water reactor (BWR), to test and assess them according to the state of the art in science and technology as well as to show their suitability for practical use. With the exception of fire no redundancy-wide events should be considered here. In a level 1 PSA the sequence of events leading to core meltdown are examined. A level 2 PSA deals with accident sequences starting out from the beginning of the core meltdown until the release of radionuclides into the environment. The conclusions from this trial should lead to an update of the methods recommended German PSA guidelines. A PSA elaborated by the operator served as the basis for these examinations which had been developed as a part of the periodic safety review in 1998 and which had last been modified by the utility in 2001. This version, also named basic PSA, was further developed by GRS by adapting it to the current state of the plant and by modifying it according to the task set. Below, the application and trial of level 1 methods in an analysis of internal events during power operation will be reported on. The special methods employed in case of fire were already described in the GRS annual report of 2005/2006.

### Execution of work

#### Adaptation and trial of methods

During the adaptation and trial of methods the following aspects were emphasized:

- **Assessment of the software-based instrumentation and control**  
The USUS-System (independent safety system coping with accidents) backfitted after completion of the basic PSA including its software-based instrumentation and control was assessed probabilistically. Here the failure of hardware components of digital instrumentation and control equipment was considered for the first time in a German PSA.
- **Reliability parameters**  
The reliability parameters for initiating events and technical components are newly determined. For Common Cause Failures (CCF) the CCF-coupling model developed by GRS was employed, the input parameters of which had been gained by systematic expert judgements on the basis of analyses of operating experience with CCF. Furthermore, new methods were tested with the help of which reliability parameters for operator actions can be determined from the German operating experience available. The findings thus obtained were compared to the currently recom-

tematisierte Expertenabschätzungen auf Basis der Auswertung von Betriebserfahrungen mit GVA gewonnen wurden. Weiterhin wurden neue Methoden erprobt, mit denen Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen aus der verfügbaren deutschen Betriebserfahrung ermittelt werden können. Die damit gewonnenen Ergebnisse wurden den derzeit empfohlenen Kenngrößen, die überwiegend auf Experten-schätzungen beruhen, gegenübergestellt. Die Arbeiten sind ein erster bedeutsamer Schritt zur Validierung der Datenbasis zu Personalhandlungsfehlern.

- **Einfluss von Fehlentscheidungen des Personals**

Mit einer von der GRS neu entwickelten Methode wurde exemplarisch eine Personalhandlung identifiziert und bewertet, die den Ereignisablauf in ungünstiger Weise verändert. Solche Handlungen sind vor allem das Resultat von Fehldiagnosen und Fehlentscheidungen.

- **Personalhandlungen zur Einleitung mitigativer Notfallmaßnahmen**

Es wurde untersucht, ob und unter welchen Randbedingungen Personalhandlungen für mitigative Notfallmaßnahmen mit den empfohlenen Bewertungsmethoden bewertet werden können.

- **Unsicherheitsanalysen**

Es wurden Unsicherheitsanalysen mit dem von der GRS entwickelten Programm STREUSL durchgeführt. Es berücksichtigt, im Gegensatz zu dem Programm RiskSpectrum®, das bei der Berechnung der Ergebnisse der Basis-PSA verwendet wurde, die Abhängigkeit des Kenntnisstandes bei der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen im vollen Umfang.

- **Schnittstelle PSA Stufe 1 zu Stufe 2**

Ein weiterer Schwerpunkt war die Ergänzung der Basis-PSA um die Schnittstelle zwischen den Stufen 1 und 2 der PSA und die Automatisierung der Übergabe der Ergebnisse aus der Stufe 1 zur weiteren Bearbeitung in der PSA der Stufe 2.

Im Folgenden werden zwei der genannten Schwerpunkte näher erläutert.

## Bewertung der softwarebasierten Leittechnik

Die in dieser PSA erprobte Methode zur Bewertung der softwarebasierten Leittechnik für USUS wurde in einem früheren BMU-Vorhaben erarbeitet. Die in dieser PSA durchgeführten Bewertungen umfassten die für die einzelnen USUS-Funktionen relevanten Hardwareausfälle des eingesetzten Systems „Teleperm XS (TXS)®“. Das Ausfallverhalten der gesamten Signalverarbeitung (u. a. Messwertverarbeitung, Signalentkopplung, Grenzwertverarbeitung, Signalverknüpfung und -auswertung und Steuersignalbildung) wurde durch Fehlerbäume abgebildet.

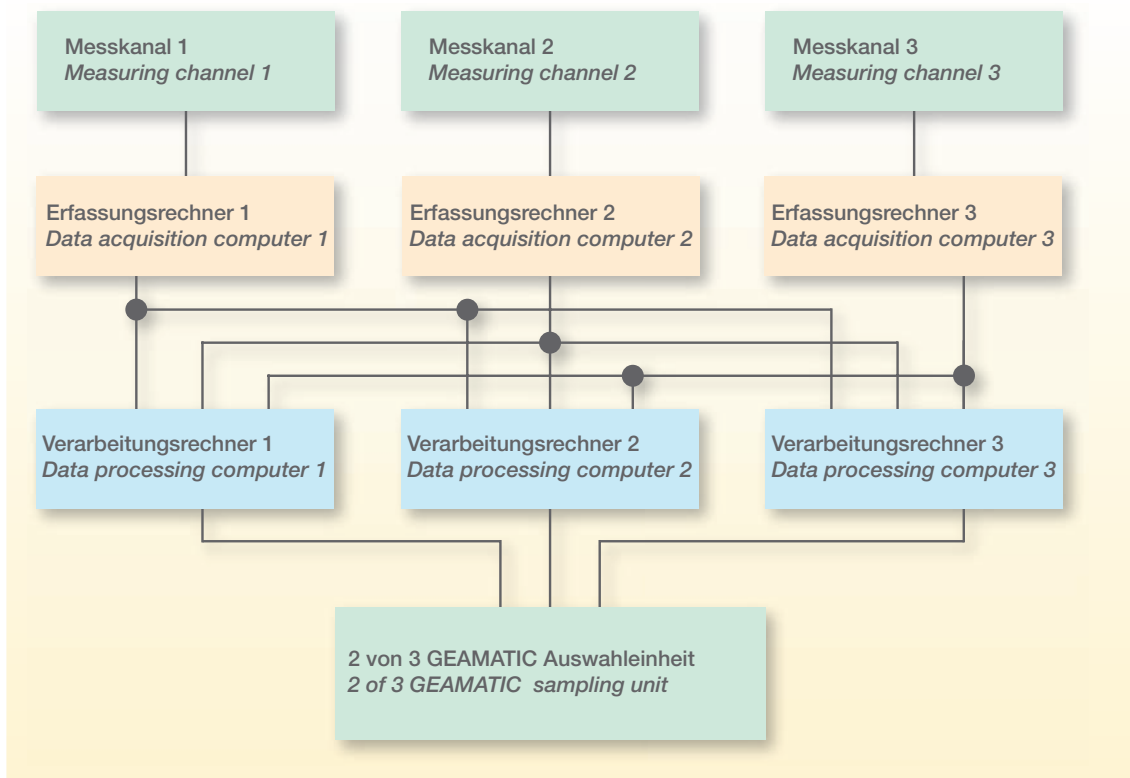
Die Ausfälle der USUS-Leittechnik-Signale wurden in folgenden Arbeitsschritten modelliert:

- Erfassung von TXS-Hardwarekomponenten unter Berücksichtigung der Ergebnisse einer vorhandenen Fehlermöglichkeits- und Einfluss-Analyse (FMEA-Analyse),
- Erstellung der Fehlerbaumverknüpfungen für die leittechnischen Ausfälle aller für die PSA relevanten USUS-Systemfunktionen,
- Erfassung und Ermittlung der benötigten Zuverlässigkeitskennndaten.

Fehlsignale aus der digitalen Leittechnik des USUS-Systems wurden in den Fehlerbäumen nicht abgebildet, weil ihre Ursachen entweder in Software-Fehlern liegen oder nur durch Mehrfachausfälle von Hardware-Ausfällen auftreten können, die zudem weitgehend selbstmeldend sind. Daher konnten ihre Ausfallwahrscheinlichkeiten numerisch gegenüber den Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle, die zur Nichtauslösung der Stellbefehle für die angesteuerten Komponenten führen, vernachlässigt werden.

Auf der Grundlage des mit der o. g. Methode erzielbaren Modellierungsumfangs ergeben sich keine wesentlichen Beiträge der eingesetzten digitalen Leittechnik zur Zuverlässigkeit des USUS-Systems.

Die zuverlässigkeitstechnische Bewertung der softwarebasierten Leittechnik durch die oben beschriebene Methode ist aus methodischer Sicht als noch nicht befriedigend einzuschätzen, auch wenn sich die hier angewendeten Methoden bewährten.



◀ Typischer Aufbau der Signalverarbeitung im TXS-System für eine USUS-Redundante  
*Typical configuration of signal processing in the TXS-system for one train of the USUS-System*

mended parameters which are largely based on expert estimates. The studies are a first important step towards validating the database on operator failures.

- **Influence of wrong operator decisions**

With a method newly developed by GRS an operator action changing the sequence in an undesired way was identified and assessed in an exemplary way. Such actions are above all the result of false diagnoses and wrong decisions.

- **Operator actions to introduce mitigative emergency measures**

It was examined whether and under which conditions operator actions can be assessed for mitigative emergency actions.

- **Uncertainty analyses**

Uncertainty analyses were carried out with the STREUSL programme developed by GRS. In contrast to RiskSpectrum® code which was used to calculate the results of the basic PSA, it considers the dependence on the state of knowledge when determining reliability parameters in their entirety.

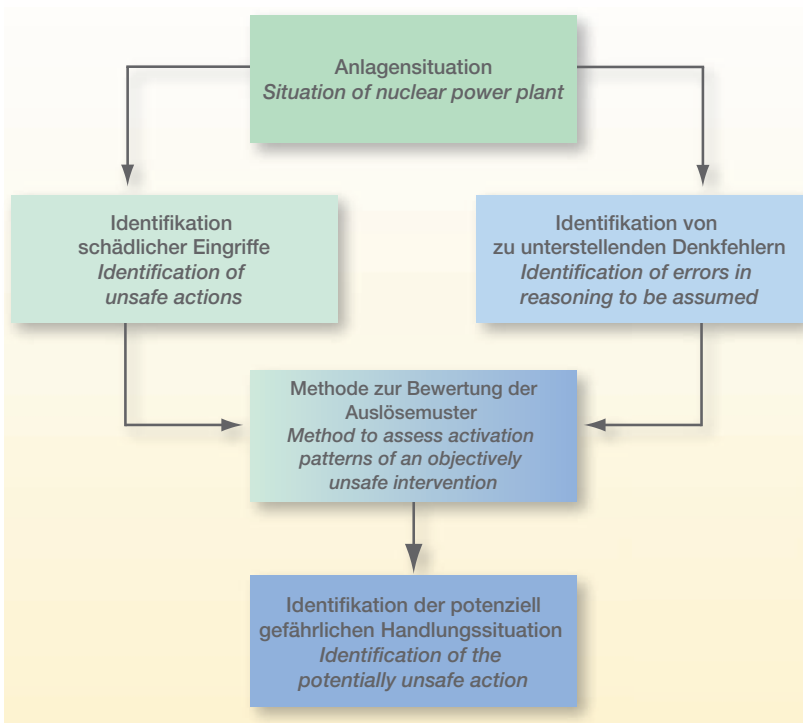
- **Interface level 1 to level 2 PSA**

A further main emphasis was the supplementation of the basic PSA by an interface between the levels 1 and 2 of the PSA and an automation in order to transfer the results of level 1 for further processing to the PSA level 2.

Below two, of the focal points mentioned will be explained in more detail.

### Assessment of software-based instrumentation and control equipment

The tested method for assessing the software-based instrumentation and control equipment of the USUS-System in this PSA was elaborated in an earlier project on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety. The assessments carried out in this PSA comprised hardware failures of the Teleperm XS (TXS)® system relevant for the USUS-System functions. The failure behaviour of the entire signal processing (among others analogue data acquisition, decoupling of signals, limit criteria processing, signal linking and evaluation



So konnten Software-Fehler nicht bewertet werden, weil hierzu noch keine wissenschaftlich anerkannte Methode vorliegt. Aufgrund fehlender oder nicht bekannter Daten aus der Betriebserfahrung konnten außerdem GVA der Hardware-Komponenten der digitalen Leittechnik in dieser Analyse nicht berücksichtigt werden. Aus demselben Grund wurden auch die möglichen zeitweiligen Nichtverfügbarkeiten des Rechners und der Rechnerbaugruppen im PSA-Modell nicht berücksichtigt. Aufgrund fehlender Methoden oder fehlender Daten aus der Betriebserfahrung mussten zudem die nicht selbstmeldenden Ausfälle der rechnerinternen Funktionen (z. B. Fehlerbehandlungsprozeduren) vernachlässigt werden. Um diese Defizite zu beseitigen, ist weiterer Entwicklungsbedarf nötig. Eine Methode zur zuverlässigkeitstechnischen Bewertung der Software wird derzeit in einem Forschungsvorhaben durch die GRS entwickelt.

### **Einfluss von Fehlentscheidungen des Personals**

Personalhandlungen, die den Ereignisablauf in ungünstiger Weise beeinflussen und das Resultat von Fehldiagnosen oder Fehlentscheidungen sind, werden entsprechend den Empfehlungen des PSA-

◀ Methodenansatz zur Identifikation und Bewertung schädlicher Eingriffe  
*Methodical approach to identify and assess unsafe interventions*

Fachbandes zu Methoden in PSA-Studien nicht berücksichtigt. Obwohl solche Handlungen in der Betriebserfahrung bereits aufgetreten sind, stehen derzeit keine anerkannten Methoden zur Modellierung und Bewertung zur Verfügung. Im Rahmen eines Forschungsvorhabens entwickelte die GRS eine Methode zur Identifikation und Bewertung solcher Handlungen. Sie wurde im Rahmen dieser hier durchgeführten Untersuchungen erstmalig in einer PSA-Studie eingesetzt und beinhaltet folgende drei Teilschritte:

- die systematische Bestimmung von Eingriffen, die in einer konkret vorgegebenen Anlagensituation zu unterstellen sind,
- die Identifikation von Denkfehlern, die in einer konkret vorgegebenen Anlagensituation zu unterstellen sind sowie
- die qualitative und quantitative Einschätzung der Wahrscheinlichkeit, dass das Auslösemuster einer schädlichen Handlung irrtümlich als gegeben eingeschätzt und ein schädlicher Eingriff ausgeführt wird.

Im Folgenden wird das Modell zur Identifikation möglicher Denkfehler näher erläutert.

Erforderliche Denkprozesse werden durch sogenannte kognitive Faktoren, die ihrerseits durch situative Faktoren beeinflusst werden, reguliert. Im Allgemeinen spiegeln kognitive Faktoren Planungs- und Kontrollprozesse wider, die dem Operateur ein effizientes Arbeiten erlauben und die kognitive Beanspruchung gering halten. Hierzu gehören automatische reflexartige Reaktionen, unbewusste Suche nach erlernten Mustern sowie die bewusste Mustersuche einschließlich Analyse und Bewertung. Steigt die kognitive Beanspruchung, so werden weitere kognitive Faktoren wirksam, die es dem Menschen ermöglichen sollen, auch in sehr stressvollen Situationen zu sinnvollen Entscheidungen und Aktionen zu kommen. Bei steigender Belastung können folgende Effekte auftreten:

and control signal formation) were illustrated by fault trees.

The failure of instrumentation and control signals of the USUS-System was modelled in the following work steps:

- Acquisition of TXS hardware components considering the results of an existing failure mode and effect analysis (FMEA),
- development of the fault tree logic for the instrumentation and control failures of all system functions of the USUS-System relevant for the system functions relevant in the PSA,
- acquisition and determination of the required reliability parameters.

Faulty signals from the digital instrumentation and control equipment of the USUS-System were not modelled by fault trees as their causes are either software failures or they can only occur by multiple hardware failures with mostly automatic failure indication. Therefore, their unavailabilities could be neglected numerically compared to the unavailabilities of failures causing a non-activation of the control commands for the components to be activated.

On the basis of the scope of modelling which can be achieved with the method mentioned above, the unavailability of the digital instrumentation and control equipment had not a significant share of the unavailability of the USUS-System.

The assessment of the reliability of the software-based instrumentation and control equipment by the method described above is not yet satisfactory from a methodological point of view even if the methods used here proved their value. Thus, software failures could not be assessed, as an approved scientific method herefor is not yet available. Because of missing or unknown data from operating experience CCF of hardware components of the digital instrumentation and control equipment could also not be considered in this analysis. For the same reason, the possible temporary unavailabilities of the computer and of computer components were not considered in the PSA model. Additionally, the failures of the internal functions of the computers with no automatic failure indication (e.g. fault tolerance features) had to be neglected because of missing methods or lacking

data from operating experience. In order to remove these shortcomings there is a further demand for development. A method for the assessment of the reliability of software is currently being developed in a research project by GRS.

### Influence of wrong operator decisions

Operator actions which influence the sequence of events in an undesired way and which are the result of false diagnoses and wrong decisions are not yet considered in accordance with the recommendations of the PSA reference volume on methods in PSA studies. Although such actions have already occurred in operating experience, no accepted methods for modelling and assessing such actions are currently available. Within an earlier research project, GRS developed a method to identify and assess such actions. Now, this method was carried out in a PSA study for the first time as a part of the examinations and comprises the following three partial steps:

- the systematic search for interventions which are to be assumed in a concrete situation of the plant,
- the identification of errors in reasoning which are to be assumed in a concrete situation of the plant, as well as
- the qualitative and quantitative assessment of the probability that the activation pattern of an unsafe action is erroneously assumed to be given and thus an unsafe intervention is made.

The model for identifying errors in reasoning will be explained in more detail below.

Necessary thinking processes are regulated by so-called cognitive factors which on their part are influenced by situational factors. In general cognitive factors reflect planning and control processes which allow the operator to work efficiently and which keep the cognitive burden low. Automatic skill-based reactions, the unconscious search for learned patterns as well as the conscious search for pattern including analysis and assessment belong hereto. If cognitive burden increases, further cognitive factors become effective which shall enable a human individual to carry out meaningful decisions



- einfach zu erwerbende, die Erwartung bestätigende Informationen werden bevorzugt (Filtereffekt).
- Repräsentanten aus einer Gruppe zusammengehöriger Informationen werden ausgewählt (Sampling).
- die subjektive Wahrnehmung der Zeit verändert sich mit Auswirkungen auf wahrzunehmende dynamische Informationen.
- automatische, reflexartige Verhaltensweisen werden bevorzugt. Es erfolgt eine Fixierung auf ein aktuelles, begrenztes Problem. Die Mustersuche wird eingeschränkt. Bevorzugt werden vertraute, erfolgreiche, den Weg zum Ziel verkürzende Muster. Zum notwendigen Vergleich von Mustern werden nicht mehr alle Informationen überprüft. An einmal ausgewählten Mustern wird festgehalten (Regressionseffekte).
- bekannte Muster werden verallgemeinert und auf ein aktuelles Problem übertragen oder das Problem wird verallgemeinert oder vereinfacht und auf ein scheinbar passendes Muster übertragen (Modellbildung).
- nicht lineare Abläufe werden linear extrapoliert. Die Fähigkeit, Wahrscheinlichkeiten einzuschätzen, ändert sich.
- die Kosten-/Nutzenbewertung wird verändert. Sichere unmittelbare Nachteile werden vermieden, auch wenn sie gering sind. Entscheidungen mit gravierenden Nachteilen werden verzögert bzw. delegiert.

Kognitive Faktoren können zu Veränderungen des Denkprozesses führen, die in Bezug auf die objektiven Erfordernisse der Situation nicht akzeptabel

sind und als kognitive Fehler bezeichnet werden. Mit Hilfe des neu entwickelten Modells kann untersucht werden, ob der Denkprozess durch Defizite im Informationsangebot oder durch den Einfluss von in einer Handlungssituation zu unterstellenden kognitiven Faktoren so verändert werden kann, dass für den Operateur scheinbar das Auslösemuster eines objektiv schädlichen Eingriffs vorliegt.

Wie das in der PSA bewertete Fallbeispiel „Fehl- abspernung eines Standrohrs der Reaktordruckbehälter-Füllstandsmessung“ zeigt, ist diese Methode dazu geeignet, die oben genannte Bewertungslücke zu schließen. Diese Erkenntnis sollte allerdings noch durch weitere Fallbeispiele abgesichert werden.

### ■ Schlussfolgerungen aus der PSA

Der Einsatz neuer Technologien, veränderte Betriebsweisen und neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung führen zu neuen Anforderungen an die PSA-Methodik. Am Beispiel einer neuen PSA für eine Anlage der Baureihe SWR 69 konnten eine Reihe bereits empfohlener sowie auch neu entwickelter Methoden hinsichtlich dieses Aspektes einer praktischen Erprobung unterzogen werden.

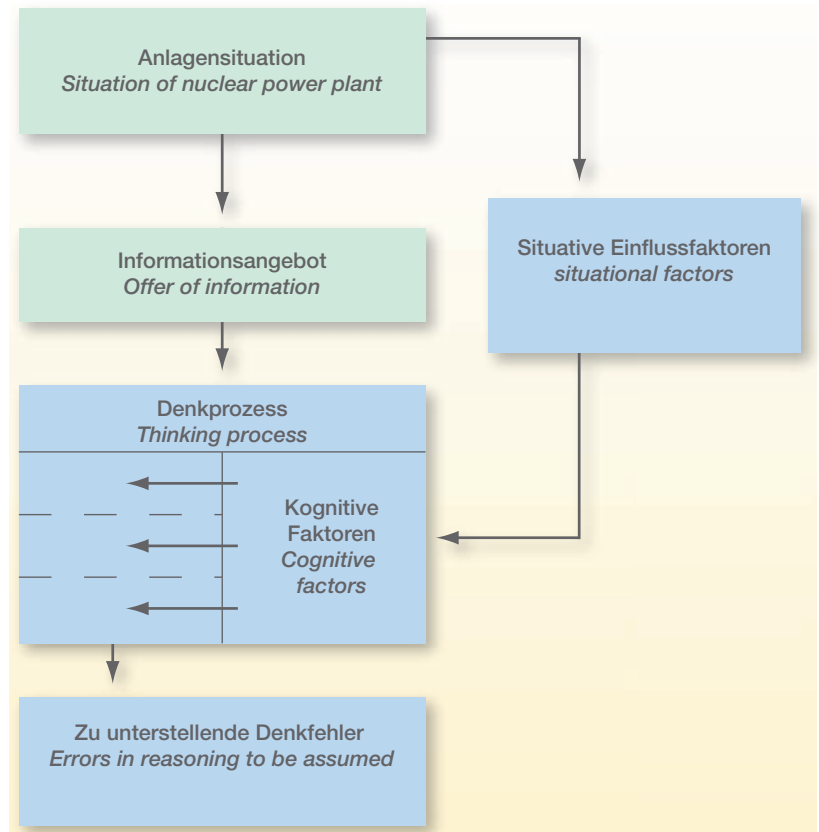
Die Ergebnisse belegen die Praxistauglichkeit der erprobten Methoden und werden zu einer Fortschreibung der regulatorischen Vorgaben, wie z. B. der Fachbände des PSA-Leitfadens führen. Allerdings zeigen die Arbeiten auch, dass noch bedeutsame Defizite vorhanden sind, zu deren Behebung die Entwicklung und Erprobung neuer Methoden erforderlich ist. Beispielhaft zu nennen sind hier die Themen „Softwarezuverlässigkeit“ und „Bewertung organisatorischer Einflüsse“. ■

and actions even in very stressful situations. With increasing burden the following effects may occur:

- information which is easy to acquire and which confirms expectations is preferred (filter effect),
- representatives from a group of information belonging together are selected (sampling),
- the subjective perception of time changes with effects on dynamic information to be perceived,
- automatic, skill-based behaviour is preferred. There is a fixation on a current, limited problem. The search for patterns is restricted. Familiar, successful patterns shortening the way to the goal are preferred. While comparing explanation patterns not all relevant information is checked. Pattern selected once in the past are kept (regression effects),
- known patterns are generalized and transferred to a current problem or the problem is generalized or simplified and transferred to a seemingly matching pattern (model formation),
- non-linear sequences are extrapolated in a linear way. The ability to assess probabilities changes.
- the cost/benefit assessment is changed. Sure immediate disadvantages are avoided, even if they are small. Decisions involving severe disadvantages are delayed or delegated.

Cognitive factors may lead to changes of the thinking process which are not acceptable with respect to the objective requirements of the situation and which are referred to as cognitive errors. With the help of the newly developed model it can be examined whether the thinking process can be changed by shortcomings of the information offered or the influence of the cognitive factors to be assumed in a given situation in such way that for the operator an objectively unsafe intervention seems to be useful.

The case study “Faulty closure of a stand pipe of the RPV level measurement” assessed in the PSA shows, this method is suitable to close the above mentioned assessment gap. This finding should, however, be secured by further case studies.



▲ Modell zur Identifikation möglicher Denkfehler  
Model to identify errors in reasoning

## Conclusions from the PSA

The use of new technologies, changed operational modes and new findings from operating experience lead to new requirements to be met by PSA methodology. Using the example of a new PSA for a type 69 BWR a series of already recommended as well as newly developed methods could be tested practically with respect to this aspect.

The results demonstrate the practical feasibility of the tested methods and will lead to an update of the regulatory requirements, like the reference volumes of the PSA guideline. The studies do, however, show that there are still considerable shortcomings. Their removal necessitates a development and trial of new methods. The topics “software reliability” and “assessment of organisational influences” may be mentioned here as examples. ■

# 5

## Endlagersicherheitsforschung mit seinen internationalen Verknüpfungen



Tilmann Rothfuchs

Gemäß internationalen Standards ist es eine wichtige staatliche Aufgabe dafür zu sorgen, dass für die langzeit-sichere Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen u. a. der notwendige wissenschaftliche und technische Kenntnisstand für die Fortentwicklung der Sicherheitskriterien für Betreiber und die unabhängige regulatorische Überwachung zur Verfügung stehen. In vielen Ländern gibt es daher staatliche oder staatlich geförderte Institutionen, die entsprechende Forschungsarbeiten durchführen. In Deutschland leistet der GRS-Bereich Endlagersicherheitsforschung im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) bzw. dessen Projektträger für Wassertechnologie und Entsorgung im Forschungszentrum Karlsruhe (PTKA-WTE) hierzu als kompetente Fachinstitution einen wesentlichen Beitrag.

### I Angewandte Grundlagenforschung im internationalen Verbund

In Deutschland konzentrierte sich in den 1960er- und 1970er-Jahren die Endlagerforschung zunächst auf das Wirtsgestein Salz, da entsprechende geologische Formationen im norddeutschen Raum weit verbreitet sind. Seit Mitte der 1970er-Jahre beteiligen sich deutsche Institutionen an den Forschungsprogrammen der Europäischen Union, um die nationalen Forschungs- und Entwicklungsprogramme (FuE) auf Grundlage internationaler Kooperationen zu optimieren und die Kompetenzen durch den Erkenntniszugewinn zu stärken. In den frühen 1980er-Jahren wurden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in kristallinen Granitformationen in das Förderprogramm der Bundesregierung aufgenommen. 1998 kamen – auf Wunsch der damaligen Bundesregierung – FuE-Arbeiten in Tonformationen hinzu. Zudem wurden die internationalen Kooperationen durch die Beteiligung an Forschungsprojekten in Untertagelabors, z. B. in der Schweiz, in Frankreich und in Schweden deutlich verstärkt.

Der GRS-Bereich Endlagersicherheitsforschung war 2006/2007 an vier großen Integrierten Projekten (IP) und zwei Strategischen Forschungsprojekten (Strategic Research Projects (STREP)) der EU beteiligt.

### PAMINA (Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety case)

Das Hauptziel des Integrierten EU-Projekts PAMINA ([www.ip-pamina.eu](http://www.ip-pamina.eu)) besteht darin, Methoden und Werkzeuge der Sicherheitsanalyse für verschiedene geologische Endlagerformationen weiterzuentwickeln und zu harmonisieren. Es werden fundierte methodische und wissenschaftliche Grundlagen zur Demonstration der sicheren Endlagerung in tiefen geologischen Formationen bereitgestellt. Ein Handbuch soll den Stand von Wissenschaft und Technik der sicherheitsanalytischen Methoden auf Grundlage der Erfahrungen der beteiligten Organisationen beschreiben. Die GRS ist mit eigenen wissenschaftlichen Arbeiten an den meisten Arbeitspaketen beteiligt.

Die GRS koordiniert dieses Projekt, in dem weitere 26 europäische Endlagerorganisationen und Forschungseinrichtungen aus zehn Ländern beteiligt sind.

### ESDRED (Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs)

Im Integrierten EU-Projekt ESDRED (Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs, [www.esdred.info](http://www.esdred.info)) – ein mehrheitlich ingenieurtechnisch ausgerichtetes Projekt – wird mit Hilfe großtechnischer Prototypen die Machbarkeit verschiedener Endlagerkonzepte für hoch radioaktive Abfälle in tiefen geologischen Formationen hinsichtlich Errichtung, Betrieb und Schließung demonstriert. Die GRS untersucht hierbei die Eignung von Ton-Sand Mischungen als optimierte selbst dichtende Barrieren für den langzeitsicheren Verschluss von Endlagerhöhlräumen. Dazu führt sie sowohl in ihren Laboratorien in Braunschweig als auch im Untertagela-

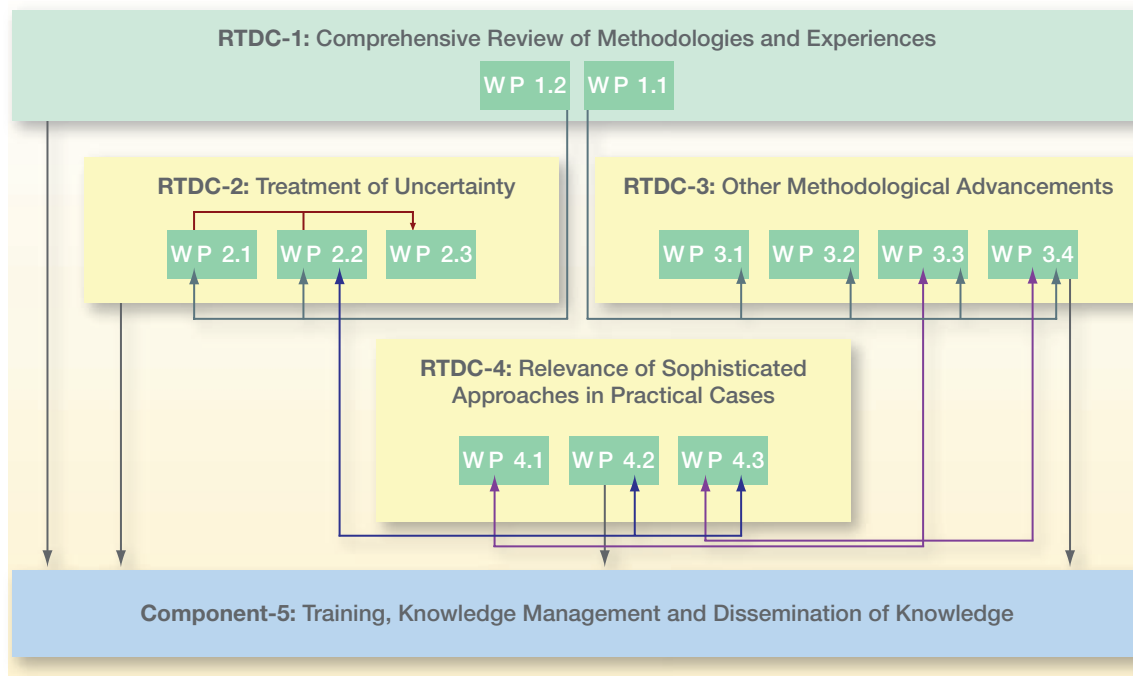
# Final Repository Safety Research with its International Interconnections

According to international standards, it is an important task of the state to ensure that the necessary scientific and technological state of knowledge for the further development of safety criteria for operators and the independent regulatory supervision is available among other things for the safe long-term final disposal of radioactive wastes in geological formations. For this reason many countries have state or state subsidized institutions which carry out the respective research work. In Germany, the GRS Final Repository Safety Research Division by order of the Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi) or its project executing agency for Water Technology and Waste Management at Forschungszentrum Karlsruhe (PTKA-

WTE), resp. has an essential share in this research work as a technical expert institution.

## Applied fundamental research in international networks

In Germany final repository research in the 1960s and 1970s at first concentrated on salt as host rock, as respective geological formations are widespread in North Germany. Since the mid-1970s German institutions



▲ Das Integrierte EU-Projekt PAMINA ist in vier FuE-Komponenten mit jeweils mehreren Arbeitspaketen unterteilt, die inhaltlich auf vielfältige Weise miteinander verknüpft sind. Ein weiteres wichtiges Element ist die Wissensvermittlung und das Wissensmanagement.

The integrated EU project PAMINA is divided into four research and technical development components. Each component is divided into several work packages, that are linked with each other in manifold ways. Another important component in PAMINA is knowledge management and the dissemination of knowledge.

bor Mont Terri in der Schweiz Experimente unter realen Umgebungsbedingungen durch.

Neben der französischen Endlagerorganisation ANDRA als Koordinator sind an diesem Projekt weitere 12 europäische Endlager- und Forschungseinrichtungen beteiligt.

### IP NF-PRO (Near Field Processes)

An NF-PRO, vom belgischen Studienzentrum für Kernenergie (SCK-CEN) koordiniert, beteiligen sich über 40 europäische Endlagerorganisationen und Forschungseinrichtungen. Dieses Projekt hat zum Ziel, ein hinreichendes Verständnis der im Endlagernahfeld vorherrschenden sicherheitsrelevanten Prozesse zu erarbeiten. Dabei werden besonders die Ausbildung des geochemischen Milieus und seines Einflusses auf das Containment, die Freisetzung von Radionukliden aus dem Containment, das Verhalten von Buffer bzw. Versatzmaterialien sowie das Kurz- und Langzeitverhalten von Auflockerungszonen in der Umgebung der Endlagerhohlräume im jeweiligen Wirtsgestein betrachtet. Die GRS untersucht in NF-PRO

- die Wechselwirkungen von Bentonit-Barrieren mit Lösungen relevanter Zusammensetzungen in verschiedenen Wirtsgesteinen,
- den Gastransport in Auflockerungszonen im Wirtsgestein Salz, das Langzeitverhalten der Auflockerungszone in konsolidierten Tonsteinformationen,
- und entwickelt ein gekoppeltes Modell zur Beschreibung hydromechanischer Einflüsse der Eisenkorrosion im Endlager.

### IP FUNMIG (Fundamental Processes on Radionuclide Migration)

Im Integrierten EU-Projekt FUNMIG werden grundlegende Prozesse, die bei der Radionuklidmigration im Fernfeld eines Endlagers eine Rolle spielen, untersucht. Dazu zählen die Sorption an Mineraloberflächen, der Einfluss organischer und anorganischer Kolloiden oder die möglichen Auswirkungen mikrobieller Reaktionen. Gezielte Experimente und begleitende Modellrechnungen ergänzen und vertiefen die Grundlagen und das Verständnis dieser wichtigen Prozesse. Die

Ergebnisse fließen u. a. in Arbeiten zu formationsspezifischen Prozessen im Fernfeld der Wirtformationen Ton, Granit und Salz ein. Abschließend soll dargestellt werden, welchen Beitrag die erzielten Ergebnisse zur Verbesserung einer Sicherheitsanalyse bzw. eines Safety Case leisten. Die GRS

- führt Modellrechnungen zur Migration von Radionukliden in Tonformationen mit unterschiedlich komplexen Modellen durch,
- ist „Task Leader“ bei der Untersuchung spezieller Prozesse am Standort Ruprechtow als natürliches Analogon für Prozesse, die in sedimentären Deckschichten von Salzformationen stattfinden können und
- arbeitet bei der Integration der Ergebnisse im Hinblick auf einen „Safety Case“ für ein Endlager im Salz mit.

An dem Projekt sind neben dem Forschungszentrum Karlsruhe als Koordinator 51 weitere Projektpartner aus 14 Ländern beteiligt.

### Strategische Forschungsprojekte THERESA und TIMODAZ

Diese Projekte sind primär auf die Überprüfung und Weiterentwicklung von Stoffmodellen und Computerprogrammen zur numerischen Simulation gekoppelter thermisch-hydraulisch-mechanisch-chemischer (THMC) Prozesse in Endlagern in Salz- oder Tonformationen ausgerichtet. Im Vordergrund steht das langzeitliche Verheilungs- oder Rückbildungsverhalten von Auflockerungszonen und die Bewertung ihrer Signifikanz für die Langzeitsicherheit von Endlagern.

Durch die vergleichende Simulation ausgewählter Labor- und Feldexperimente werden die Bandbreiten bestehender Unsicherheiten abgeschätzt, die Modelle auf Basis neuerer Forschungsergebnisse verbessert und die verbesserten Ansätze in die Programme der Langzeitsicherheitsanalyse übernommen.

Einige der beschriebenen EU-Projekte sind wie bereits erwähnt auch mit Forschungsarbeiten in europäischen Untertagelabors verknüpft. Neben Untersuchungen geringeren Umfangs in den Untertagelaboren Grimsel in der Schweiz (Granit), Äspö in Schweden (Granit) und Bure in Frankreich (Ton) nimmt die Beteiligung der GRS

have participated in the research programmes of the European Union to optimize the national research and development programmes (R+D) on the basis of international cooperations and to strengthen their expertise by the benchmarking of research results. In the early 1980s research and development of the final disposal of radioactive wastes in crystalline granite formations was included into the support programme of the Federal government. In 1998 R+D work in clay formations was added upon request of the then federal government. In addition thereto international cooperations were clearly intensified by participating in research projects in underground laboratories, e.g. in Switzerland, France and Sweden.

The GRS Final Repository Safety Research Division participated in four major Integrated Projects (IP) and two Strategic Research Projects (STREP) of the EU in 2006/2007.

### **PAMINA (Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case)**

It is the main objective of the Integrated EU Project PAMINA ([www.ip-pamina.eu](http://www.ip-pamina.eu)) to further develop and harmonize methods and tools of safety analysis for different geological final repository formations. Well-founded methodological and scientific bases to demonstrate the safe final disposal in deep geological formations are provided. A manual is to describe the state of the art of safety-analytical methods on the basis of the experience of the participating organisations. GRS is involved in most work packages with its own scientific contributions.

This project in which 26 further European final repository organisations and research facilities from ten countries participate is coordinated by GRS.

### **ESDRED (Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs)**

The Integrated EU Project ESDRED (Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs, [www.esdred.info](http://www.esdred.info)) – a mainly engineering-oriented project – demonstrates the feasibility of different repository concepts for high level radioactive wastes in deep geological formations relating to the establishment, operation and closure with the help of large-scale

prototypes. GRS here examines the suitability of clay-sand mixtures as optimized self-sealing barriers for the safe long-term closure of repository cavities. For this purpose it carries out experiments under real environmental conditions in its laboratories in Braunschweig as well as in the Mont Terri Rock Laboratory in Switzerland.

In addition to the French repository organisation ANDRA as the coordinator, 12 further European repository and research institutions are involved in this project.

### **IP NF-PRO (Near Field Processes)**

More than 40 European repository organisations and research facilities participate in NF-PRO which is coordinated by the Belgian Nuclear Research Centre (SCK-CEN). It is the objective of this project to develop a sufficient understanding of the prevailing safety-relevant processes in the repository near field. The geochemical environment and its influence on the containment, the release of radionuclides from the containment, the behaviour of buffer or backfill materials, resp. as well as the short- and long-term evolution of excavation disturbed zones (EDZ) in the surrounding of repository cavities in the respective host rock are examined here in particular. In NF-PRO GRS examines

- the interactions of bentonite barriers with solutions of relevant compositions in different host rock formations,
- the migration of gas in the EDZ in the salt host rock, the long-term behaviour of the EDZ in consolidated clay formations,
- and it examines a coupled model for the numerical simulation of hydromechanical influences of iron corrosion in the repository.

### **IP FUNMIG (Fundamental Processes on Radionuclide Migration)**

Fundamental processes playing a role in radionuclide migration in the far-field of a repository are examined in the Integrated EU-Project FUNMIG. Sorption at mineral surfaces, the influence of organic and anorganic colloids or the possible effects of microbial reactions belong hereto. Well-directed experiments

► Blick auf das Gebiet des Mont Terri im Kanton Jura mit Andeutung des Autobahntunnels und des Untertagelabors im Opalinuston  
*View of the Mont Terri area in the Canton of Jura with indication of the motorway tunnel and the underground research laboratory situated in the Opalinus Clay*



am Mont Terri Projekt, dem sie 1999 als FuE-Partner beigetreten ist, einen relativ breiten Raum ein.

### **Beteiligung am Mont Terri-Projekt**

Seit 1996 werden im Rahmen dieses Forschungsprojektes in einem erweiterten Teil des Sicherheitstollens des Mont-Terri-Autobahntunnels nahe St. Ursanne im Kanton Jura geowissenschaftliche Untersuchungen durchgeführt. Das Hauptziel dieses Projekts ist die geologische, hydrogeologische, geochemische und geotechnische Charakterisierung von Tongesteinen, hier speziell des Opalinustons, die Überprüfung von Prozessmodellen durch Anwendung numerischer Simulationen auf die im Untertagelabor durchgeführten Feldexperimente sowie die Bewertung der Eignung des konsolidierten Tonsteins als Wirtsgestein insgesamt. Heute sind zwölf Partner aus sechs Ländern an diesem Forschungsprojekt beteiligt.

In den zurück liegenden zwei Jahren hat die GRS mit Unterstützung verschiedener Projektpartner Unter-

suchungen zur optimierten Dichtwirkung von zuvor im eigenen Labor in Braunschweig qualifizierten Ton/Sand-Mischungen als Versatz- oder Buffermaterial in Endlagerhohlräumen mit Gas produzierenden Abfällen und zum Gasverbleib in einem Tonendlager durchgeführt. Weitere Untersuchungen betrafen die Auswirkung von Hohlraumerstellung und nachfolgender Bewetterung auf die Integrität des Wirtsgesteins.

### **Mitarbeit in internationalen Gremien**

Die GRS erweitert ihren Kenntnisstand zur Endlager-sicherheitsforschung kontinuierlich über FuE-Arbeiten. Das hierbei erworbene Know-how wird durch ihre aktive Mitarbeit in verschiedenen internationalen Arbeitsgruppen der Kernenergieagentur der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung – Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) und der IAEO und die dort geführten strategischen Diskussionen zusätzlich gefördert und stets auf dem

and accompanying model computations supplement and deepen the fundamentals and the understanding of these important processes. The results are among other things incorporated into the studies on formation-specific processes in the far-field of the host rocks clay, granite and salt. Finally, it shall be illustrated which share the results achieved have in improving a safety analysis or a safety case, resp. GRS

- carries out model calculations on the migration of radionuclides in clay formations with models having different degrees of complexity,
- is the “Task Leader“ in the examination of special processes at the Ruprechtow site as a natural analogon for processes which can take place in sedimentary surface layers of salt formations and
- cooperates in the integration of the results with respect to a “Safety Case“ for a repository in salt.

In addition to Forschungszentrum Karlsruhe as the coordinator, 51 further project partners from 14 countries are involved in this project.

### The Strategic Research Projects THERESA and TIMODAZ

These projects are primarily directed at the review and further development of material models and computer programmes for the numerical simulation of coupled thermohydraulic-mechanical-chemical (THMC) processes in repositories in salt or clay formations. The long-term healing or sealing behaviour of the EDZ and the assessment of their significance for the long-term safety of repositories represents the main emphasis of these projects.

The scopes of existing uncertainties are estimated by benchmark simulations of selected laboratory and field experiments. The models are improved on the basis of recent research results and the improved approaches are integrated into the codes of integrated long-term analyses.

As already mentioned, some of the EU projects described are also connected to research work in European underground laboratories. Apart from examinations in the underground laboratories of

Grimsel, Switzerland (granite), Äspö in Sweden (granite) and Bure in France (clay), GRS’s participation in the Mont Terri Project, which it joined in 1999 as R+D partner, takes up a relatively large space.

### Participation in the Mont Terri-Project

Since 1996 geoscientific examinations have been carried out in an extended part of the safety gallery of the Mont-Terri motorway tunnel near St. Ursanne in the Canton of Jura. It is the main objective of this project to describe the geological, hydrogeological, geochemical and geotechnical features of clay stones, here specifically opalinus clay, to review process models by applying numerical simulations to the field experiments carried out in the underground laboratory as well as to assess the suitability of consolidated clay stone as host rock in general. Today twelve partners from six countries are involved in this research project.

In the past two years GRS with the support of different project partners carried out examinations on an optimized seal effect of clay/sand mixtures as backfill or buffer material in repository disposal cells containing gas generating wastes and on the migration of gas in a clay repository. Further examinations relate to the effects of cavity excavation and subsequent ventilation on the integrity of the host rock.

## Participation in International Committees

GRS continuously improves its knowledge about repository safety research via R+D work. The know-how acquired here is additionally supported and kept up to date by its active participation in different international working groups of the Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD/NEA) and the IAEA, and the strategic discussions held there.

GRS is currently participating in the scientific work of two working groups of the Radioactive Waste Management Committee (RWMC) of OECD/NEA, the Integration Group for the Safety Case (IGSC) and the Clay Club.



allgemeinen Stand von Wissenschaft und Technik gehalten.

Zurzeit arbeitet die GRS in zwei Arbeitsgruppen des Radioactive Waste Management Committee (RWMC) der OECD/NEA, der Integration Group for the Safety Case (IGSC) und dem Clay Clubs wissenschaftlich mit.

Der Integration Group for the Safety Case (IGSC) gehören technische Experten aus Endlagerorganisationen, Genehmigungsbehörden und Forschungseinrichtungen mit langjähriger Erfahrung in Planung und Erstellung eines Safety Case an.

Die IGSC berät das Radioactive Waste Management Committee (RWMC) der NEA zu wichtigen Themen und neuen Entwicklungen, besonders hinsichtlich des Implementationsprozesses von Endlagern für langlebige radioaktive Abfälle, der Systemanalyse und technologischer Fortschritte.

Dazu werden von der IGSC periodisch technische Arbeitsprogramme definiert und durchgeführt, die wesentliche Beiträge zu Erstellung und Bewertung eines „Safety Case“ liefern und – darauf aufbauend – die wissenschaftlichen Diskussionen fördern. Sie tragen damit zur Vertrauensentwicklung und Entscheidungsfindung bei der Entwicklung von Endlagerprojekten in den einzelnen Mitgliedsländern bei. Außerdem bietet die IGSC ein Plattform für die Teilnehmer der einzelnen Länder, um relevante Fragen und neue Trends zu identifizieren, den Stand der Technik kritisch zu bewerten und Methodik sowie Vorgehensweise bei der Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises weiter zu entwickeln und, wenn möglich, zu harmonisieren. Dazu gehört auch die Weiterentwicklung von Programmen und Werkzeugen für die Langzeitsicherheitsanalyse.

Der GRS ermöglicht die Mitarbeit in dieser Arbeitsgruppe, den internationalen Stand zu verfolgen und dadurch notwendige nationale FuE-Vorhaben zu initiieren, ebenso wie die nationalen Interessen in internationale Aktivitäten einzubringen.

Im „Clay Club“, 1990 von der NEA 1990 gegründet, diskutiert und bewertet ein internationaler Expertenkreis aktuelle FuE-Arbeiten verschiedener nationaler Endlagerprogramme. Ziel ist es, Empfehlungen für die weitere Ausrichtung dieser Arbeiten bereit zu stellen, um einen Langzeitsicherheitsnachweis für ein Endlager in Tonformationen zu führen. Potentielle Wirtsgesteine werden ebenso betrachtet wie der Wissensstand zum

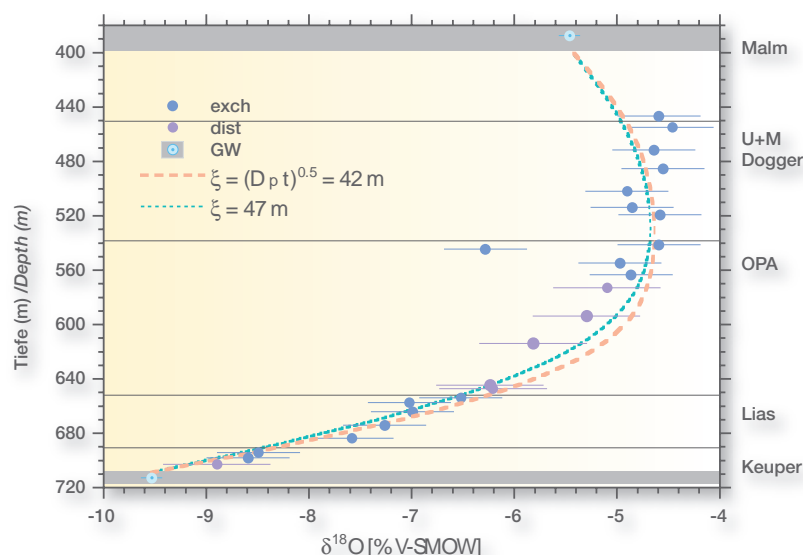
Einsatz toniger bzw. tonhaltiger Materialien wie Bentonite und Bentonit/Sand-Gemische als Versatz- und Buffermaterialien.

Stand zu Beginn der Arbeiten des „Clay Club“ eine Bestandsaufnahme der verfügbaren Fachliteratur zur Bewertung des Standes von Wissenschaft und Technik im Vordergrund, befasst sich das Gremium heute vorrangig mit der Problematik der Schadstoffausbreitung über Kluff- oder Rissssysteme. So steht gegenwärtig das FEPCAT-Projekt (Features, Events and Processes Evaluation Catalogue for Argillaceous Media) im Vordergrund, in dessen Rahmen ein detaillierter FEP-Katalog zur Steuerung von Langzeitsicherheitsanalysen erarbeitet wird. Die „Clay Club“-Initiative CLAYTRAC (Initiative on long-term natural Tracers Profiles) zielt darauf ab, verfügbare Datensätze natürlicher Tracerprofile von verschiedenen geologischen Tonformationen und Standorten zusammenzuführen und für die Modellqualifizierung bereit zu stellen.

Über die Mitarbeit in den OECD/NEA-Arbeitsgruppen hinaus hat der GRS-Bereich Endlagersicherheitsforschung auch an „Consultancy Meetings“ der IAEO teilgenommen. Diese Arbeitsgruppen setzen sich aus international anerkannten Experten zusammen. Sie haben die Aufgabe, Endlagerprojekte in den Mitgliedsstaaten zu analysieren und Empfehlungen für die kriteriengesteuerte Realisierung derartiger Projekte in anderen Mitgliedsstaaten, deren Endlagerprogramme sich noch in einem frühen Entwicklungsstadium befinden, zu erarbeiten. Die Mitarbeiter des GRS-Bereichs Endlagersicherheitsforschung haben in diesem Zusammenhang bereits früher an internationalen Dokumenten zur Ausrichtung der Forschung in Untertagelabors auf der Grundlage international anerkannter Anforderungen mitgearbeitet. Diese Arbeiten setzten sich auch 2007 fort. So wurde ein Dokument zur standortunabhängigen administrativen Planung und technischen Auslegung von geologischen Endlagern erarbeitet.

## ■ Schlussfolgerung

Die internationalen Kooperationen in der Endlagersicherheitsforschung können heute auf eine über dreißigjährige Entwicklung zurückblicken. Nach einer frühen Phase der Untersuchung und Bestimmung der wichtigsten petrophysikalischen und geochemischen Parameter potentieller Wirtsgesteine und einer ersten



◀ Profil der stabilen Wasserstoffisotopenkonzentration im Porenwasser des Opalinustons am Standort Benken. Das Profil wird erklärt als eine diffusive Mischung aus Formationswässern, die ursprünglich im Opalinuston vorhanden waren und jungen, meteorischen Wässern, die aus den umliegenden Kalksteinformationen (graue Bereiche) in den Opalinuston eindringen. Die Linien zeigen Simulationen zur Ermittlung der Transportparameter.

*Profile of hydrogen stable isotope distribution in the pore water of the Opalinus Clay at the Benken site. The profile is explained as a result of diffusive mixing between formation water initially present in the Opalinus Clay and meteoric water that has penetrated from adjacent limestone formations (grey areas). The lines show best fit simulations.*

Technical experts from waste management organizations (WMO), licensing authorities and research institutions with long-term experience in the development of a safety case belong to the Integration Group for the Safety Case (IGSC).

IGSC advises the Radioactive Waste Management Committee (RWMC) of NEA on important issues and new developments, especially with respect to the implementation process of repositories for long-lived radioactive wastes, systems analysis and technological progress.

For this purpose IGSC periodically defines and carries out technical work programmes which provide essential contributions for the development of a safety case and – based hereon – promote scientific discussions. They thus contribute to developing trust and finding decisions in the development of repository projects in the individual member states. In addition thereto, IGSC provides a platform for the participants from the individual countries for identifying relevant issues and new trends, for critically assessing the state of the art and for further developing the methodology as well as the approach of long-term safety analysis and, if possible, to further harmonize this. The further development of methods and tools for long-term safety analysis belongs hereto.

The participation in this working group enables GRS to pursue the international state of the art and to thus initiate necessary national R+D projects as well as to introduce national interests to international activities.

In the “Clay Club“, which was founded by NEA in 1990, an international body of experts discusses and assesses current R+D work of different national repository programmes. It is the objective to provide recommendations for the further direction of this work, to provide a long-term safety case for a repository in clay formations. Potential host rocks are considered as well as the state of knowledge on the use of clay or clay containing materials like bentonite and bentonite/sand mixtures as backfill or buffer materials.

At the beginning the “Clay Club“ focused on an appraisal of the technical literature available for assessing the state of the art. Today the committee primarily deals with the problem of the migration of pollutants via fractures or fracture networks. Thus the FEPCAT Project (Features, Events and Processes Evaluation Catalogue for Argillaceous Media) is centre stage. A detailed FEP catalogue on guiding long-term safety analyses is compiled as a part of this project. The “Clay Club“ initiative CLAYTRAC (Initiative on long-term natural Tracers Profiles) aims at consolidating available sets of data of natural tracer profiles of different geological clay formations and locations and providing these for model qualification.

In addition to their participation in the OECD/NEA working groups, the GRS Final Repository Safety Research Division also took part in IAEA “Consultancy Meetings“. These working groups are composed of internationally recognized experts. It is their function to analyse repository projects in the member states and to compile recommendations for

Einschätzung ihrer Eignung für den langzeitsicheren Abschluss radioaktiver Abfälle von der Biosphäre in den 1970er-Jahren folgten in den 1980er- und 1990er-Jahren größere Demonstrationsprojekte zum Nachweis der technischen Machbarkeit der Endlagerung, deren Erfolg jeweils deutlich durch internationale Beteiligungen geprägt war.

Die GRS-Mitarbeit in internationalen Gremien und die dort stattfindenden Diskussionen führen zur Entwicklung allgemein anerkannter Sicherheitskriterien sowie zu einer verbesserten Definition der Anforderungen an die Führung des Langzeitsicherheitsnachweises. Darüber hinaus entwickelt sich im Rahmen der in-

ternationalen Forschungsprojekte ein gemeinsames Verständnis zum methodischen Vorgehen bei den Sicherheitsanalysen sowie zu den bestehenden Unsicherheiten und dem Umgang mit ihnen. Diese Arbeiten tragen auch erheblich zur Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Werkzeuge bei. Die Einbettung im internationalen Rahmen verbessert die Transparenz der nationalen Vorgehensweise und ist ein unverzichtbares Element zu deren Absicherung. Damit verknüpft ist die Erwartung, einen wichtigen Beitrag zur Erhöhung der allgemeinen Akzeptanz für einen „Safety Case“ zu leisten. ■

criteria-controlled implementation of such projects in other member states the repository programmes of which are still in an early development stage. In this context the employees of the GRS Final Repository Safety Research Division have participated in elaborating international documents on the direction of research in underground laboratories on the basis of internationally recognized requirements already in the past. This work was also continued in 2007. Thus a document on a site-independent administrative design and technical layout of geological repositories was elaborated.

## I Conclusion

Today international cooperations in repository safety research can look back to more than thirty years of experience. After an early phase of examining and defining the most important petrophysical and geochemical parameters of potential host rocks and first

assessments of their suitability for the safe long-term isolation of radioactive wastes against the biosphere in the 1970s, larger demonstration projects for proofing the technical feasibility of final disposal followed in the 1980s and 1990s, the success of which was clearly characterized by international participations.

GRS's participation in international committees and the discussions held there contributes to the development of widely accepted safety criteria as well as to an improved definition of the requirements for long-term safety analysis. Furthermore, a common understanding of the methodical procedures of safety analyses as well as of the existing uncertainties and how to deal with these developed within the international research projects. This work also essentially contributes to the further development of analytical tools. Embedding in the international framework improves the transparency of the national procedure and is an indispensable element for its safeguarding. The expectation to make an important contribution to increasing the general acceptance of a safety case is connected herewith. ■



Dr. Ulrich Noseck

## 5.1 Arbeiten in internationalen Gremien zu sicherheitsanalytischen Themen

In den vergangenen Jahren wurde der Umfang der Arbeiten zu einem Sicherheitsnachweis für ein Endlager mit radioaktiven Abfällen deutlich erweitert. Zentrales Element des Sicherheitsnachweises ist die Langzeitsicherheitsanalyse, also die systematische Analyse der mit der Anlage verbundenen Gefährdungen und der Fähigkeit des Standorts in Verbindung mit dem gewählten Endlagerkonzept, die geforderten Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten und die technischen Anforderungen zu erfüllen. Insbesondere die extrem langen Betrachtungszeiträume bedingen Unsicherheiten bei einer Langzeitsicherheitsanalyse, die nur zum Teil verringert werden können. Deshalb gewinnen unterstützende Argumente und qualitative Informationen zunehmend Bedeutung, die die Ergebnisse und Aussagen der quantitativen Langzeitsicherheitsanalysen untermauern und vervollständigen. Dieser erweiterte Sicherheitsnachweis wird heute international als „Safety Case“ bezeichnet und mittlerweile für alle wesentlichen Entscheidungen innerhalb eines Endlagerprozesses gefordert.

Die Arbeitsgruppe „Integration Group for the Safety Case“ (IGSC) der NEA/ OECD ist das maßgeblichste Gremium, in dem auf internationaler Ebene neue Entwicklungen zum „Safety Case“ und damit auch zu langzeitsicherheitsanalytischen Themen behandelt werden. Die IGSC agiert derzeit als wichtigstes Beratungsgremium des „Radioactive Waste Management Committee“ (RWMC) zu Fragen der geologischen Endlagerung von langlebigen und hochradioaktiven Abfällen. Der Schwerpunkt der IGSC-Tätigkeit liegt auf den Gebieten Strategien und Methoden zur Charakterisierung und Bewertung von Endlagerstandorten sowie in der Weiterentwicklung der wissenschaftlichen Grundlagen und Methoden eines „Safety Case“. Der GRS-Fachbereich Endlagersicherheitsforschung hat einen Sitz in der IGSC und beteiligt sich seit Jahren aktiv an deren Initiativen und Projekten. Die Arbeit der IGSC gliedert sich in drei Kategorien: Kernaktivitäten, technische Aktivitäten und kooperative Projekte.

### I Kernaktivitäten

Zu den Kernaktivitäten gehören Projekte, die direkt mit dem „Safety Case“ zu tun haben. Sie stehen im Mittelpunkt der IGSC-Arbeiten und werden im Wesentlichen durch die IGSC-Mitglieder selbst ausgeführt. Hierzu gehört beispielsweise die Erstellung eines Statusberichts, in dem die Grundlagen und die wesentlichen Elemente eines „Safety Case“ mit entsprechenden Beispielen dargestellt sind (NEA 2004).

Ziel der derzeit laufenden Initiative INTESC („International Experience in developing Safety Cases“) ist es, existierende und sich derzeit in der Entwicklung befindende „Safety Cases“ zu analysieren und die praktischen Erfahrungen, die die einzelnen Länder bei der Entwicklung gemacht haben, zu dokumentieren. Es sollen die wichtigsten Konzepte identifiziert werden und überprüft werden, wo Übereinstimmung und abweichende Ansichten bei den beteiligten Organisationen bestehen. Generell soll der Fortschritt aufgezeigt werden, der in der letzten Dekade erzielt wurde.

Eine große Herausforderung stellen die extrem langen Zeiträume dar, die bei einem „Safety Case“ für die Nachbetriebsphase eines Endlagers zu betrachten sind. Innerhalb des Betrachtungszeitraums laufen Prozesse ab, die durch sehr unterschiedliche Zeitskalen charakterisiert sind. Diese Prozesse, die zugehörigen Unsicherheiten und die Auswirkungen der Prozesse auf die Entwicklung des Endlagersystems müssen identifiziert, bewertet und in einem „Safety Case“ kommuniziert werden. Um zu überprüfen, wie unterschiedliche Zeiträume in den Sicherheitsnachweisen der einzelnen Länder behandelt werden, wurde zu diesem Thema von der IGSC im Jahr 2004 ein Workshop veranstaltet. Im Anschluss daran wurde eine Initiative ins Leben gerufen, mit dem Ziel den derzeitigen Stand der Diskussion in den einzelnen Ländern zu dokumentieren. Dabei wurde die Bedeutung von Zeiträumen hinsichtlich verschiedener Aspekte eines „Safety Case“ beleuchtet, u. a. hinsichtlich regulatorischer Aspekte, Features, Events and Processes (FEPs) und Szenarien, der Verwendung unterschiedlicher Modellsätze, der Behandlung von Unsicherheiten und der Verwendung verschiedener Sicherheitsindikatoren. Die zweite Ab-

## 5.1 Work in International Committees on Safety Assessment Topics

In the past years the scope of the work on the assessment of the long-term safety for a repository with radioactive waste has been clearly expanded. The central element here is the long-term safety analysis, i.e. the systematic analysis of the hazards associated with the facility and the ability of the site to provide to ensure the required safety functions and to meet the technical requirements in conjunction with the selected repository concept. Especially the extremely long periods under review cause uncertainties during a long-term safety analysis which can only partially be reduced. For this reason supporting arguments and qualitative information confirming and completing the results and statements of the quantitative long-term safety analyses increasingly gain importance. Today this extended assessment of safety is internationally referred to as “safety case“ and has meanwhile been required for all essential decisions within the final disposal process.

The NEA/OECD working group “Integration Group for the Safety Case” (IGSC) is the most decisive committee dealing with new developments relating to the safety case on an international level and thus also with long-term safety analytical issues. The IGSC currently acts as the most important advisory board of the “Radioactive Waste Management Committee” (RWMC) on questions relating to the final geological disposal of long-lived and high level radioactive wastes. The main emphasis of the IGSC activities is in the areas of strategies and methods for characterizing and assessing repository locations as well as the further development of the scientific foundations and methods of a “safety case“. The GRS Final Repository Safety Research Division has a seat in the IGSC and has actively participated in its initiatives and projects for years. The work of the IGSC can be classified into three categories: core activities, technical activities and co-operative projects.

### Core Activities

Projects relating directly to the “safety case” belong to the core activities. They represent the centre of the IGSC work and are essentially performed by the IGSC members themselves. The preparation of a status report describing the fundamentals and the essential elements of a “safety case” with the corresponding examples belong hereto, for example (NEA 2004).

It is the objective of the current INTESC initiative (“INTErnational Experience in developing Safety Cases”) to analyse existing safety cases and those which are

currently being developed and to document the practical experience made in the individual countries during the development. The most important concepts are to be identified and it is to be revised, where agreement and dissent among the participating organisations exist. The progress made during the last decade is to be demonstrated in general.

The extremely long periods which are to be considered for a safety case for the postoperational phase of a repository represent a great challenge. During the period under consideration processes which are characterized by very different time scales take place. These processes, the corresponding uncertainties and the effects of the processes on the evolution of the repository system must be identified, assessed and communicated in a safety case. In 2004 the IGSC organized a workshop on this topic to revise how different periods of time are dealt with in safety analyses of the individual countries. After this workshop an initiative was founded with the objective to document the current state of the discussion in the individual countries. The significance of periods with respect to different aspects of a safety case were looked into, among other things with respect to regulatory aspects, features, events and processes (FEPs) and scenarios, the use of different modelling approaches, the treatment of uncertainties and the use of different safety indicators. The second figure shows in an exemplary way how the uncertainties growing over time restrict the predictability of individual components of the repository. The potential evolution of a system from technical barriers and host rock which can externally only be impaired by extremely slow geological changes or very unlikely influences like human impacts, can be forecasted over longer periods of time as the development of a

► Komponenten und Elemente eines „Safety Case“. Die Dokumentation eines „Safety Case“ soll aus einem strukturierten Satz von Unterlagen mit fünf Komponenten bestehen. Der Zweck (z. B. eine Genehmigung) und der Gegenstand (z. B. Errichtung eines Erkundungsbergwerks) sind darzulegen. Die Sicherheitsstrategie beinhaltet Details zu allen übergeordneten Projektarbeiten, dazu, wie ein Standort ermittelt und für diesen realisierbare technische Endlagerkonzepte entwickelt werden und darüber, wie der Sicherheitsnachweis geführt wird. Für die Nachweisgrundlagen sind Informationen und Werkzeuge zur Führung des Sicherheitsnachweises zusammenzustellen, das Endlagersystem, seine Komponenten und deren langzeitsicherheitsrelevanten Eigenschaften, die wissenschaftlichen und technischen Daten sowie die Nachweismethoden, -modelle und Computerprogramme für die Prognose der möglichen Entwicklungen des Endlagers zu beschreiben. Die Ergebnisse werden in den Komponenten K4 in der angegebenen Struktur und zusammenfassend in K5 dargestellt (modifiziert nach NEA, 2004).

*Components and elements of a "safety case". The documentation of a safety case shall consist of a structured set of documents comprising five components. The purpose (e.g. licensing) and the subject matter (e.g. construction of a pilot mine) are to be explained. The safety strategy comprises details on all higher-ranking project work, on how a site is identified and how feasible technical repository concepts are derived herefor and on how the safety analysis is carried out. For the basic verifications information and tools for conducting the safety analysis are to be compiled, the repository system, its components and their long-term safety-relevant properties, the scientific and technical data as well as the verification methods, models and computer programmes for predicting the possible evolutions of the repository are to be described. The results are illustrated in the components K4 in the given structure and summarized in K5 (modified according to NEA, 2004).*

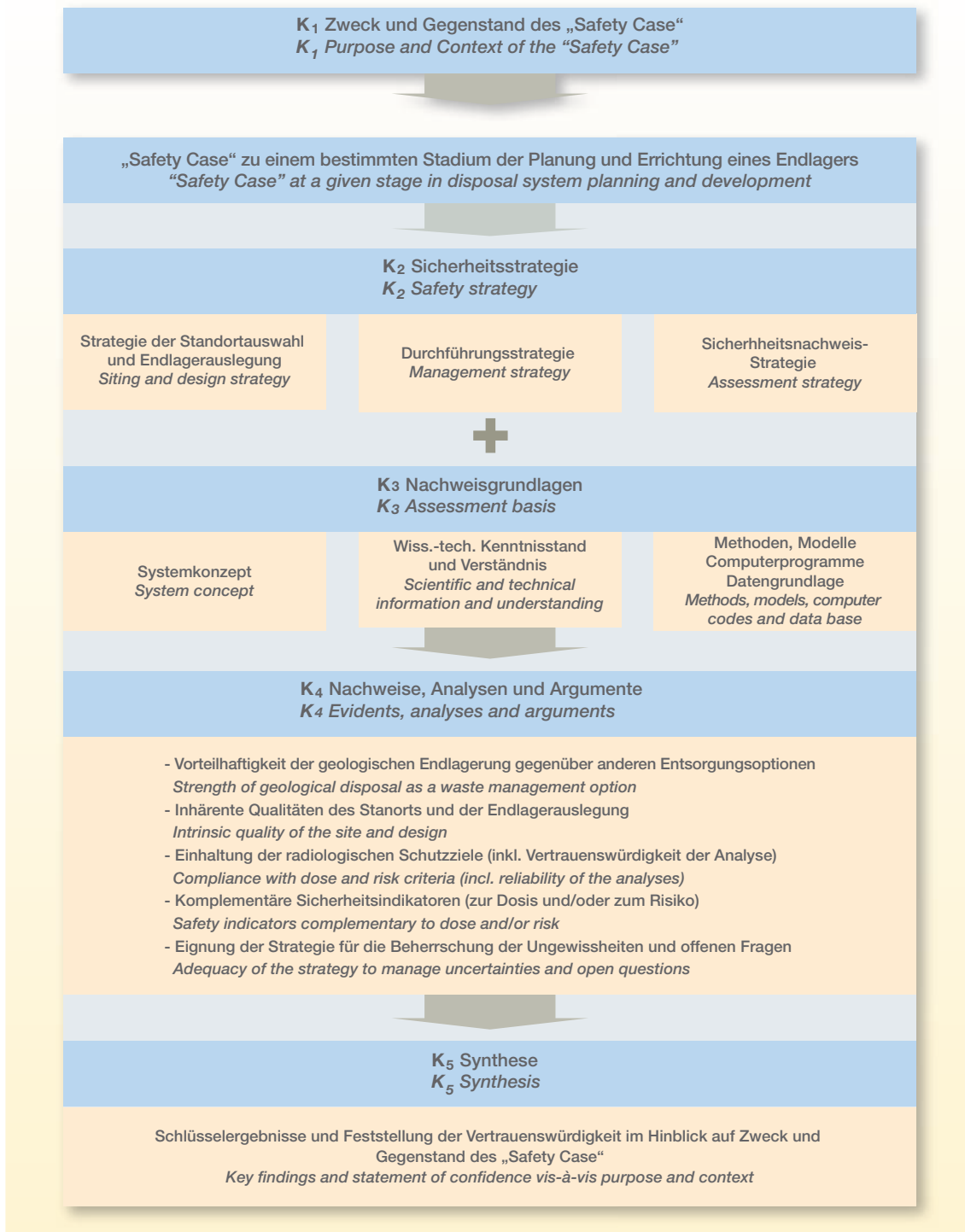
bildung illustriert beispielhaft, in welcher Weise, die mit der Zeit zunehmenden Unsicherheiten, die Vorhersagbarkeit einzelner Komponenten des Endlagersystems beschränken. Die Entwicklung eines Systems aus technischen Barrieren und Wirtsgestein, das extern nur durch sehr langsame geologische Veränderungen oder sehr unwahrscheinliche Einflüsse wie menschliche Einwirkungen beeinträchtigt werden kann, ist über längere Zeiträume vorhersagbar als die Entwicklung eines hydrogeologischen Systems, das kurzzeitigeren Einflüssen wie klimatischen Veränderungen unterworfen ist. Weitere aktuelle Kernaktivitäten werden derzeit zu den Themen Stabilität der Geosphäre sowie allgemein zur Behandlung von Unsicherheiten in einem „Safety Case“ durchgeführt.

## Technische Aktivitäten

Die zweite Kategorie, die technischen Aktivitäten dienen dazu die Integration der technischen und wissenschaftlichen Basis in einem „Safety Case“ zu erhöhen. Diese Aktivitäten werden von der IGSC organisiert und eng verfolgt. Die Arbeiten innerhalb der letzten Jahre wurden durch zwei längerfristige Projekte bestimmt: die Rolle von technischen Barrieren in einem „Safety Case“ (EBS-Projekt) und das AMIGO-Programm.

Ziel des EBS-Projekts war es, die Erfahrungen der einzelnen Länder zusammenzutragen, um alle As-

pekte der technischen Barrierensysteme im Kontext eines „Safety Case“ zu beleuchten. Workshops zu vier Schwerpunktthemen charakterisierten das Projekt. Der erste Workshop fand 2003 in Turku, Finnland, zum Thema „Anforderungen und Beschränkungen beim Design technischer Barrierensysteme“ statt. Darin wurden Empfehlungen zur Vorgehensweise bei Entwicklung und Design technischer Barrieren in Endlagern erarbeitet. Anforderungsmanagementsysteme (Requirement Management Systems) sind dabei von großem Nutzen. Ferner wurde diskutiert, wie die Anforderungen verschiedener Stakeholder in den Entscheidungsprozess integriert werden können. Der zweite Workshop zum Thema „Prozesse“ fand 2004 in Las Vegas statt und untersuchte, wie die relevanten EBS-Prozesse identifiziert, wie sie bei Entwicklung und Design sowie in Langzeitsicherheitsanalysen berücksichtigt und in welcher Form sie systematisch und transparent dargestellt werden können. Der dritte Workshop in La Coruña umfasste alle Aspekte der Modellierung: Zur Beschreibung der Prozesse in den technischen Barrieren existieren bereits große Erfahrungen und Fachkenntnisse bei der Prozessmodellierung und bei der Modellierung in integrierten Sicherheitsanalysen. Es gibt nur einen geringen Bedarf an der Entwicklung völlig neuer Codes. Die Behandlung von Unsicherheiten, insbesondere der Schritt von der Prozessmodellierung zur Modellierung in integrierten Sicherheitsanalysen und das „Up-Scaling“, stellen allerdings noch eine große Herausforderung dar, für die weitere Forschungsarbeiten notwendig sind. Auf dem letzten Workshop in Tokaj mit dem Thema „Design



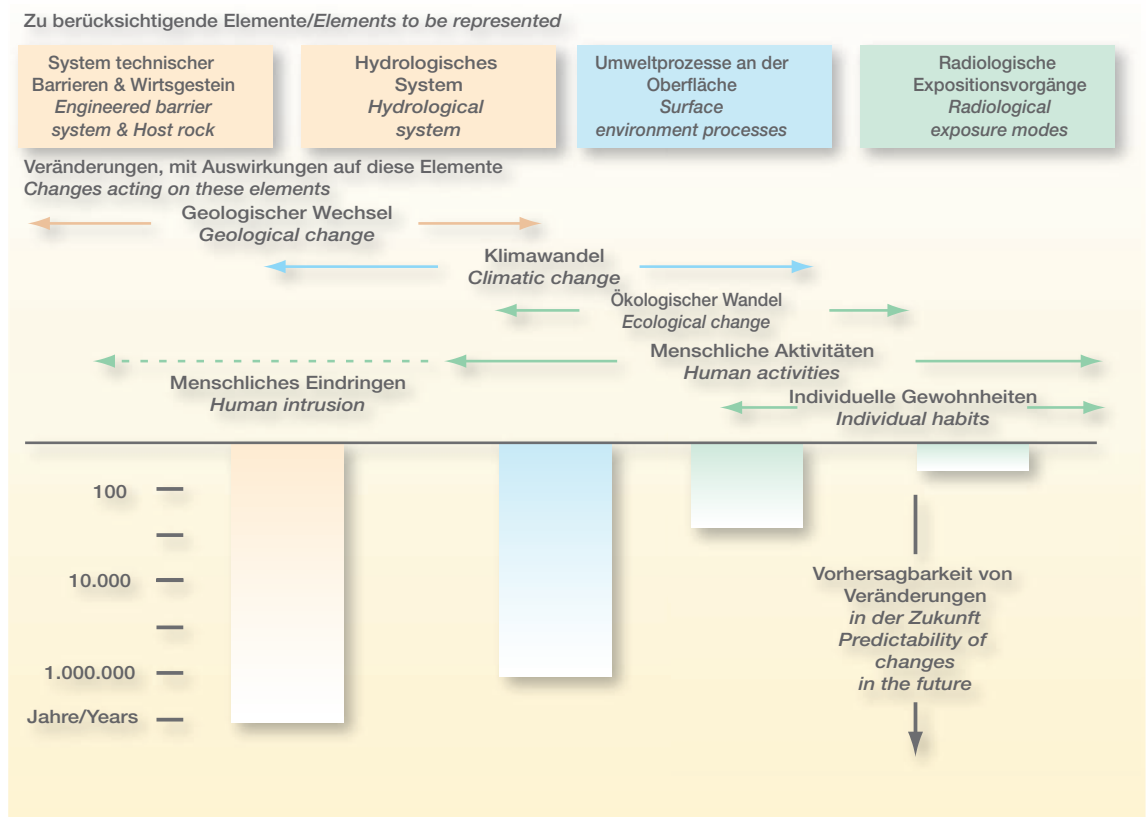
hydrogeological system which is subject to shorter-term influences like climatic changes.

Further core activities are currently carried out relating to the stability of the geosphere as well as on dealing with uncertainties in a safety case in general.

## Technical Activities

The second category, the technical activities serve the purpose of improving the integration of the technical and scientific basis in a safety case. These activities





Confirmation and Demonstration“ wurden Strategien, Ansätze und Methoden dargestellt, die die Eignung und Funktionstüchtigkeit von technischen Barrieren untermauern und demonstrieren können. Ein Statusbericht zum Projekt wird derzeit erstellt.

Das Projekt AMIGO („Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case“) hat zum Ziel, das Verständnis zum Verhalten der Geosphäre als wichtige Barriere eines Endlagersystems zu erhöhen und die Kommunikation zwischen den beteiligten Ländern zu fördern. Durch einen Wissensaustausch sollen die Informationen zur Geosphäre (geophysikalische, hydrogeologische, geochemische und strukturelle Informationen) in die Auswahl und Auslegung von Endlagern, in Modelle für Langzeitsicherheitsanalysen und in den „Safety Case“ insgesamt einfließen. Wichtige Themen sind dabei

- die Rolle von Methoden zur Ermittlung geologischer Daten,
- die Bedeutung alternativer und umfassender Interpretationsmethoden,

- Entwicklung konzeptueller Modelle für die Geosphäre,
- Vertrauensbildung in numerische Modellrechnungen zur Geosphäre durch geeignete unterstützende Argumente und
- die Präsentation der Behandlung der Geosphäre im „Safety Case“ für eine breite Öffentlichkeit.

AMIGO wird ebenfalls im Rahmen von Workshops durchgeführt, von denen die ersten beiden „Building Confidence in Analysis and Arguments that support the Safety Case“ und „How Geosciences Arguments and Evidence are assembled and linked in Support of a Safety Case“ bereits durchgeführt wurden. Das Projekt wird mit dem Workshop „Application and Integration of Geosciences Arguments in Safety Case and Design“ im April 2008 in Nancy zu einem Abschluss kommen.

### Kooperative Projekte

Bei der dritten Kategorie, den kooperativen Projekten, handelt es sich um hoch spezialisierte Aktivitäten, die

◀ Schematische Darstellung der Grenzen der Vorhersagbarkeit für die verschiedenen Elemente eines geologischen Endlagersystems. Es ist illustriert, wie zunehmende Unsicherheiten aufgrund externer Einflüsse die Vorhersagbarkeit der Entwicklung einzelner Elemente des Endlagersystems einschränkt. Dargestellt sind die Elemente, die bei einer Langzeitsicherheitsanalyse berücksichtigt werden, das System der technischen Barrieren, das Wirtsgestein, das hydrogeologische System, die oberflächennahe Umgebung und die radiologischen Expositionspfade sowie die externen Einflüsse, die zu Veränderungen dieser Elemente führen können. Die Entwicklung eines Systems aus technischen Barrieren und Wirtsgestein, das extern nur durch sehr langsame geologische Veränderungen oder sehr unwahrscheinliche Einflüsse wie menschliche Einwirkungen beeinträchtigt werden kann, ist über längere Zeiträume vorhersagbar als die Entwicklung eines hydrogeologischen Systems, das kurzzeitigeren Einflüssen wie klimatischen Veränderungen unterworfen ist. Prozesse, die in der oberflächennahen Umgebung ablaufen, werden noch stärker durch diese kurzzeitigeren Prozesse und Veränderungen aufgrund menschlicher Tätigkeiten beeinflusst und sind demnach nur noch über kürzere Zeiträume vorhersagbar. Radiologische Expositionspfade sind am stärksten mit den menschlichen Gewohnheiten verknüpft und daher nur über sehr kurze Zeiträume vorhersagbar. (NAGRA, 2002)

*Schematic illustration of the limitations of the predictability for the different elements of a geological repository system. It is illustrated how increasing uncertainties due to external influences restrict the predictability of the development of individual elements of the repository system. The elements which are considered during a long-term safety analysis, the system of technical barriers, the host rock, the hydrogeological system, the surface-near environment and the radiological exposure pathways as well as the external influences which may lead to changing these elements, are shown. The potential evolution of a system from technical barriers and host rock which can externally only be impaired by extremely slow geological changes or very unlikely influences like human impacts, can be forecasted over longer periods of time as the evolution of a hydrogeological system which is subject to shorter-term influences like climatic changes. Processes which take place in the surface-near environment are influenced even more strongly by these shorter-term processes and changes due to human activities and are therefore only predictable over shorter periods of time. Radiological exposure pathways are most strongly connected to human habits and can only be predicted over very short periods of time. (NAGRA, 2002)*

are organised and closely monitored by the IGSC. The work of the last few years was determined by two longer-term projects: the role of the technical barriers in a safety case (EBS project) and the AMIGO programme.

It was the objective of the EBS project to compile experiences of the individual countries to illuminate all aspects of the technical barrier systems in the context of a safety case. Workshops on four focus topics characterised the project. The first workshop on "Requirements and Limitations in the Design of Technical Barrier Systems" took place in Turku, Finland in 2003. This workshop made recommendations on how to approach the development and design of technical barriers in repositories. Requirement management systems are very beneficial here. It was further discussed how the requirements of different stakeholders can be integrated into the decision-making process. The second workshop on "Processes" took place in Las Vegas in 2004. It examined how the relevant EBS processes can be identified, how they can be considered during development and design as well as in long-term safety analyses and in which form they can be illustrated systematically and transparently.

The third workshop in La Coruña comprised all aspects of modelling: For the description of the processes in the technical barriers there are already great experience and expertise in process modelling and modelling in integrated safety analyses. There is only limited demand for developing completely new codes. The treatment of uncertainties, especially the step from process modelling to modelling in integrated safety analyses and "Up-Scaling", do, however, still represent a great challenge for which further research work is necessary. At the last workshop in Tokaj on "Design Confirmation and Demonstration" strategies, approaches and methods were illustrated which can support and demonstrate the suitability and operational reliability of technical barriers. A status report on the project is currently being prepared.

It is the objective of the AMIGO project ("Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case") to improve the understanding of geosphere behaviour as an important barrier of a repository system and to promote the communication between the participating countries. Information on the geosphere (geophysical, hydrogeological, geochemical and structural information) shall be integrated into

von Experten bearbeitet werden, die nicht der IGSC angehören und an denen nicht notwendigerweise alle IGSC-Mitglieder Interesse haben. Hierzu gehören das Projekt Thermodynamische Datenbasis (TDB), das Sorptionsprojekt, der Clay Club, und die FEP-Datenbasis. Im Folgenden wird auf die ersten beiden Aktivitäten eingegangen.

Der Nutzen des TDB-Projekts besteht darin, dass eine umfangreiche, intern konsistente und qualitätsgesicherte thermodynamische Datenbasis für Elemente, die bei einer Langzeitsicherheitsanalyse von Bedeutung sind, entwickelt und dokumentiert wird. Das TDB-Projekt begann bereits im Jahr 1985. Mittlerweile liegt eine umfassende Datenbasis für die Elemente Uran, Americium, Neptunium, Plutonium, Technetium, Zirkonium, Nickel und Selen vor, die in entsprechenden Einzelberichten dokumentiert ist. Darin sind Daten zu Komplexverbindungen mit anorganischen und mit einfachen organischen Verbindungen, die in einem Endlagersystem auftreten können, enthalten. Die Datenbasis für anorganische Komplexe und Verbindungen von Thorium, Eisen, Zinn und Molybdän ist derzeit in Bearbeitung. Die Ergebnisse dieser Kooperation stellen einen wichtigen Input für das deutsche THEREDA-Projekt dar (s. Kap. 5.2).

Wichtigstes Ziel des NEA-Sorptionsprojekts Phase II war es, verschiedene Oberflächenkomplexmodelle anhand von Benchmark-Rechnungen zu testen und für die mechanistische Beschreibung der Sorption über einen weiten Bereich geochemischer Bedingungen anzuwenden. Diese Arbeiten bilden die Basis dafür, Unsicherheiten bei den Verteilungskoeffizienten zu reduzieren und das Vertrauen in die Modellierung der Sorptionsprozesse in Langzeitsicherheitsanalysen zu erhöhen. Zum Abschluss des erfolgreichen NEA Sorptionsprojekts Phase II wurden Themen identifiziert, für die eine weitere Bearbeitung auf internationaler Ebene sinnvoll erschien. Als wichtigster Punkt wurde die Erstellung eines Leitfadens für die Entwicklung und Anwendung von Oberflächenkomplexmodellen in einem „Safety Case“ angesehen. Nach Begutachtung durch die IGSC wurde im Jahr 2007 Phase III des NEA-Sorptionsprojekts begonnen. Ziel von Phase III ist die Erstellung eines solchen Leitfadens, der im Einzelnen folgende Themen beinhalten soll: generelle Strategien und Entscheidungen bei der Entwicklung von thermodynamischen Sorptionsmodellen, Identifikation entscheidender Modellparameter durch Sensitivi-

tätsanalysen, Abschätzung von Unsicherheiten und Methoden zur Ermittlung der Modellparameter.

## I Zukünftige Arbeiten

Derzeit kommen zahlreiche Aktivitäten des Arbeitsprogramms der IGSC zu einem Abschluss. Aus diesem Grund wurde im Jahr 2007 ein neues Programm erarbeitet in dem die Aktivitäten für die nächsten vier bis fünf Jahre festgelegt wurden. Die GRS wird an folgenden wichtigen Aktivitäten beteiligt sein:

- Ein Ergebnis aus den EBS- und AMIGO-Projekten ist, dass eine Austausch-Plattform in Form von Workshops auch weiterhin wichtig ist und beibehalten werden soll. Zukünftig sollen die Themen zu technischen Barrieren und Geosphäre stärker vernetzend betrachtet werden, also auch die Wechselwirkungen zwischen beiden Komponenten. Themen von derzeit internationaler Relevanz sind die Auswirkungen zementhaltiger Materialien und die Gasmigration in einem Endlagersystem.
- Eine neu eingerichtete Arbeitsgruppe soll die Entwicklungen der vergangenen 20 Jahre bei den Methoden der Langzeitsicherheitsanalyse zusammentragen und bewerten. Der letzte NEA-Statusbericht zu diesem Thema stammt aus dem Jahr 1991. Seit dieser Zeit wurden Vorgehensweisen und Methoden bei der Sicherheitsanalyse weiterentwickelt, insbesondere wurde das Konzept des „Safety Case“ entwickelt. Unter anderem soll herausgearbeitet werden, welche Aussagen weiterhin gelten, welche Methoden weiterentwickelt wurden und inwieweit diese Methoden konzeptspezifisch oder universell anwendbar sind sowie welche Rolle die Sicherheitsanalyse heute in einem „Safety Case“ spielt. Dabei sollen auch die Ergebnisse aus anderen internationalen Projekten, dem EU-Projekt PAMINA sowie dem von der IAEA koordinierten Projekt GEOSAF, einfließen.
- Beim Monitoring wird eine große Anzahl von Parametern in dem betrachteten Endlagersystem gemessen. Derartige Aktivitäten können zu allen Zeitpunkten der Endlagerentwicklung durchgeführt werden. Zu frühen Zeitpunkten dienen solche Messungen hauptsächlich dazu, Basisdaten zu ermitteln oder Standortmodelle abzusichern.

the selection and design of repositories, into models for long-term safety analyses and the safety case in general by an exchange of knowledge. Important topics here are

- the role of methods for determining geological data,
- the significance of alternative and comprehensive interpretation methods,
- the development of conceptual models for the geosphere,
- confidence building in numerical model calculations on the geosphere by suitable supporting arguments and
- the presenting the treatment of the geosphere in the safety case to a broad public.

AMIGO is also carried out within the framework of workshops, the first two of which "Building Confidence in Analysis and Arguments that support the Safety Case" and "How Geosciences Arguments and Evidence are assembled and linked in Support of a Safety Case" have already been carried out. The project will be completed with the workshop "Application and Integration of Geosciences Arguments in Safety Case and Design" in Nancy in April 2008.

## Co-operative Projects

The third category, the co-operative projects, are highly specialized activities, attended to by experts who do not belong to the IGSC and in which not necessarily all IGSC members are interested. The Thermodynamic Data Base (TDB) project, the Sorption project, the Clay Club, and the FEP Data Base belong hereto. The first two activities are described below.

The benefit of the TDB project is that it develops and documents a comprehensive, internally consistent, quality assured thermodynamic database for elements which are important for a long-term safety analysis. The TDB project already started in 1985. Meanwhile there is a comprehensive database for the elements uranium, americium, neptunium, plutonium, technetium, zirconium, nickel and selenium which are documented in individual reports. Data on complex compounds with inorganic and with simple organic

ligands which can occur in a repository are contained herein. The database of inorganic complexes and compounds of thorium, iron, tin and molybdenum is under way. The results of this co-operation represent an important input for the German THEREDA project (see Section 5.2).

To test different surface complexation models with the help of benchmark calculations and to use these data for the mechanistic description of sorption for a broad range of geochemical conditions was the most important objective of the NEA Sorption Project Phase II. These activities represent the basis for reducing uncertainties for distribution coefficients and for increasing confidence in modeling sorption processes in long-term safety analyses. To conclude the successful NEA Sorption Project Phase II, topics were identified which seemed sensible for further development on an international level. The elaboration of guidelines for the development and application of surface complexation models in a safety case was considered to be the most important item. After appraisal by the IGSC, Phase III of the NEA Sorption Project was started in 2007. The elaboration of such guidelines containing the following individual topics is the objective of phase III: general strategies and decisions during the development of thermodynamic sorption models, identification of decisive model parameters by sensitivity analyses, appraisal of uncertainties and methods for determining model parameters.

## Future Work

At present numerous activities of the IGSC work programme are being completed. For this reason a new programme determining the activities of the next four to five years was prepared in 2007. GRS will be involved in the following important activities:

- One result of the EBS and AMIGO projects is that an exchange platform in the form of workshops continues to be important and should be maintained. In future topics relating to technical barriers and the geosphere shall be regarded in a more crosslinked way, i.e. also the interdependencies of the two components. Current internationally relevant topics are the effects of cementitious materials and gas migration in a final repository system.

Während der Endlagerkonstruktion können Monitoring-Ergebnisse ebenfalls zur Absicherung von Modellen verwendet werden, zusätzlich aber auch um den Einfluss der Konstruktionsarbeiten auf die Wirtsformation zu überprüfen. Monitoring während des Endlagerbetriebs kann Erkenntnisse über die Stabilität der technischen Konstruktionen in der Wirtsformation liefern. Schließlich kann Monitoring auch in der Nachbetriebsphase durchgeführt werden, um zu zeigen, dass sich das System so verhält wie erwartet. Von der IGSC ist geplant, auch zu diesem Thema die Erfahrungen der einzelnen Mitgliedsorganisationen auszutauschen und zusammenzustellen. Um diesen Austausch zu initiieren, soll in 2009/2010 ein Workshop

durchgeführt werden, bei dem der Schwerpunkt auf technologischen Aspekten liegen wird.

Die Mitarbeit der GRS in der IGSC ist von großer Bedeutung, da hier die aktuellen internationalen Entwicklungen auf dem Gebiet der Langzeitsicherheitsanalyse und dem „Safety Case“ direkt verfolgt werden können. Viele dieser Informationen fließen in nationale Projekte ein und tragen damit auch dazu bei, den Stand der Technik auf diesen Gebieten in Deutschland zu erhalten. Ebenso werden von der GRS auch wichtige nationale Themen eingebracht und dort diskutiert und damit einer direkten internationalen Überprüfung unterzogen. ■

- A newly established working group shall compile and assess the developments of the methodologies in long-term safety analysis of the past 20 years. The last NEA status report on this topic dates back to the year 1991. Since that time the safety analysis procedures and methodologies have been further developed, in particular the safety case concept has evolved. Which statements continue to apply, which methods have been developed further and to which extent these methods are concept-specific or universally applicable as well as what role safety analysis plays today in a safety case shall be worked out among other things. The results of other international projects, the EU-PAMINA project as well as the GEOSAF project coordinated by the IAEA shall be incorporated here, too.
- During monitoring a large number of parameters in the final repository system under review is measured. Such activities can be carried out at all points in time during final repository development. At early stages such measurements primarily serve the purpose of establishing baseline conditions or supporting site models. During final

repository construction monitoring results can also be used for securing models, but in addition they can also be taken to detect the influence of the construction work on the host rock formation. Monitoring during final repository operation can supply findings on the stability of the technical constructions in the host rock formation. Finally monitoring can also be carried out in the post operational phase to demonstrate that the system performs as expected. The IGSC plans to exchange and compile the experience of the individual member organisations on this topic, too. To initiate this exchange, a workshop with its main emphasis on technological aspects shall be carried out in 2009/2010.

GRS's cooperation in the IGSC is very important as the current international developments in the area of long-term safety analysis and the safety case can be pursued here directly. Much of this information is incorporated into national projects and thus contributes to maintaining the state of the art in these areas in Germany. In the same way important national issues are brought forward and discussed there by GRS and thus subjected to a direct international review. ■



Dr. Sven Hagemann



Dr. Horst-Jürgen Herbert

## 5.2 Aufbau einer thermodynamischen Datenbank unter Berücksichtigung internationaler Vorgehensweisen

Ein wichtiger Bestandteil des Langzeitsicherheitsnachweises für ein Endlager ist es, die Konsequenzen eines Wasserzutritts anhand von numerischen Simulationsrechnungen mit integrierten Rechenmodellen zu ermitteln, die die relevanten Prozesse im Endlagersystem von der Freisetzung der Schadstoffe aus der Abfallmatrix bis zur Exposition in der Biosphäre beschreiben. Für belastbare Modellrechnungen müssen die verschiedenen in wässriger Lösung ablaufenden Reaktionen des Systems verstanden und anhand thermodynamischer Konstanten zuverlässig parametrisiert werden. Dies ist von entscheidender Bedeutung, da die maximal zu erwartende Menge an Schadstoffen, die in die Biosphäre gelangen kann, u. a. über deren Löslichkeiten und über Rückhalteprozesse begrenzt wird. Diese Prozesse können mit Hilfe von geochemischen Modellrechnungen quantifiziert werden, die auf thermodynamischen Daten basieren. Daher ist die Genauigkeit und Belastbarkeit dieser Rechnungen und letztlich die Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers selbst, direkt mit der Qualität der zugrunde liegenden thermodynamischen Datenbasis korreliert.

### I THEREDA – ein institutions- übergreifendes Kooperationsprojekt

Der 2002 gegründete „Arbeitskreis Thermodynamische Standarddatenbasis“ (ATS) hat sich die Aufgabe gestellt, eine an die speziellen Bedürfnisse der deutschen Endlagerkonzepte angepasste Datenbasis zu realisieren. Die GRS koordiniert die Aktivitäten des ATS. Seit Juli 2006 werden diese im Projektverbund „THEREDA“ (Thermodynamische Referenzdatenbasis) von BMBF, BMWi und BfS gefördert. Partner im THEREDA-Projekt sind neben der GRS das Forschungszentrum Karlsruhe, Institut für Nukleare Entsorgung (FZK-INE), Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, Institut für Radiochemie (FZD-IRC), Technische Universität Bergakademie Freiberg, Institut für Anorganische Chemie (TU-BAF) und die Colenco Power Engineering AG.

THEREDA soll die Transparenz und Belastbarkeit der Sicherheitsanalysen in Deutschland verbessern. In der neuen Datenbasis werden erstmalig konsistente thermodynamische Datensätze für alle in Deutschland diskutierten Endlageroptionen und Wirtsgesteine bereitgestellt. Für jede Größe werden anhand eindeutig

definierter Evaluierungskriterien Qualitätsstufen und Unsicherheiten angegeben, die jederzeit Rückschluss auf die Güte des verwendeten Datenmaterials ermöglichen. Soweit möglich, werden für fehlende thermodynamische Daten Schätzwerte berücksichtigt, sodass Modelle zur Sicherheitsanalyse in Zukunft auf einer deutlich breiteren Datenbasis aufbauen können. Die Datenbasis wird in einer Datenbank zentral verwaltet und Anwendern über das Internet frei und unentgeltlich verfügbar sein. Darüber hinaus werden die Inhalte von THEREDA in Form codespezifischer Parameterdateien für Modellierungsprogramme wie PHREEQC, Geochemist's Workbench, CHEMAPP bereitgestellt.

### Internationale Aktivitäten zur Erstellung thermodynamischer Datenbasen

Belastbare thermodynamische Daten für Langzeitsicherheitsanalysen von Endlagern sind international unentbehrlich. Verschiedene Projektgruppen ermitteln abgesicherte Daten und identifizieren Datenlücken, um eine konsistente thermodynamische Datenbasis aufzustellen. Für einige Aktiniden (Uran, Neptunium, Plutonium, Americium) und Spaltprodukte (Technetium, Zirkonium, Nickel, Selen) hat ein Expertenkreis der NEA/OECD (Nukleare Energie-Agentur der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung) eine international beachtete thermodynamische Datenbasis für radionuklidhaltige chemische Verbindungen entwickelt. Diese wird fortlaufend erweitert und aktualisiert. Auf dem Gebiet nicht-radioaktiver Stoffe wurden entsprechende Arbeiten von der



## 5.2 Design of a Thermohydraulic Database in Consideration of International Procedures

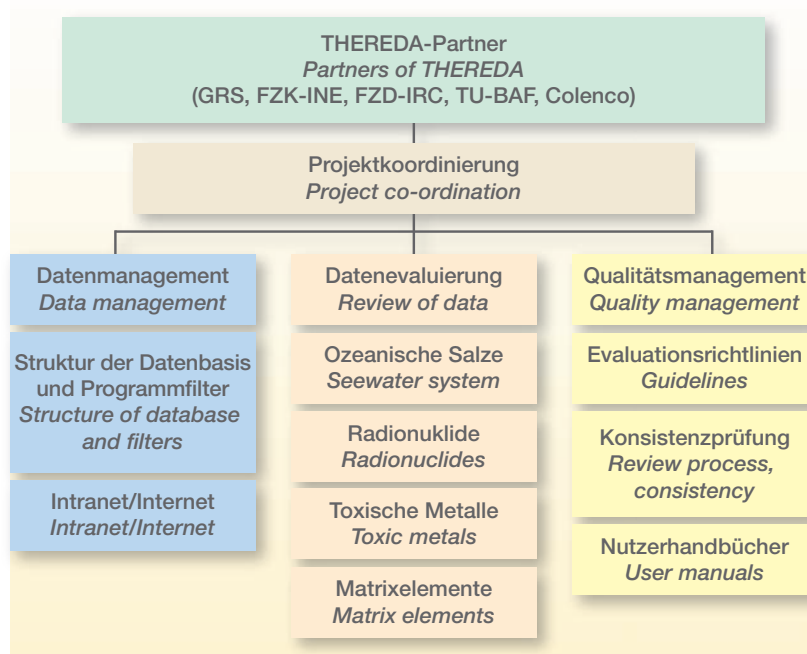
To determine the consequences of water entry with numerical simulations using integrated mathematical models which describe the relevant processes in the final repository system from the release of the contaminants from the waste matrix to the exposure to the biosphere represents one important part of the long-term safety case. For reliable model calculations the different reactions of the system taking place in aqueous solutions must be understood and parameterized reliably with the help of thermodynamic constants. This is of decisive importance as the maximum quantity of contaminants which can be expected to reach the biosphere is among other things limited by their solubilities and retention processes. These processes can be quantified with the help of geochemical model calculations based on thermodynamic data. The accuracy and reliability of these calculations and ultimately the analysis of the long-term safety case of a final repository itself therefore directly correlate with the quality of the underlying thermodynamic database.

### ■ THEREDA – a co-operation project involving several institutions

The Workgroup Thermodynamic Standard Database founded in 2002 made it their business to implement a database which is adjusted to the special needs of the German final repository concepts. GRS coordinates the activities of this workgroup. Since July 2006 these have been promoted by the project network "THEREDA" (Thermodynamic Reference Database) of the Federal Ministry for Education and Research, the Federal Ministry of Economics and Technology and the Federal Office for Radiation Protection. In addition to GRS, the following organisations are partners in the THEREDA project: Forschungszentrum Karlsruhe, Institute for Nuclear Waste Disposal (FZK-INE, Germany), Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, Institute of Radiochemistry (FZD-IRC, Germany), Technische Universität Bergakademie Freiberg, Institute of Inorganic Chemistry (TU-BAF, Germany) and Colenco Power Engineering AG (Switzerland).

THEREDA shall improve the transparency and reliability of the safety analyses in Germany. With the new database consistent thermodynamic sets of data have been provided for all final repository options and host rocks discussed in Germany for the first time. For each parameter quality levels and uncertainties are indicated on the basis of clearly defined evaluation criteria, which at any time allow conclusions to be drawn with respect to the quality of the data used. If possible, estimates are considered for missing

thermodynamic data so that in the future models for safety analysis can be based on a clearly broader database. The database is centrally administered and freely available to users via the internet without charge. Furthermore, the THEREDA contents are provided in the form of code specific parameter files for modeling programmes like PHREEQC, Geochemist's Workbench, CHEMAPP:



▲ Struktur des Verbundprojektes THEREDA  
Structure of the joint THEREDA project



„International Union of Pure and Applied Chemistry“ (IUPAC) initiiert, kommen aber nur langsam voran. Für die Anwendung thermodynamischer Daten im Rahmen spezifischer Endlagerprojekte wurden u. a. in den USA und in der Schweiz thermodynamische Datenbasen zusammengestellt, vervollständigt und an die Anforderungen der jeweiligen Endlagerprojekte angepasst.

**Spezifische deutsche Verhältnisse erfordern Datenbasis mit erweiterten Ansprüchen**

In Deutschland werden an eine thermodynamische Referenzdatenbasis Anforderungen gestellt, die über die Ansprüche bestehender Datenbasen hinausgehen. Zum einen besteht bei Politik, Behörden und Forschung Einigkeit, dass bei allen Elementen, die zur Sicherheitsanalyse für Endlager benötigt werden, ein Höchstmaß an Qualität zu fordern ist. Somit haben auch thermodynamische Datenbasen bestimmten Kri-

terien wie Rückverfolgbarkeit, Transparenz und Qualitätsmanagement zu genügen. Zum anderen besteht in Deutschland der spezifische Bedarf nach Modellen und Daten, die die Berechnung von Prozessen in salzhaltigen Lösungen erlauben, wie sie in der Mehrzahl bestehender (Asse, Morsleben, Schacht Konrad) oder potenzieller Standorte anzutreffen sind.

Die in den internationalen und meisten nationalen Datenbanken zusammengefassten thermodynamischen Daten beziehen sich auf Modelle, die nur für schwach bis mittel mineralisierte Wässer anwendbar sind. Sie sind für geochemische Rechnungen in hochsalinaren Lösungen nicht einsetzbar. Dort lassen sich geochemische Gleichgewichte nur mit Hilfe von zusätzlich eingeführten Ionen-Wechselwirkungsparametern (Pitzer-Parameter) berechnen. Solche Daten liegen mittlerweile für viele wichtige Hauptionen sowie einige Schwermetalle und Radionuklide vor, haben aber noch nicht Eingang in die oben genannten Datenbanken gefunden.

Wirtsgestein <i>Host rock</i>	pH	Redoxpotenzial <i>Redox potential</i> (mV)	Ionenstärke <i>Ionic strength</i> (mol (kg H <sub>2</sub> O) <sup>-1</sup> )
Steinsalz <i>Rock salt</i>	NaCl-Lösung: neutral ungepuffert <i>NaCl solution:</i> <i>neutral unbuffered</i>		6
		ungepuffert <i>unbuffered</i>	
	MgCl <sub>2</sub> reiche Lösung: <i>MgCl<sub>2</sub> rich solution:</i> 5,7 bis 8,5/5.7 to 8.5 gepuffert/ <i>buffered</i>		~ 15
Ton <i>Clay</i>	6,9 bis 8,2 <i>6.9 to 8.2</i>	~ -185 reduzierend/ <i>reducing</i>	0,1 bis 6 <i>0.1 to 6</i>
sonstige Gesteine mit Tonüberdeckung (Konrad) <i>Other rock with clay cover</i> (Konrad Mine)	5 bis 7 <i>5 to 7</i>	keine Daten erhoben <i>no data collected</i>	< 4
Granit <i>Granite</i>	5.5 bis 11.5 <i>5.5 to 11.5</i> schwach gepuffert <i>slightly buffered</i>	+50 bis -580 <i>+50 to -580</i> reduzierend <i>reducing</i>	abhängig vom Standort <i>depending on</i> <i>the location</i>

▲ Bandbreite der charakteristischen Lösungseigenschaften in Gesteinsformationen, die in Deutschland potenziell eine Option für Endlager darstellen  
*Scope of the characteristic dissolution properties in rock formations which potentially represent an option for final repositories*

## International activities to establish thermodynamic databases

Reliable thermodynamic data are internationally indispensable for long-term safety analyses of final repositories. Different project groups determine verified data and identify data gaps to establish a consistent thermodynamic database. For some actinides (uranium, neptunium, plutonium, americium) and fission products (technetium, zirconium, nickel, selenium) a NEA/OECD (Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development) expert group developed an internationally respected thermodynamic database for radionuclide containing chemical compounds. This database is continuously expanded and updated. In the area of non-radioactive substances respective work was initiated by the "International Union of Pure and Applied Chemistry" (IUPAC) which does, however, only progress slowly. For the use of thermodynamic data within the framework of specific final repository projects, thermodynamic databases were compiled, completed and adapted to the requirements of respective final repository projects, amongst others in the USA and Switzerland.

## Specific German conditions require a database to meet enhanced demands

In Germany demands are made on a thermodynamic reference database which exceed the requirements of existing databases. On the one side it is widely agreed in politics, and among authorities and research that maximum quality is required for all elements needed for safety analyses concerning final repositories. Thermodynamic databases thus also have to meet certain criteria like retraceability, transparency and quality management. On the other side there is a specific demand in Germany for models and data which permit the calculation of processes in saline solutions as these can be found in the majority of the existing (Asse, Morsleben, Konrad Mine) or potential sites.

Most thermodynamic data summarized in international and most of the national databases refer to models which can only be used for lightly to medium mineralized waters. They cannot be used for geochemical computations in highly saline solutions. Geochemical equilibria can only be calculated with the help of additionally introduced ion interaction parameters (Pitzer parameters). Such

data have meanwhile become available for many important major ions as well as some heavy metals and radionuclides, but they have not yet been included in the above mentioned databases.

## The way to the German thermodynamic reference database

The German project is based on the good experience with the existing quality assured databases, especially those of NEA. Not only a large proportion of the data are transferred from NEA, but also the principles of quality management and data evaluation. An analysis of the NEA philosophy showed, however, that the specifications must be deviated from in one item: To render the database to be developed not only scientifically demanding but also feasible for the purposes of safety analysis, it is necessary to close the data gaps also with scientifically well-founded estimates.

The comprehensiveness of the NEA database is currently also still restricted. It concentrates on some important radionuclides, but ignores non-active heavy metals as well as salt components which are important for the German geological conditions. Such data are collected, assessed and added to the database within the framework of THEREDA. The Pitzer ion interaction parameters ensuring the use in saline solutions also belong hereto.

In the first expansion phase (July 2009) THEREDA will collect data relating to 28 elements with more than 300 species. In a further phase it is planned to provide data for important fission products like selenium, tin, zircon, niobium, molybdenum, and palladium.

## Quality management

The system used by THEREDA for internal quality management is subdivided into three central levels: the evaluation of individual data, the thermodynamic database and the user side. This system with its clearly defined and transparent structures shall guarantee that the thermodynamic database is implemented and used in compliance with the quality criteria and project principles on which THEREDA is based. One central

## I Der Weg zur deutschen thermodynamischen Referenzdatenbasis

Das deutsche Projekt baut auf den guten Erfahrungen mit bestehenden qualitätsgesicherten Datenbasen, besonders jenen der NEA auf. Von ihr wird nicht nur ein Großteil der Daten übernommen, sondern auch die Prinzipien des Qualitätsmanagements und der Datenevaluation. Eine Analyse der NEA-Philosophie zeigte jedoch, dass an einem Punkt von den Vorgaben abgewichen werden muss: Um die zu entwickelnde Datenbasis nicht nur wissenschaftlich anspruchsvoll, sondern für die Zwecke der Sicherheitsanalyse auch anwendbar machen, ist es nötig, Datenlücken auch mit wissenschaftlich fundierten Schätzwerten zu schließen.

Auch vom Umfang ist die NEA-Datenbasis derzeit noch beschränkt. Sie konzentriert sich auf einige wichtige Radionuklide, lässt aber nichtaktive Schwermetalle wie auch die, für deutsche geologische Verhältnisse wichtige Salzkomponenten, außen vor. Solche Daten werden im Rahmen von THEREDA gesammelt, bewertet und zur Datenbasis hinzugefügt. Hierzu gehören auch Pitzer-Ionen-Wechselwirkungskoeffizienten, die die Anwendbarkeit in salinaren Lösungen gewährleisten.

In der ersten Ausbaustufe (Juli 2009) wird THEREDA Daten zu 28 Elementen mit mehr als 300 Spezies erfassen. In einer weiteren Phase ist geplant Daten für wichtige Spaltprodukte wie Selen, Zinn, Zirkon, Niob, Molybdän und Palladium zur Verfügung zu stellen.

### Qualitätsmanagement

Das von THEREDA verwendete System zum internen Qualitätsmanagement gliedert sich in drei zentrale Ebenen: die Evaluierung von Einzeldaten, die thermodynamischen Datenbasis und die Anwenderseite. Dieses System mit seinen klar definierten und transparenten Strukturen soll garantieren, dass die thermodynamische Datenbasis in Übereinstimmung mit den THEREDA zugrunde liegenden Qualitätskriterien und Projektrichtlinien realisiert und angewendet wird. Ein zentrales Merkmal von THEREDA ist der Ansatz, jedem Einzeleintrag in der Datenbank einen spezifischen Qualitätsstatus zuzuordnen. Den Anwendern wird hierdurch die Möglichkeit gegeben, sich jederzeit über die Güte der verwendeten Daten zu informieren

und Schlussfolgerungen über die Möglichkeiten und Grenzen ihrer Anwendung zu ziehen. Im Bedarfsfall ist der Ausschluss einzelner Daten entsprechend ihrer Qualitätsstufe möglich.

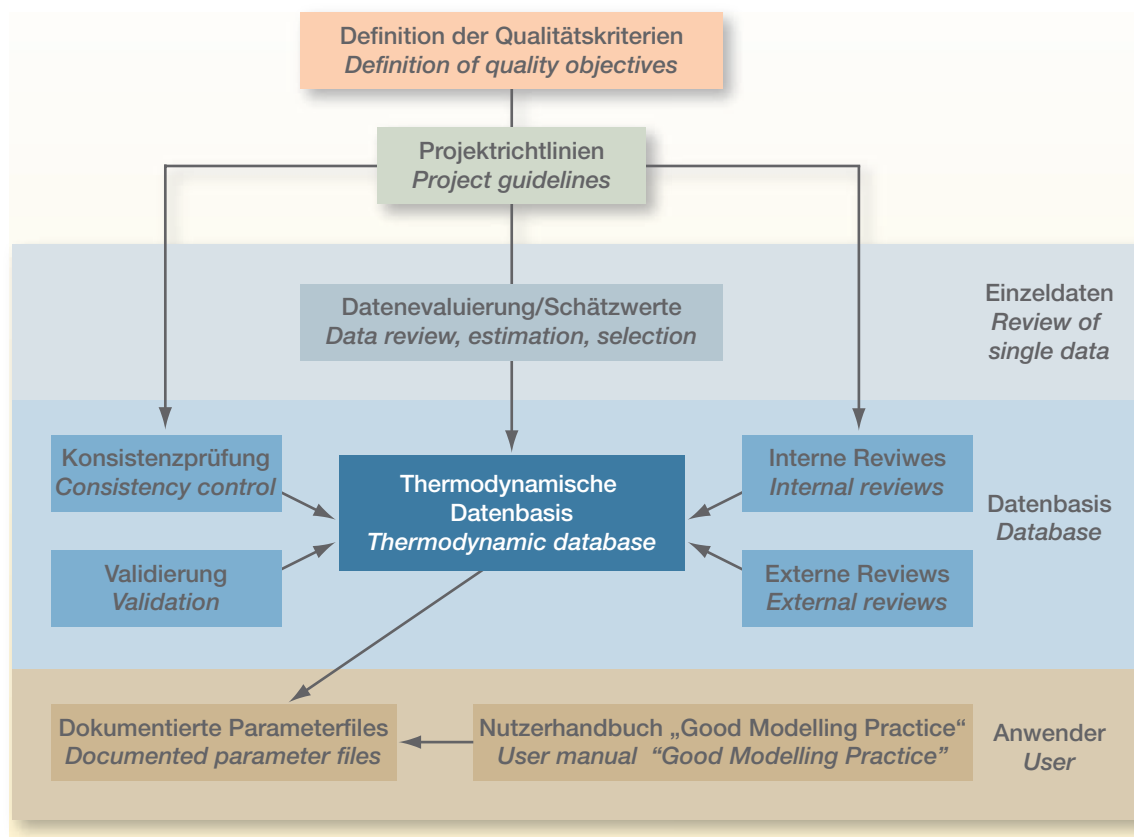
### Technische Realisierung

Die Datenbasis THEREDA wird technisch durch eine Datenbank realisiert. Die Konsistenz und die interne Umrechnung von Daten werden teils durch Strukturen der Datenbank selbst, teils durch ein im Rahmen des Projektes neu erstelltes Programm gewährleistet. Mit letzterem können Daten in THEREDA hinzugefügt, geändert oder gelöscht werden. Die Daten werden nicht in proprietären Dateiformaten, sondern im ASCII-Format gespeichert. Dadurch wird gewährleistet, dass die Datenbasis in absehbarer Zukunft lesbar bleibt, unabhängig davon, wie sich Betriebssysteme und Anwendungsprogramme für Computer entwickeln. Dies ist ein wichtiger Aspekt, da der Zeithorizont einer Nutzung von THEREDA mindestens 40 Jahre betragen wird.

Ein Kreis von Experten soll die Datenbasis über den Zeitraum ihrer Erstellung hinaus pflegen und erweitern. Ihr Inhalt wird qualitätsgesichert und stets aktuell über die Internetseite [www.thereda.de](http://www.thereda.de) der interessierten Öffentlichkeit zur Verfügung gestellt. Hier werden Abfragen einzelner Daten wie auch das Herunterladen von fertig formatierten Parameterdateien möglich sein, die direkt in geochemischen Rechencodes wie PHREEQC, ChemApp, EQ3/6 oder Geochemist's Workbench einsetzbar sind. Auf diese Weise entfällt der fehlerträchtige und mühsame Prozess des manuellen Übertragens in ein Zielformat. Die Veröffentlichung der ersten Version der Datenbasis ist für Frühjahr 2009 geplant.

Darüber hinaus soll die Internet-Seite auch als Informations- und Diskussionsplattform zur Datenbasis dienen und den nationalen und auch weltweiten wissenschaftlichen Austausch unterstützen. Dies fördert die weltweite Nutzung der Datenbasis, auch über den Kontext der Endlagerung radiotoxischer Stoffe hinaus.

THEREDA ist eine nachhaltige Investition in den Schutz der Umwelt und die Sicherheit deutscher Endlager und Untertagedeponien. ■



◀ Schematische Darstellung des Qualitätsmanagements von THEREDA  
Schematic illustration of the THEREDA quality management

feature of THEREDA is the approach of assigning a specific quality status to every individual entry into the database. The users thus have the possibility to inform themselves about the quality of the data used at any time and to draw conclusions relating to the possibilities and limits of their application. If necessary, the exclusion of individual data in accordance with their quality level is possible.

### Technical implementation

The THEREDA basis of data is technically implemented by a database. The consistency and the internal conversion of the data is partially ensured by the structures of the database itself and partially by a programme newly developed as a part of the project. With the latter, data can be added to THEREDA, changed or deleted. The data are not saved in proprietary file formats, but in the ASCII format. It is thus ensured that the database remains readable in the foreseeable future independent of how operating systems and user programmes for computers develop. This is an important aspect as the time horizon for using THEREDA will be at least 40 years.

A group of experts shall administer and expand the database even after its compilation. Its content is quality assured, steadily updated and provided to the interested public via the website [www.thereda.de](http://www.thereda.de). The retrieval of individual data as well as the download of completely formatted parameter files which can directly be used in geochemical codes like PHREEQC, ChemApp, EQ3/6 or Geochemist's Workbench will be possible here. The error-prone and tedious process of manual copying into a target format can thus be avoided. The publication of the first database is planned for spring 2009.

In addition, the website shall also serve as an information and discussion platform concerning the database and support national as well as worldwide scientific exchange. This promotes the worldwide use of the database, also beyond the context of the final disposal of radiotoxic substances.

THEREDA represents a sustainable investment into the protection of the environment and the safety of German final repositories and underground disposal sites. ■



Klaus Wieczorek

## 5.3 Arbeiten in internationalen Untertagelabors

Zur Gewährleistung der Langzeitsicherheit von untertägigen Endlagern für radioaktive Abfälle ist eine zuverlässige Kenntnis der relevanten gekoppelten thermischen, hydraulischen, mechanischen und chemischen Prozesse im Endlagerbereich notwendig. Diese Prozesse müssen über lange Zeiträume belastbar modelliert und bewertet werden. Die Modelle werden an Hand von Experimenten entwickelt und validiert.

Ein großer Teil dieser Experimente wird an Proben des Wirtsgesteins oder der Materialien zur Herstellung geotechnischer Barrieren in Labors unter definierten Randbedingungen durchgeführt. Gewisse Untersuchungen können jedoch nur vor Ort in zu diesem Zweck errichteten Untertagelabors („Underground Research Laboratories“, URL) ausgeführt werden.

Zu diesen Untersuchungen zählen z. B.

- Experimente, in denen das Zusammenwirken des Systems Abfall-Versatz-Wirtsgestein untersucht wird,
- Untersuchungen der auffahrungsbedingten Schädigung hohlraumnaher Randzonen (der sogenannten „Excavation Damaged Zone“) sowie
- Untersuchungen des Maßstabeffektes (kleine Probe – großer Gebirgsverband).

Die Arbeiten in den Untertagelabors dienen also im Wesentlichen der Validierung der im Labor entwickelten Modelle in größeren und/oder komplizierteren Systemen.

Entsprechend den unterschiedlichen Endlagerkonzepten der verschiedenen Staaten wurden URLs in Hartgestein (Äspö Hard Rock Laboratory, Schweden; Felslabor Grimsel, Schweiz), in plastischem Ton (Hades, Belgien) oder in konsolidiertem Tonstein (Mont-Terri URL, Schweiz; Tournemire und Bure, Frankreich) errichtet. In Deutschland steht im Steinsalz das Forschungsbergwerk Asse noch eingeschränkt zur Verfügung.

Als Mitglied des Betreiberkonsortiums des Mont-Terri URLs ist die GRS dort an mehreren Experimenten beteiligt. Aber auch in den übrigen URLs hat die GRS an Experimenten teilgenommen und wird dort weiterhin in der In-situ-Forschung tätig sein.

Alle Endlagerkonzepte im Hartgestein oder Tonstein betrachten tonhaltige Stoffe, wie mehr oder weniger stark kompaktierte Bentonit oder Ton-Sand- und Ton-Splitt-Gemische als sogenanntes Buffermaterial.

Dieses Material wird zum Einschluss der Abfallbehälter und als Versatzmaterial für die Resthohlräume eingesetzt und bildet die technische Barriere im Endlager. Das Buffermaterial quillt durch das im Wirtsgestein enthaltene Porenwasser auf und entfaltet dadurch seine Dichtwirkung. Der Verlauf dieser Aufsättigung und die sich einstellenden physiko-chemischen Verhältnisse, wie Quelldruck und Durchlässigkeit gegenüber Flüssigkeiten und Gasen, sind dabei von besonderem Interesse.

Im Hartgestein-URL Äspö wird die Endlagerung bestrahlter Brennelemente in vertikalen Bohrlöchern durch elektrische Erhitzer simuliert. Hier überwacht die GRS im Rahmen des von der schwedischen SKB durchgeführten Projektes „Prototype Repository“ die Aufsättigung des Streckenversatzes aus einem Ton-Splitt-Gemisch mittels geoelektrischer Tomografie. Dieses Verfahren nutzt den Zusammenhang zwischen dem spezifischen elektrischen Widerstand (der Resistivität) und dem Wassergehalt von Geomaterialien. Aus der Verteilung der Resistivität im Bereich verschiedener Elektrodenarrays werden die Wassergehalte an Hand von Labor- Kalibriermessungen ermittelt. Die Ergebnisse zeigen, dass im Verlauf einer sechsjährigen Messzeit der Streckenversatz vollständig aufgesättigt wurde.

Liegt ein Endlager in einem wenig durchlässigen, wasserhaltigen Wirtsgestein und werden die Abfallbehälter durch quellfähiges Versatzmaterial eingeschlossen, spielen die Behälterkorrosion und die Gasbildung eine wichtige Rolle. Darüber hinaus kann Kohlendioxid aus dem Tonversatz oder Tonstein durch Oxidation und thermische Zersetzung organischer Komponenten freigesetzt werden. Sind die Abfälle durch Versatz und im Gebirge gasdicht eingeschlossen, könnte dies zu erhöhten Gasdrücken und infolgedessen zu

## 5.3 Work in international Underground Laboratories

To ensure long-term safety of underground final repositories for radioactive wastes, a reliable knowledge of the relevant coupled thermal, hydraulic, mechanical and chemical processes in the final repository area is necessary. These processes must be modelled and assessed reliably over long periods of time. The models are developed and validated with the help of experiments.

A large proportion of these experiments is carried out using samples of the host rock or the materials for producing geotechnical barriers in laboratories under defined basic conditions. Certain investigations can, however, only be carried out locally, in Underground Research Laboratories, URL, especially built for this purpose.

These investigations include, for example:

- experiments, examining the interactions of the system waste-backfill material-host rock,
- examinations of the so-called Excavation Damaged Zone as well as
- examinations of the scale effect (small sample-large rock formation).

The work in the underground laboratories thus essentially serves the validation of the models developed in laboratories in larger and/or more complicated systems.

In accordance with the different final repository concepts of the different states URLs were established in hard rock (Äspö Hard Rock Laboratory, Sweden; Grimsel Test Site, Switzerland), in plastic clay (Hades, Belgium) or in consolidated claystone (Mont-Terri URL, Switzerland; Tournemire and Bure, France). In Germany the rock salt research mine Asse is still available to a limited extent.

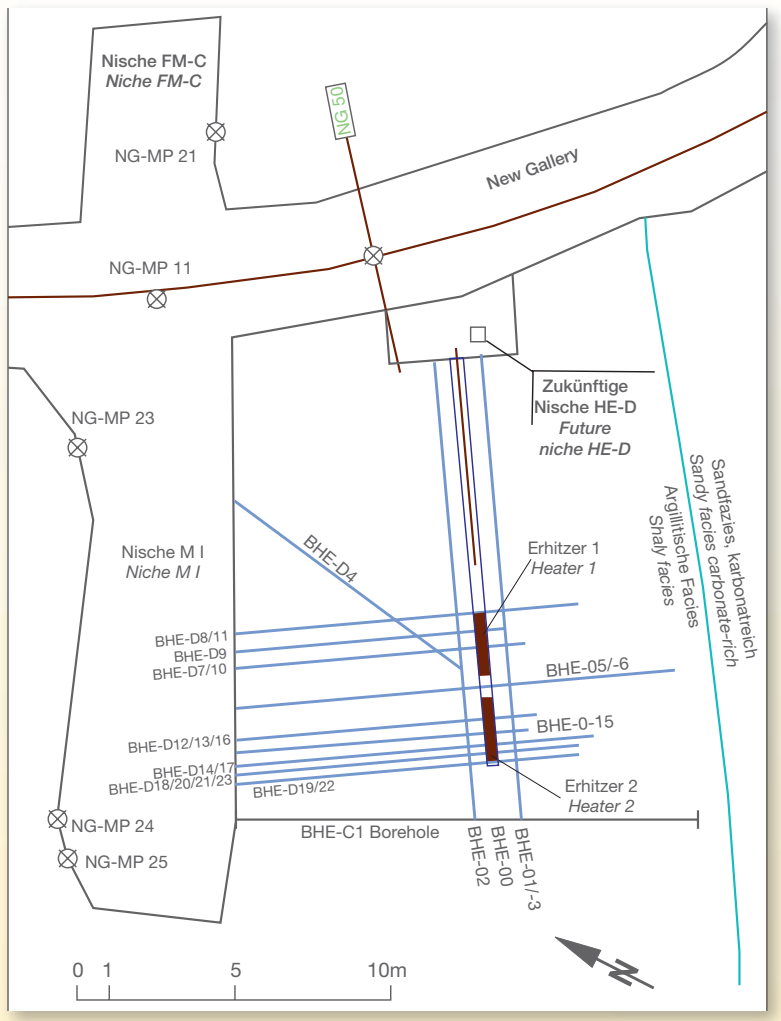
As a member of the operator consortium of the Mont-Terri URL, GRS participates in several experiments there. But also in the remaining URLs GRS has taken part in experiments and will continue to be involved in in-situ research.

All final repository concepts in hard rock or claystone examine clayey substances like the more or less strongly compacted bentonite or clay-sand and clay-grit mixtures as so-called buffer material. This material is used for embedding the waste containers and as backfill material for residual excavations and it acts as the technical barrier in the final repository.

The buffer material swells because of the pore water contained in the host material and thus displays its sealing effect. The course of this saturation and the physico-chemical conditions, like swelling pressure and permeability towards fluids and gases are particularly interesting here.

The final disposal of irradiated fuel elements in vertical boreholes is simulated by electrical heaters in the hard rock URL Äspö. Within the framework of the "Prototype Repository" project carried out by the Swedish SKB, GRS here supervise the saturation of the section backfill with a clay-grit mixture with the help of geoelectrical tomography. This method makes use of the connection between the specific electric resistance (resistivity) and the water content of the geomaterials. Water contents are determined from the resistivity distribution in the range of different electrode arrays with the help of laboratory calibration measurements. The results show that the section backfill was completely saturated during the six-year measurement period.

If a final repository is located in water bearing host rocks with low permeability and if the waste containers are embedded in swellable backfill material, container corrosion and gas formation play an important role. In addition thereto, carbondioxide can be released from the clay backfill or clay rock by oxidation and thermal degradation of organic components. If the wastes are embedded in a gas-tight way by backfill and rocks this could lead to increased gas pressures and consequently gas pressure induced crack formation and thus to a damage of the embedded area. On the other side it can be expected that with low gas release rates, increased gas pressures can be discharged by widening existing flowpaths without significant damages of the rock mass. For long-term safety analyses an understanding of these processes



◀ Skizze des HE-D-Versuchsfeldes im URL Mont-Terri mit Erhitzebohrloch und Messbohrlöchern (Grundriss).  
*Layout of the HE-D-test field in the Mont-Terri URL with heater borehole and measurement boreholes (ground view).*

instrumentiert. In zwei Aufheizphasen wurden maximale Temperaturen an der Erhitzeoberfläche von 40 bzw. 100 °C gemessen. Die Temperaturverteilung im Gebirge und die Entwicklung des Porenwasserdrucks konnten durch Finite-Element-Simulationen zufriedenstellend modelliert werden. Das Tongestein entsättigte sich nicht während der Aufheizung. Auch gab es in der Abkühlphase nach Versuchsende keine Hinweise auf die Bildung von Schrumpfungsrissen. Messungen der Permeabilität und des Gaseintrittsdrucks zeigten ebenfalls keine signifikante Änderung dieser Größen als Folge der Heizphase. Der Gaseintrittsdruck lag im Bereich von 1,5 MPa.

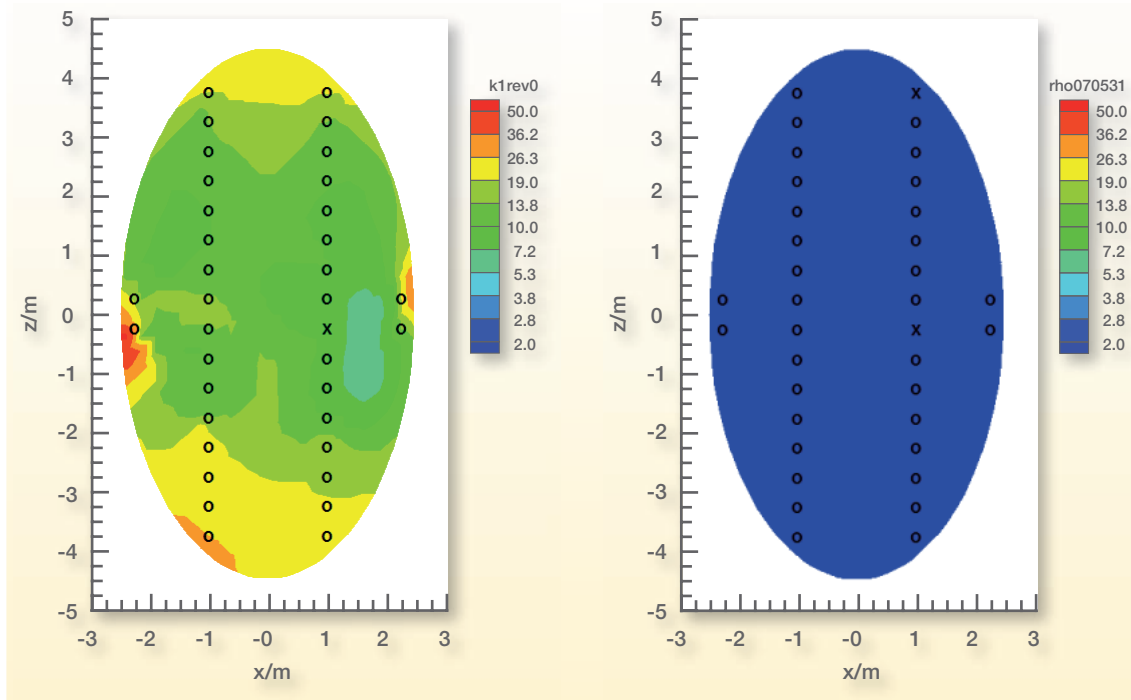
Durch stufenweise Erhöhung des Gasdrucks wurde bei etwa 3,5 MPa ein Riss (ein sogenannter Gas-Frac) im umgebenden Tongestein erzeugt. Anhand der Druckkorrespondenz benachbarter Messstellen wurde nachgewiesen, dass sich der Riss parallel zu den Schichtflächen des Gebirges ausbreitete.

Die Ergebnisse des HE-D-Versuchs zeigten, dass unter geeigneten Bedingungen eine Gasmigration unterhalb des Frac-Druckes und ein Gas-Frac auftreten können. Gemeinsam mit der schweizerischen NAGRA wurde 2006 ein neues Projekt (HG-C/BET) im Mont-Terri begonnen, um die für den Gastransport relevanten Mechanismen im ungestörten Tongestein zu untersuchen. Das GRS-Versuchsprogramm umfasst

- Experimente zum Gastransport bei niedrigem Druck. Hier sollen mögliche Mechanismen des Flusses (advektiv in der Gasphase oder diffusiv als Lösung im Porenwasser) untersucht werden.
- Experimente zum Gastransport bei erhöhtem Druck. Bei diesen Experimenten sollen die relevanten Fließmechanismen (die Entstehung von Gas-Fracs oder die Aufweitung vorhandener Fließpfade) und das Verteilungsverhalten nach Abbau des Gasdrucks erforscht werden.
- Laboruntersuchungen zur gasdruckinduzierten Schädigung und zum Verteilungsverhalten von Tonsteinen.

gasdruckinduzierter Rissbildung und damit zur Schädigung des einschlusswirksamen Bereichs führen. Andererseits ist bei geringen Gasfreisetzungsraten zu erwarten, dass erhöhte Gasdrücke durch die Aufweitung vorhandener Fließpfade ohne nennenswerte Schädigung des Gebirges abgeführt werden können. Für Langzeitsicherheitsbetrachtungen ist das Verständnis dieser Vorgänge notwendig. Aus diesem Grund konzentriert sich die Endlagersicherheitsforschung der GRS besonders auf Gasproblematik.

Von Januar 2003 bis Dezember 2005 führte die französische ANDRA im Mont-Terri einen Aufheizversuch (HE-D) durch, an dem die GRS mit hydraulischen In-situ-Messungen, Laboruntersuchungen und thermisch-hydraulisch-mechanischer Modellierung beteiligt war. Dazu wurde ein zweiteiliger Erhitzer in einem horizontalen Bohrloch eingebaut. Das umgebende Tongestein wurde über zusätzliche Messbohrlöcher



▲ Resistivitätstomogramme eines Querschnitts der mit Ton-Splitt-Gemisch verfüllten Strecke des Äspö Prototype Repository (Farbskala in Ohmmeter, o = Elektroden). Links: Oktober 2001 (Messbeginn), rechts: Mai 2007. Die anfänglich inhomogen verteilte Resistivität entspricht einem mittleren Wassergehalt von 13 – 14 %. Inzwischen ist die Resistivität im gesamten Messgebiet auf Werte unter zwei Ohmmeter gesunken, was einen Wassergehalt über 25 % und damit Vollsättigung bedeutet.

*Resistivity tomogrammes of a cross-section of the gallery of the Äspö Prototype Repository filled with a clay-grit mixture (colour scale in ohmmeters, o = electrodes). On the left: October 2001 (start of measurements), on the right: May 2007. The initial inhomogeneously distributed resistivity corresponds to an average water content of 13 – 14 %. In the meantime the resistivity in the entire measurement range has fallen to values below two ohmmeters which means a water content of over 25 % and thus complete saturation.*

is necessary. For this reason GRS's final repository safety research concentrates particularly on the gas problem.

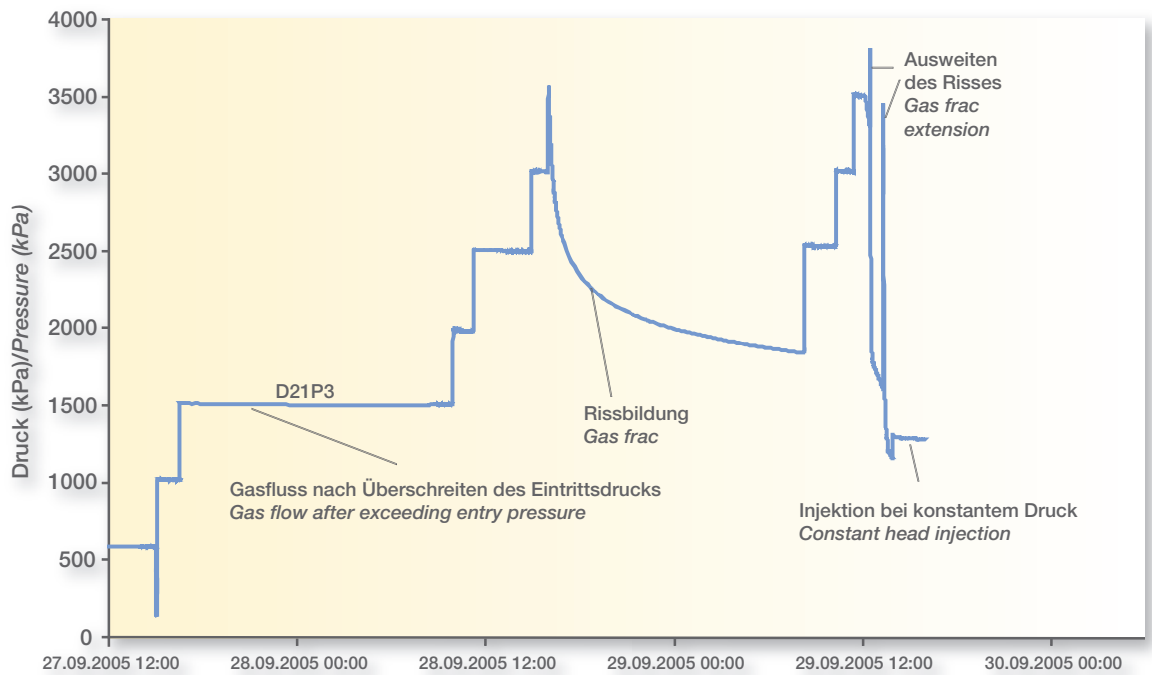
From January 2003 until December 2005 the French ANDRA carried out a heater experiment (HE-D) in Mont-Terri. GRS was involved with hydraulic in-situ measurements, laboratory examinations and thermohydraulic-mechanical modelling. For this purpose a two-part heater was inserted into a horizontal borehole. The surrounding claystone was instrumented via additional measurement boreholes. During two heat up phases maximum temperatures of 40 or 100 °C, resp. were measured at the heater surface. The temperature distribution in the rock mass and the development of the pore water pressure could be modelled satisfactorily by finite element simulations. The claystone did not desaturate during heat up. Also,

there were no indications of a formation of shrinkage cracks during the cooldown phase after the end of the experiment. Measurements of permeability and gas entry pressure also did not show significant changes of these parameters as a consequence of the heatup phase. The gas entry pressure was in the range of 1.5 MPa.

By the gradual increase of gas pressure a crack (a so-called gas frac) was generated in the surrounding claystone at about 3.5 MPa. With the corresponding pressures of adjacent measurement points it was demonstrated that the frac spread parallel to the bedding planes of the rock mass.

The results of the HE-D-experiment showed that under suitable conditions a gas migration below frac pressure and a gas frac can occur. Together with the





▲ Druckverlauf bei einem Gasinjektionstest im Rahmen der HE-D-Nachuntersuchungen im URL Mont-Terri. Der Gasdruck wurde stufenweise bis zur Rissbildung (Frac) erhöht, danach wurde das Messintervall eingeschlossen. Am nächsten Tag wurde erneut Druck beaufschlagt, der zu einer Rissverweiterung führte.

*Pressure curve during a gas injection test as a part of the HE-D follow-up examinations in the Mont-Terri URL. Gas pressure was gradually increased until frac formation, after that the measurement interval was shut in. On the following day pressure was increased again which led to a frac enlargement.*

Die In-situ-Untersuchungen werden in mehreren Bohrlochanordnungen durchgeführt, die teils senkrecht und teils parallel zur Schichtung des Gebirges angelegt sind. Erste Ergebnisse der In-situ- und der Laborversuche zeigen, dass Gase bei erhöhtem Druck eher dilatanzgesteuert als durch diskrete Rissbildung transportiert werden. Auf Basis dieser Projektergebnisse wird die GRS ein konzeptuelles Modell zur Beschreibung der gasdruckinduzierten Gebirgsschädigung und -verheilung entwickeln.

Ein anderer Lösungsansatz für die Gasproblematik ist, das Dicht- und Versatzmaterial so zu konditionieren, dass ein niedriger Gaseintrittsdruck auch bei Vollsättigung des Versatzes aufrecht erhalten werden kann. Dazu untersucht die GRS seit einiger Zeit Sand-Ton-Gemische. Seit 2004 führt GRS, ebenfalls im Mont-Terri im Rahmen des integrierten Projekts „ESDRED“ – zusätzlich finanziert durch die EU-Kommission – ein Experiment zur Untersuchung von Sand-Ton-Gemischen und Bentonit-Pellets durch. In vier vertikalen Bohrlöchern werden die Dichtwirkung und der Gaseintrittsdruck verschiedener Sand-Ton-Gemische

sowie von Pellets aus reinem Bentonit untersucht. Zurzeit werden die tonhaltigen Dichtelemente aufgesättigt. Dieser Vorgang erfordert wegen der niedrigen Permeabilität des Dichtmaterials, die sich durch die Quellung bei Wasseraufnahme weiter verringert, relativ lange Zeit. Sobald die Aufsättigung und Quellung der Dichtelemente abgeschlossen ist, werden die Permeabilität gegenüber Wasser, der Gaseintrittsdruck und die effektive Gaspermeabilität bestimmt.

Ein weiterer Schwerpunkt bei den Untersuchungen in den Untertagelabors ist die „Excavation Damaged Zone“ (EDZ), in der sich veränderte Gebirgsspannungsbedingungen als Folge der Auffahrung von Hohlräumen ausbilden. Mikrorisse im Randbereich des Hohlraums eröffnen so Wegsamkeiten für Fluide (mechanischer Effekt). Darüber hinaus führt die Bewitterung der Hohlräume bei wassergesättigtem Gestein, wie Tongestein, zu einer Entsättigung des Hohlraumnahbereichs (hydraulischer Effekt). Dies hat neben einer erhöhten Durchlässigkeit des Gesteins für Gase wiederum Einfluss auf das mechanische Gebirgsverhalten (Erhöhung der Steifigkeit, geringere Plastizität).



◀ Erstellen eines Messbohrloches für Gasinjektionstests (HG-C/BET) im Untertage Labor Mont-Terri. *Construction of a measurement borehole for gas injection tests (HG-C/BET) in the underground laboratory Mont-Terri.*

Swiss NAGRA a new project (HG-C/BET) was started in Mont-Terri in 2006 to investigate the mechanisms relevant for the transport of gas in undisturbed claystone. The GRS test programme comprises

- experiments on gas transport with low pressure. Possible flow mechanisms (advective in the gas phase or diffusive as a solution in pore water) shall be examined here.
- Experiments on gas transport with increased pressure. During these experiments the relevant flow mechanisms (the formation of gas fracs or the widening of existing flow paths) and the healing behaviour after a reduction of gas pressure shall be explored.
- Laboratory tests on gas pressure induced damaging and the healing behaviour of claystone.

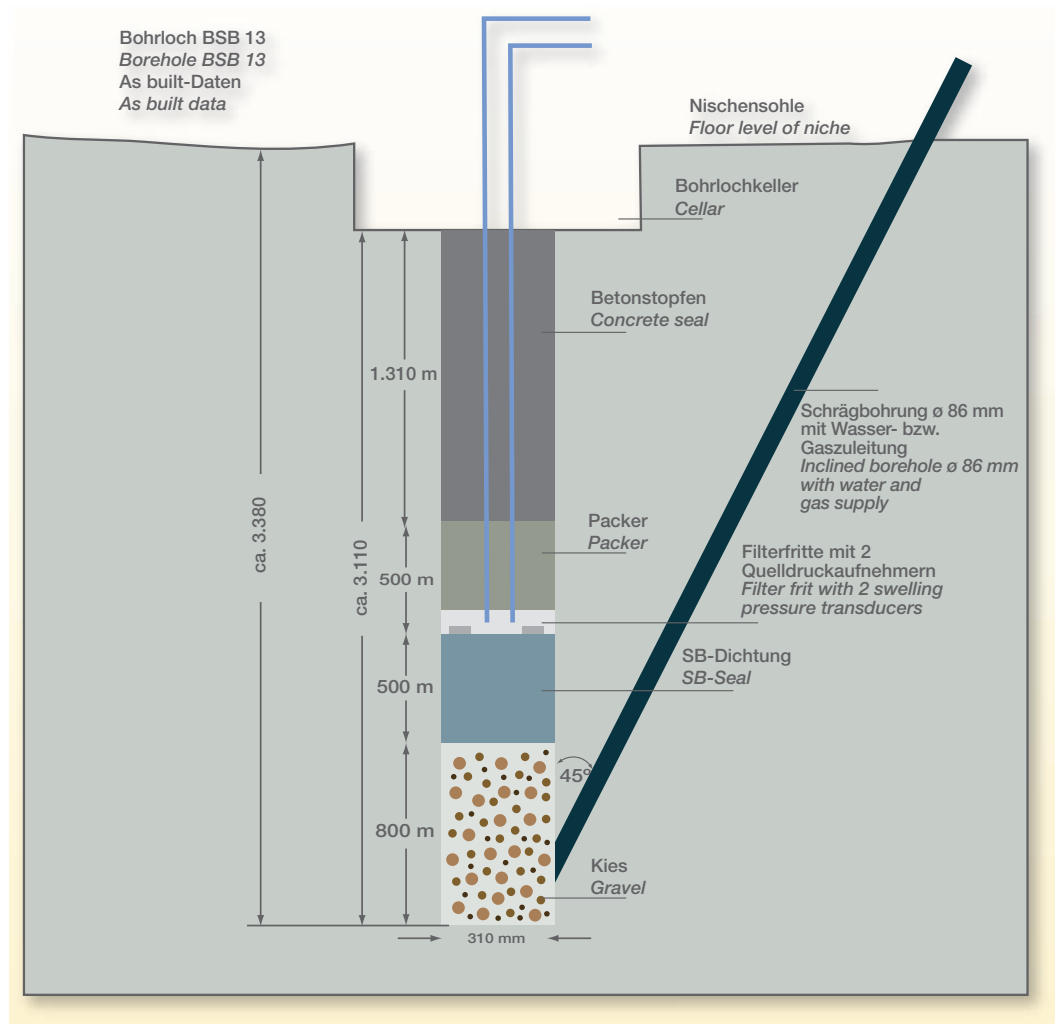
The in-situ examinations are carried out in several borehole arrays which are partially arranged vertically and partially parallel to the stratification of the rock mass. First results of the in-situ and the laboratory experiments show that with increased pressure gases tend to be transported rather dilatancy-controlled than by discrete frac formation. Based on these project results GRS is going to develop a concept model to describe the gas pressure induced rock mass damage and healing.

A different approach for the gas problem is to condition sealing and backfill material in such way that a low gas entry pressure can be maintained also during full saturation of the backfill. For this purpose GRS has been examining sand-clay mixtures for some time. Since 2004 GRS has been carrying out an experiment to investigate sand-clay mixtures and bentonite pellets also in Mont-Terri as a part of the “ESDRED” integrated project which was additionally financed by the EU Commission. Sealing effect and gas entry pressure of different sand-clay mixtures as well as pellets from pure bentonite are examined in four vertical boreholes. The clayey sealing elements are currently being saturated. Because of the low permeability of the sealing material which is further reduced by swelling during water intake, this process requires a relatively long time. As soon as the saturation and swelling of the sealing elements are completed, the permeability for water, gas entry pressure and effective gas permeability are determined.

A further main emphasis during the examinations in the underground laboratory is the “Excavation Damaged Zone” (EDZ), where the excavation changes the rock stress conditions. Microcracks in the border area of the excavation thus open paths for fluids (mechanical effect). In addition thereto, the ventilation of the excavations with water bearing rocks, like claystone, leads to a desaturation of the excavation closeup range (hydraulic effect). In addition to an increased permeability of the rock for gases this also has an

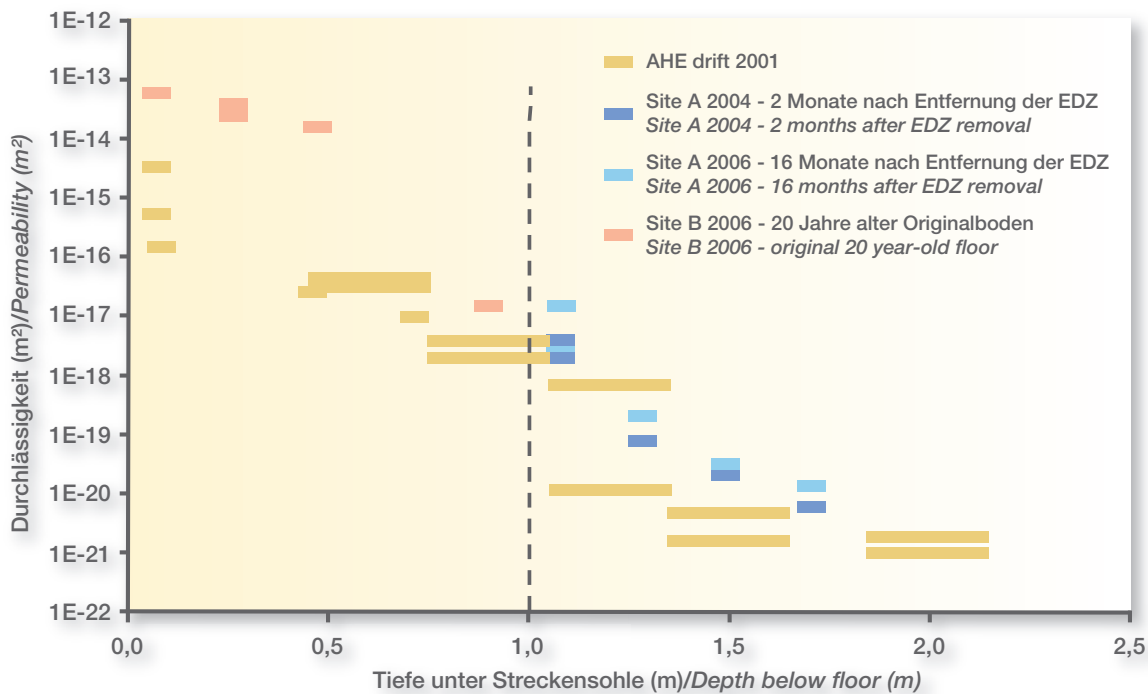
► Auslegung eines Bohrlochs zur Untersuchung von Sand-Ton-Gemischen als Abdichtmaterial. Die SB-Dichtung wird über eine Schrägbohrung von unten her mit Wasser aufgesättigt. Die Schrägbohrung dient später zur Gasinjektion, um Gaseintrittsdruck und effektive Gaspermeabilität zu ermitteln. Oberhalb des Dichtelements befinden sich eine Filterfritte als Gassammelvolumen und darüber ein Packer und ein Betonstopfen.

*Design of a borehole to examine sand-clay mixtures as sealing material. The SB seal is saturated with water via an inclined borehole from below. The inclined borehole is used later for gas injection to determine gas entry pressure and effective gas permeability. Above the sealing element there is a filter frit as gas collecting volume and above that a packer and a concrete seal.*



Der Einfluss der Bewetterung auf den Sättigungszustand des Gebirges lässt sich, wie die Aufsättigung des Versatzes, durch geoelektrische Tomografie verfolgen. Dies wurde im Mont-Terri Ventilationsversuch erfolgreich gezeigt. Die GRS führte diesen Ventilationsversuch gemeinsam mit der spanischen ENRESA, dem IRSN und der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe durch. Er wurde zudem in seiner zweiten Phase im Rahmen des integrierten Projekts NF-PRO von der EU kofinanziert. In mehreren Entsättigungszyklen durch Ventilation mit trockener Luft bildete sich bei einem Mikrotunnel von 1,3 m Durchmesser jeweils ein 30 bis 40 cm tiefer Bereich verringerter Sättigung aus. Die Sättigung sank dabei unter 50 %.

Im Forschungsbergwerk Asse wurde die EDZ im Steinsalz in einem Nachfolgeprojekt zum EU-Vorhaben BAMBUS II untersucht. Hierbei konnte nachgewiesen werden, dass ein Nachschneiden der Streckenkontur, d. h. das Entfernen einer ein Meter dicken Schicht unter der Streckensohle, den Einfluss der EDZ effektiv vermindern kann. Die hydraulischen Eigenschaften des Hohlraumnahbereichs ändern sich nach dem Nachschneiden über Monate hinweg nicht signifikant. Dies ist für den Einbau von Streckenverschlüssen von Bedeutung, deren Effektivität bei einer ausgeprägten Auflockerungszone mit Permeabilitätserhöhung um mehrere Größenordnungen beeinträchtigt sein könnte. ■



▲ Permeabilität des Steinsalzes unterhalb einer Strecke auf der 800-m-Sohle des Forschungsbergwerks Asse. Die orangen und gelben Markierungen zeigen Messergebnisse bei ursprünglicher Streckenkontur. Die dunkel- und hellblauen Markierungen repräsentieren Messergebnisse, die zwei Monate und 16 Monate nach Entfernung einer Schicht von 1 m Mächtigkeit von der Sohle gewonnen wurden. Die Permeabilität bleibt nahezu unverändert und liegt um mehrere Größenordnungen niedriger als die Werte nahe der ursprünglichen Sohle.

*Permeability of the rock salt below a gallery on the 800 m level of the Asse Research Mine. The orange and yellow markings show measurement results for the original gallery outline. The dark and light blue markings represent measurement results obtained two months and 16 months after removal of a layer of 1 m thickness from the level. Permeability remains almost unchanged and is by several orders of magnitude lower than the values close to the original level.*

influence on the mechanical rock mass behaviour (increase of stiffness, lower plasticity).

The influence of ventilation on the saturation state of the rock mass can be observed - like the saturation of the backfill - by geoelectrical tomography. This has successfully been demonstrated in the Mont-Terri ventilation experiment. GRS performed this ventilation experiment together with the Spanish ENRESA, IRSN and the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR). In its second phase it was furthermore co-financed as a part of the NF-PRO integrated project by the EU. In several desaturation cycles by ventilation with dry air a 30 to 40 cm deep area of reduced saturation formed at a microtunnel

with a diameter of 1.3 m. The saturation here fell below 50 %.

In the Asse Research Mine the EDZ in the rock salt was examined in a subsequent project of the EU BAMBUS II project. Here it could be demonstrated that recutting the gallery outline, i.e. the removal of a layer of 1 m thickness under the gallery layer can effectively reduce the influence of the EDZ. The hydraulic properties of the excavation closeup range do not change significantly for months after recutting. This is significant for the emplacement of gallery seals, the effectivity of which could be significantly impaired by a distinct EDZ exhibiting a permeability increase by several orders of magnitude. ■

# 6

## Strahlen- und Umweltschutz und Ver- und Entsorgung



Dr. Gunter Pretzsch

In zunehmendem Maße gewinnen wissenschaftlich-technische Fragestellungen zum Strahlen- und Umweltschutz sowie zur Ver- und Entsorgung kerntechnischer Anlagen beispielsweise bei der Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente oder anderer radioaktiver Abfälle oder bei der Stilllegung von Kernreaktoren an Bedeutung. Als zentrale Sachverständigenorganisation und Forschungseinrichtung führt die GRS auf diesem breit gefächerten Gebiet eine Vielzahl von Arbeiten zu wichtigen Forschungsvorhaben sowie Analysen und Bewertungen für Gutachten durch. Die GRS hält in ihrem Fachbereich „Strahlen- und Umweltschutz“ interdisziplinäres Wissen und unikalen Sachverstand bereit. Fachleute verschiedener Disziplinen, wie Physiker, Chemiker, Biologen, Geowissenschaftler und Ingenieure bearbeiten komplexe Aufgabenstellungen.

Auf dem Gebiet Kernbrennstoff werden Fragestellungen zur nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen und zu Mengenbilanzen im Brennstoffkreislauf bearbeitet. Schwerpunkte der nuklearen Sicherheit sind Kritikalität und Abbrand von Spaltstoffen, Aktivierung von Stoffen bei Bestrahlung, Abklingen, Strahlungstransport und Abschirmung sowie nukleare Verfahrenstechnik, Auswertung von Betriebserfahrungen und Störfällen. Bezüglich der Mengenbilanzen werden Kernbrennstoff- und Abfallströme, Entsorgungsnachweise und Kreislaufstrategien betrachtet.

Aspekte des Strahlenschutzes bearbeitet die GRS insbesondere bei laufenden kerntechnischen Anlagen, vor allem bei Kernkraftwerken sowie bei deren Stilllegung und bei der Freigabe radioaktiver Stoffe. Das Aufgabenspektrum umfasst weiterhin Untersuchungen zum radiologischen Notfallschutz und radioökologischer Fragen in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, bei Altlasten und kontaminierten Gebieten. Eine wichtige Rolle spielt die Analyse radiologischer Folgen nach störfallbedingten Freisetzungen einschließlich der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe und auch Fragen zur Transportsicherheit gehören zu diesem Aufgabenbereich.

Das Gebiet Abfall und Endlagerung umfasst Fragen zu Entsorgungs- und Endlagerkonzeptionen sowie zur ganzheitlichen sicherheitstechnischen Bewertung aller Schritte des Abfallmanagements von der Abfallentstehung bis zur Entsorgung und Endlagerung. Untersuchungen zur Charakterisierung von radioaktiven Abfällen sowie zu deren Behandlung und Konditionierung, zur Bewertung der Auswahl, Charakterisierung und Langzeitsicherheit von Endlagerkonzepten und Endlagerstandorten stehen im Zentrum der GRS-Arbeiten.

Die Arbeiten werden überwiegend im Auftrag von Bundesministerien, vor allem 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 (EU) durchgeführt. In vielen Fällen arbeitet die GRS mit nationalen und internationalen Institutionen zusammen.

### Strahlenexpositionen beim Transport von radiografischen Strahlenquellen

In der zerstörungsfreien Materialprüfung werden für bildgebende Verfahren häufig radiografische Strahlenquellen in sogenannten Gammadiagnostikgeräten eingesetzt, z. B. im Rohrleitungsbau zur Prüfung von Schweißnähten. Die radioaktive Strahlenquelle in Form einer Strahlerkapsel befindet sich dabei vollständig innerhalb der Abschirmung des Arbeitsgerätes und wird nur während der Einsatzphasen für den kurzen Zeitraum des Prüfvorganges mit einer Strahlerkette aus ihrer Ruheposition ausgefahren. Die meisten Gammadiagnostikgeräte erfüllen damit praktisch eine Doppelfunktion: Sie dienen als Transportbehälter für radioaktive Stoffe und als Arbeitsgerät. Je nach Anwendungsbereich werden als Gammastrahlenquellen unterschiedliche Nuklide, wie z. B. Iridium-192 und Selen-75, mit variablen Aktivitätsmengen (von etwa

# Radiation and Environmental Protection and Supply and Disposal

Scientific and technical issues relating to radiation and environmental protection as well as to supply and disposal of nuclear power plants, for example during interim or ultimate disposal of burnt fuel elements or other radioactive wastes or upon decommissioning of nuclear reactors are increasingly gaining importance. As a central expert organisation and research institution GRS carries out a variety of studies relating to important research projects like analyses and assessments for expert opinions in this diversified field. In its Radiation and Environmental Protection Department GRS has access to interdisciplinary knowledge and unique analytic expertise. Experts from different disciplines, like physicists, analytical chemists, biologists, earth scientists and engineers work on complex assignments.

In the field of nuclear fuel, questions relating to the nuclear safety of nuclear facilities and to material balances in the fuel cycle are worked on. Focal points of nuclear safety are criticality, and burnup of fissionable materials, the activation of substances during radiation, decay, radiative transfer and shielding as well as nuclear process engineering, the analysis of operating experience and malfunctions. With respect to material balances nuclear fuel and waste flows, records of proper waste management and cycle strategies are examined.

GRS deals with aspects of radiation protection, especially in nuclear facilities in operation, above all in nuclear power plants as well as during their decommissioning and upon release of radioactive substances. The range of tasks further comprises examinations relating to radiological emergency protection and radioecological issues in the surrounding of nuclear facilities, contaminated sites and areas. The analysis of the radiological consequences of releases due to an accident including modeling the atmospheric dispersion of radioactive substances and also questions of transport safety belong to this field of activity.

The waste and ultimate disposal line of action comprises questions relating to disposal and final

repository concepts as well as the integral safety-related assessment of all waste management steps from waste formation to waste management and final disposal. Examinations to characterize radioactive wastes as well as their treatment and conditioning, to assess the selection, characterization and long-term safety of final repository concepts and final repository sites represent the main focus of GRS's activities.

This work is mainly carried out on behalf of federal ministries, above all of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), but also of subordinated authorities, like the Federal Office for Radiation Protection (BfS) as well as state authorities and the European Union (EU). In many cases GRS co-operates with national and international institutions.

## ■ Radiation exposure during transport of radiographical sources of radiation

In non-destructive testing radiographical sources of radiation in so-called gamma radiation devices are frequently used for imaging techniques, e.g. in pipeline construction for inspecting weld seams. The radioactive source of radiation in the form of a radiator shell is completely within the shield of the tool and is only briefly extended from its idle position during its use for the short testing periods. Most gamma radiation devices thus virtually have a dual function: They serve as shipping casks for radioactive substances and as tools. Depending on their scope of application, different nuclides, like, for example, iridium-192 and selenium-75 with variable activities (from approx. 0.5 to 3.7 TBq) are used. According to more recent studies, approx. 20,000 to 25,000 transports with radiographical radiation sources are carried out in Germany every year.

As a protection against the dangers originating from radioactive substances and to ensure adequate



▲ Ansicht eines Gerätes GammaMat T1 für die industrielle Gammaradiografie  
*View of a GammaMat T1 device for industrial gamma radiography*

0,5 bis 3,7 TBq) verwendet. Neueren Erhebungen zufolge werden in Deutschland jährlich etwa 20.000 bis 25.000 Transporte mit radiografischen Strahlenquellen durchgeführt.

Zum Schutz vor den von radioaktiven Stoffen ausgehenden Gefahren und zur Gewährleistung eines angemessenen Sicherheitsstandards werden radioaktiver Güter weltweit auf der Basis der IAEA-Transportvorschriften befördert. Um zu überprüfen, ob diese Schutz- und Sicherheitsbestimmungen für den Bereich der Beförderung radiografischer Strahlenquellen in Deutschland angemessen und wirksam sind, wurde die GRS durch das BMU/BfS mit Erhebungen und Analysen zur Bestimmung der mit dem normalen (unfallfreien) Transport verbundenen Strahlenexpositionen des Transport- und Handhabungspersonals und der Bevölkerung beauftragt.

Um die transport- und umgangsbedingten Strahlenexpositionen des Prüfpersonals abzugrenzen, erhob die GRS zunächst bundesweit Daten bei den wichtigsten Dienstleistungsunternehmen für zerstörungsfreie Materialprüfung. Basierend auf den Angaben aus dem Erhebungsbogen konnte die maximale effektive Dosis, die unmittelbar aus der Beförderung resultiert, ermittelt werden. Zusätzlich wurden zur Absicherung der Dosiswerte insgesamt drei Transport begleitende Messkampagnen bei einem Dienstleister für radiografische Inspektionen durchgeführt. Die Ergebnisse der Untersuchungen zeigen, dass die Strahlenexpositionen der mit der Transportabwicklung befassten Arbeitskräfte und der Bevölkerung im Allgemeinen gering sind und generell weit unterhalb der relevanten Dosisgrenzwerte

liegen. Die beförderungsbedingten Strahlenexpositionen des Transport- und Handhabungspersonals belaufen sich in Einzelfällen auf Höchstwerte weit unterhalb von 1 mSv/a. Für die sogenannte „kritische Personengruppe“ der Bevölkerung (z. B. Anwohner entlang der Zufahrtswege von Firmen für radiografische Prüfungen) liegt die transportbedingte effektive Jahresdosis ebenfalls weit unterhalb des maßgeblichen Dosisgrenzwertes von 1 mSv/a und in der Regel sogar unterhalb der sogenannten „trivialen Dosis“ von 10 µSv/a, die im System des Strahlenschutzes außer Acht gelassen werden kann.

Die Untersuchungsergebnisse lassen zusammenfassend die Schlussfolgerung zu, dass die getroffenen Schutz- und Vorsorgemaßnahmen für den normalen (unfallfreien) Transport in Verbindung mit den Sicherheitsanforderungen an die Verpackung, Auslegung und den Betrieb von radioaktiven Strahlenquellen in ihrer Gesamtheit einen hohen Sicherheitsstandard für das Transport- und Handhabungspersonal und die Bevölkerung gewährleisten.

## ■ Sicherheitsanalysen zu Anlagen der nuklearen Versorgung

Bei der Störfallanalyse werden die deterministische Vorgehensweise mit Definition auslegungsbestimmender Störfälle und festgelegter Lastannahmen sowie die probabilistische Vorgehensweise mit der Berücksichtigung von Störfallhäufigkeiten unterschieden.

Für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung wird international darauf hingearbeitet, die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) bei Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren und zur Beurteilung des Sicherheitsstatus von Anlagen mit potenziellem Risiko verstärkt einzusetzen. Die PSA-Resultate können einerseits zur sicherheitstechnischen Optimierung der jeweiligen Anlage oder auch zur Bewertung von Betriebsvorschriften herangezogen werden, sie können indes auch die Grundlage für behördliche Entscheidungen erweitern. In Deutschland wird die PSA als Ergänzung zur Deterministischen Sicherheitsanalyse (DSA) angesehen.

Das Arbeitsprogramm zur Störfallanalyse gliedert sich für die Jahre 2007 und 2008 in zwei Themenbereiche:

safety standards, radioactive goods are transported all over the world on the basis of the IAEA transport regulations. To review whether these protection and safety provisions are adequate and effective for transporting radiographical sources of radiation in Germany, GRS was commissioned by BMU/BfS to determine the radiation exposure of the transport and operating staff and the population connected with the normal (accident-free) transport.

To define the radiation exposure of the inspection staff due to transport and contact, GRS at first collected data from the most important service providers for non-destructive testing nationwide. Based on the information from the data entry form the maximum effective dose resulting directly from transport could be determined. In addition, a total of three measuring campaigns during transport were carried out for a service provider for radiographical inspections to secure the dose rates. The results of the inspections show that the radiation exposure of the workers carrying out the transports and of the population are generally low and far below the relevant dose limits. The radiation exposure of the transport and operating staff due to transport has maximum values of far below 1 mSv/a in individual cases. For the so-called "critical group of people" of the population (e.g. residents along the access roads of firms for radiographical tests) the effective annual dose rate due to transport is also far below the relevant dose limit of 1 mSv/a and normally even below the so-called "trivial dose" of 10 µSv/a, which can be neglected in the radiation protection system.

The examination results permit the conclusion that the protective and precautionary measures taken for the normal (accident-free) transport in connection with the safety requirements to be met by packaging, design and operation of radioactive sources of radiation as a whole ensure a high safety standard for the transport and operating staff and the population.

## I Safety analyses of nuclear supply facilities

Accident analysis distinguishes between deterministic approaches defining accidents determining the design and fixed load assumptions and probabilistic approaches considering accident frequencies.

International efforts are made to increasingly use a probabilistic safety analysis (PSA) during licensing and supervisory procedures of nuclear fuel supply facilities and to assess the safety status of plants involving a potential risk. The PSA results can on the one hand be used for a safety-related optimization of the respective plant or also for assessing the plant operating rules but they can also broaden the basis for official decisions. In Germany the PSA is regarded as a supplementation of the Deterministic Safety Analysis (DSA).

The work programme on accident analysis for the years 2007 and 2008 is divided into two subject areas:

- Examinations concerning basic principles and methods and
- schematic descriptions of a PSA for a plant section producing fuel elements.

As a part of the examinations concerning the basic principles and methods of accident analysis GRS completed the draft of Section 3 "Methodology of Accident Analysis" for the "Accident Analysis Manual of Nuclear Fuel Cycle Facilities" in 2007. The section is part of the first main section of the manual which is subdivided into a total of three main sections entitled "Basic Principles and Methodologies of Analysis", "Theoretical Treatment of Accidents, Marginal Conditions" and "Accidents".

GRS further researched and documented the basic procedure in probabilistic safety analyses of nuclear fuel supply facilities on a national and international level. Based thereon the PSA methodology shall be applied to a partial process of fuel element production within the framework of further studies. The respective section of the production should represent a self-contained procedural step and demonstrate the essential risks of the facility selected sufficiently well.

The conversion of uranium hexafluoride (UF<sub>6</sub>) into uranium dioxide (UO<sub>2</sub>) according to the dry chemical ANF procedure is such a suitable partial process of fuel element production. For this case study the potential dangers shall at first be roughly estimated and documented in a brainstorming session of experienced experts on the basis of a "what if" analysis.

The provision of methods and knowledge for reviewing accident analyses accounts for maintaining professional expertise in Germany.



- Untersuchungen zu Grundlagen und Methoden und
- Schematische Darstellung einer PSA für eine Teilanlage der Brennelementfertigung.

Im Rahmen der Untersuchungen zu den Grundlagen und Methoden der Störfallanalyse stellte die GRS 2007 das 3. Kapitel „Methodik der Störfallanalyse“ für das „Handbuch zur Störfallanalyse von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs“, im Entwurf fertig. Das Kapitel ist Teil des ersten Hauptabschnitts des Handbuchs, das sich insgesamt in die drei Hauptabschnitte „Grundlagen und Methodik der Analyse“, „Theoretische Behandlung von Störfällen, Randbedingungen“ und „Störfälle“ gliedert.

Weiterhin recherchierte und dokumentierte die GRS die grundsätzliche Vorgehensweise bei probabilistischen Sicherheitsanalysen zu Anlagen der Kernbrennstoffversorgung auf nationaler und internationaler Ebene. Darauf aufbauend soll im Rahmen weiterführender Arbeiten die PSA-Methodik auf einen Teilprozess der Brennelementfertigung angewendet werden. Dabei sollte der entsprechende Produktionsabschnitt einen in sich geschlossenen Verfahrensschritt darstellen sowie die wesentlichen Risiken der gewählten Anlage möglichst gut repräsentieren.

Die Konversion von Uranhexafluorid ( $UF_6$ ) zu Urandioxid ( $UO_2$ ) nach dem trocken-chemischen ANF-Verfahren ist so ein geeigneter Teilprozess der Brennelementfertigung. Für dieses Fallbeispiel sollen 2008 zunächst die potenziellen Gefahren durch ein kreatives „Brainstorming“ erfahrener Experten auf der Basis einer „What-If“-Analyse grob eingeschätzt und dokumentiert werden.

Die Bereitstellung von Methoden und Kenntnisse zur Überprüfung von Störfallanalysen trägt zum Erhalt der Fachkompetenz in Deutschland bei.

### Analyse und Bewertung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen

Die Analyse und Bewertung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen im Zusammenhang mit der Zweckmäßigkeitssupervision des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) über die entsprechenden Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ist ein weiteres GRS-Projekt, das sich in vier Arbeitspakete unterteilt.

- Aktuelle Aufgaben der Bundesaufsicht  
Hierzu gehören u. a. die Bewertung besonderer Vorkommnisse bei der Stilllegung, die Erstellung von Beiträgen zur Überarbeitung des Stilllegungsleitfadens sowie die Aktualisierung von Statusberichten und Datenblättern zur Stilllegung von Prototyp-, Leistungs- und Forschungsreaktoren.

- Sicherheitstechnische Untersuchungen  
Die GRS erarbeitet ein Konzept zur generischen Untersuchung des Freisetzungspotenzials radioaktiver Stoffe, das potenzielle Auswirkungen eines terroristischen Flugzeugabsturzes auf eine in Stilllegung befindliche kerntechnische Anlage ermitteln soll.

- Auswertung der internationalen Erfahrungen und Forschungsergebnisse bei der Stilllegung  
Die GRS wertet internationale Erfahrungen im Bereich der Stilllegung und des Abbaus kerntechnischer Anlagen aus. Darauf aufbauend erstellt sie u. a. Beiträge, um den BMU bei der Wahrnehmung seiner Verpflichtungen in der WENRA (Thema: Festlegung der Referenzniveaus für die Sicherheit bei der Stilllegung) sowie bei der Vorbereitung des Nationalen Berichts zur 3. Überprüfungs-Konferenz zur Joint Convention. Im Rahmen des DeSa-Programms (Evaluation and Demonstration of Safety during Decommissioning of Nuclear Facilities) der IAEA leitet die GRS die DeSa-Arbeitsgruppe „Research Reactor Test Case“ und arbeitet in der DeSa-Arbeitsgruppe „Regulatory Review“ mit.

- Öffentlichkeitsarbeit  
Für die Öffentlichkeit wichtige Informationen zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen werden in fachlich verständlicher Art und Weise aufbereitet.

Alle Arbeitspakete unterliegen aufgrund der Anforderungen des Auftraggebers einer ständigen Präzisierung.

### Untersuchungen zur Kritikalität bei der Endlagerung von Kernbrennstoffen

Im Rahmen der Sicherheitsanalysen für ein künftiges Endlager für abgebrannte Brennelemente werden in der GRS auch Fragen der Kritikalitätssicherheit untersucht. In einem laufenden Vorhaben werden dabei folgende vier Schwerpunkte behandelt:

## Analysis and assessment of the decommissioning of nuclear plants

The analysis and assessment of the decommissioning of nuclear plants in connection with the supervision on expediency performed by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) of the respective licensing and supervisory procedures represents a further GRS project which is subdivided into four work packages.

- **Current functions of federal supervision**  
The assessment of special events during decommissioning, the preparation of articles for reviewing the decommissioning manual as well as updating status reports and data sheets for the decommissioning of prototype, power and research reactors belong here among others.
- **Safety inspections**  
GRS is elaborating a concept for generically examining the release potential of radioactive substances which is to determine the potential effects of a terrorist air crash on a nuclear facility being closed down.
- **Analysis of international experience and research results during decommissioning**  
GRS analyses international experience in the area of the decommissioning and disassembling nuclear facilities. Based hereon GRS prepares articles to support the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety in fulfilling its obligations in WENRA (Topic: Determination of the reference level for safety during decommissioning) as well as during the preparation of the National Report on the 3rd Review Conference of the Joint Convention. Within the framework of the DeSa programme (Evaluation and Demonstration of Safety during Decommissioning of Nuclear Facilities) of IAEA GRS manages the DeSa workgroup "Research Reactor Test Case" and participates in the DeSa workgroup "Regulatory Review".
- **Public relations**  
Important information on the decommissioning of nuclear facilities are edited in a technically comprehensible way for the public.

In compliance with the requirements of the ordering party all work packages are permanently specified in more detail.

## Examinations of criticality during the ultimate disposal of nuclear fuels

As a part of the safety analyses for a future repository for spent fuel elements GRS also examines aspects of nuclear criticality safety. In a current project the following four main emphases have been dealt with:

- **Probabilistic analysis**  
Here it is investigated whether possible evolution pathways of the repository system may lead to a critical arrangement. Furthermore, it is tried to quantify the individual steps of such pathways probabilistically. It has become apparent that criticality in a repository for spent fuel elements of light water reactors represents an extremely unlikely event.
- **Generic analysis of the consequences of a critical fissile material system in the post-operational phase of a repository**  
Criticality in a repository is an event which can almost be excluded, but it is examined with the help of a generic system which potential consequences could emerge for the repository if such an event occurred nevertheless.
- **Examinations on considering burn-up during the ultimate disposal of spent fuel elements**  
The incorporation of realistic burn-up profiles with an increased residual reactivity at the top end and the foot compared to the averaged burn-up distribution broadens the scope of possible evolution scenarios for a repository cask. These fuel element zones with increased reactivity must be considered appropriately in the analysis of nuclear criticality safety.
- **Ultimate disposal of spent fuel elements from research reactors**  
Fuel elements of research reactors are clearly more highly enriched than those of light water reactors. This also entails a clearly increased fissile content for spent fuel elements. This higher

- **Probabilistische Analyse**  
Hier wird untersucht, ob mögliche Evolutionspfade des Endlagersystems zu einer kritischen Anordnung führen können. Weiterhin wird versucht, die einzelnen Schritte derartiger Pfade probabilistisch zu quantifizieren. Es zeichnet sich ab, dass die Kritikalität in einem Endlager für abgebrannte Brennelemente von Leichtwasserreaktoren ein extrem unwahrscheinliches Ereignis darstellt.
- **Generische Konsequenzenanalyse für ein kritisches Spaltstoffsystem in der Nachbetriebsphase eines Endlagers**  
Kritikalität in einem Endlager stellt ein nahezu ausgeschlossenes Ereignis dar, dennoch wird anhand eines generischen Systems untersucht, welche möglichen Konsequenzen sich für das Endlagersystem ergeben könnten, sollte ein derartiges Ereignis dennoch eintreten.
- **Untersuchungen zur Abbrandberücksichtigung bei der Endlagerung abgebrannter Brennelemente**  
Die Einbeziehung realistischer Abbrandprofile mit gegenüber gemittelter Abbrandverteilung erhöhter Restreaktivität an Kopf- und Fußende erweitert die Bandbreite an denkbaren Evolutionsszenarien für Endlagerbehälter. Diese Brennelementzonen erhöhter Reaktivität müssen in der Kritikalitätssicherheitsanalyse geeignet berücksichtigt werden.
- **Endlagerung von abgebrannten Brennelementen aus Forschungsreaktoren**  
Brennelemente von Forschungsreaktoren sind deutlich höher angereichert als diejenigen der Leichtwasserreaktoren. Dies bedingt ebenfalls einen deutlich höheren Restspaltstoffgehalt für abgebrannte Brennelemente. Diese höhere Restreaktivität muss unter Endlagerbedingungen gesondert untersucht werden.

### **Begutachtung der Stilllegung der Schachtanlage ASSE**

Das ehemalige Salzbergwerk Asse wurde seit 1964 für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in Salzformationen genutzt. Im Rahmen dieser Arbeiten sind von 1967 bis 1978 schwach- und mittlerradioaktive Abfälle eingelagert worden. Seit Mitte 1995 führt die GSF keine eigenen FuE-Arbeiten in der Schachtanlage Asse mehr durch. Zur Stabilisierung des Grubengebäudes wurden ab

August 1995 die im Jüngerer Steinsalz noch offen stehenden Abbaue in der Südflanke mit Rückstandssalz des ehemaligen Kalibergwerks Ronnenberg verfüllt. Die endgültige Stilllegung der Anlage nach einem Schutzfluidkonzept wird vorbereitet; Antragsteller ist das Helmholtz-Zentrum München-Schachtanlage Asse.

Die Schachtanlage Asse wird nach den Vorschriften des Bundesberggesetzes (BBergG) stillgelegt. Der Antragsteller hat einen Abschlussbetriebsplan aufzustellen und bei der zuständigen Genehmigungsbehörde, dem Landesamt für Bergbau und Energie (LBEG), einzureichen. Mit dem Abschlussbetriebsplan müssen ein Sicherheitsbericht sowie umfassende qualifizierte Nachweise zur Sicherheit der Anlage sowohl für die Betriebsphase als auch für die Phase nach Stilllegung (Langzeitsicherheitsnachweis) vorgelegt werden. Zur Gewährleistung der Sicherheit in der Langzeitphase hat der Antragsteller ein Stilllegungskonzept der Schachtanlage Asse entwickelt, das die Rückhaltung der eingelagerten radioaktiven Stoffe am Einlagerungsort verfolgt. Die Gegebenheiten in der Schachtanlage Asse lassen eine mögliche Freisetzung von Radionukliden in die Biosphäre jedoch zu. Der Sicherheitsnachweis beinhaltet u. a. die Einhaltung der gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwerte, die sich aus dem Atom- und Wasserrecht ergeben bzw. ableiten lassen.

Das bergrechtliche Planfeststellungsverfahren wird nach dem gleichen Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt wie das atomrechtliche Planfeststellungsverfahren, sodass keine fachlichen Qualitätsunterschiede zwischen beiden bestehen. Die interessierte Öffentlichkeit wird laufend über den Stand des Projektes unterrichtet, eine öffentliche Erörterung der Sachverhalte ist vorgesehen. Der Antragsteller hat den Abschlussbetriebsplan für die Schachtanlage ASSE II am 29. Januar 2007 beim LBEG eingereicht.

Die GRS ist im Auftrag des LBEG als Gutachter für den Nachweis der Langzeitsicherheit der Schachtanlage tätig und nimmt zu den vorgelegten Antragsunterlagen Stellung. Schwerpunkte der Gutachtertätigkeit sind: Abfallcharakterisierung, chemisches Milieu im Einlagerungsbereich, Verfüllen und Verschließen von Anlagenteilen, Langzeitsicherheitsnachweis und Rechenmodelle zur Freisetzung und Ausbreitung der Schadstoffe im Grubengebäude und in der Geosphäre sowie zu den Auswirkungen auf Mensch und Umwelt.

Die Begutachtung teilt sich in mehrere Schritte auf: Die Antragsunterlagen werden nach dem Stand von

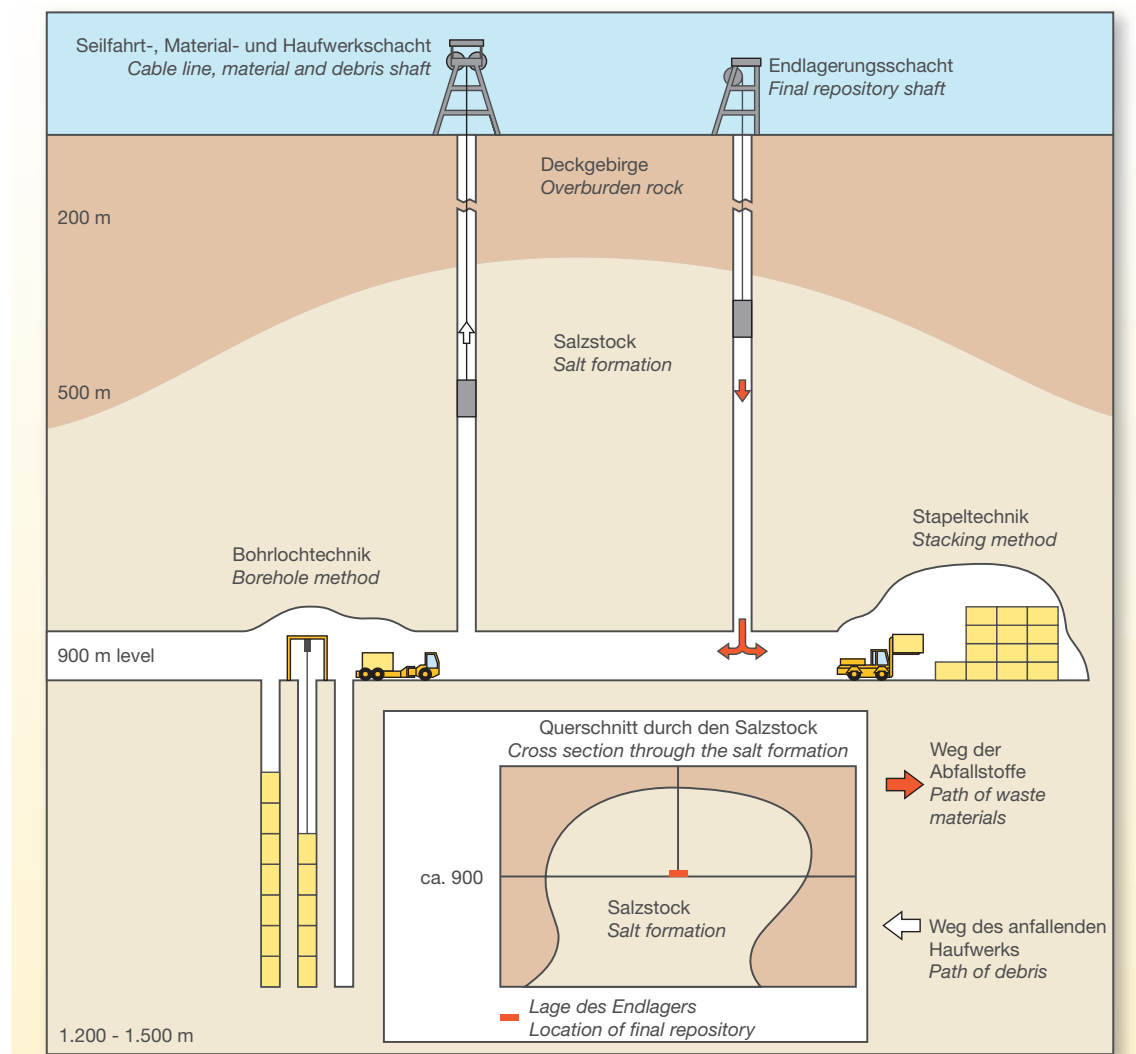
residual reactivity must be examined separately under repository conditions.

fluid concept is being prepared. The applicant is the Helmholtz-Centre Munich Asse Mine.

### Appraisal of the decommissioning of the ASSE Mine

The former salt mine Asse has been used for research and development work on the ultimate disposal of radioactive wastes in salt formations since 1964. As a part of this work low and medium radioactive wastes were emplaced from 1967 to 1978. Since mid-1995 GSF has no longer performed its own R&D work in the Asse Mine. To stabilize the mine layout, the workings in the younger rock salt on the south side still open were filled with the salt residues of the former Ronnenberg potash mine from August 1995. The final decommissioning of the mine after a protective

The Asse Mine is being decommissioned in compliance with the provisions of the Federal Mining Law (BBergG). The applicant has to set up a final operating plan and to submit this to the licensing authority, the state office for mining and energy (LBEG), in charge. Together with the final operating plan a safety report as well as comprehensive, qualified evidence on the safety of the facility during the operating phase as well as for the phase after decommissioning (long-term safety case) must be presented. To ensure long-term safety the applicant developed a decommissioning concept of the Asse Mine which pursues the retention of the emplaced radioactive substances at the emplacement site. The conditions in the Asse Mine do, however, permit a possible release of radionuclides into the



◀ Endlagerbergwerk in einem Salzstock  
Final Repository Mine in a Salt Formation

Wissenschaft und Technik bewertet. Sie werden insbesondere im Hinblick auf Vollständigkeit, Transparenz und Nachvollziehbarkeit geprüft. Wesentliches Kriterium zur Bewertung der Aussagesicherheit und Belastbarkeit der Sicherheitsaussage ist der Kenntnisstand des Antragstellers und seiner Sachverständigen über das Verhalten und die Entwicklung des Endlagersystems im Hinblick auf die gestellten Anforderungen sowie die Absicherung der Kenntnisse durch Standortbefunde. Darüber hinaus setzt die GRS zur Bewertung komplexer Sachverhalte eigene Rechenmodelle, z. B. des Grubengebäudes und der Geosphäre ein und führt eigene Sicherheitsanalysen auf der Grundlage gutachtlicher Interpretationen der Sachverhalte durch. Dies ist besonders aufgrund der Komplexität der Modelle und der Nicht-Linearität der Zusammenhänge wichtig. Erst eigene Analysen versetzen die GRS in die Lage, die Analysen des Antragstellers umfassend bewerten zu können. So entwickelte die GRS z. B. in Abstimmung mit dem

LBEG ein hydrogeologisches Modell der Asse, um die Hydrogeologie des Standortes detailliert zu analysieren. Zur Modellierung des Fluid- und Radionuklidtransports im Grubengebäude zieht die GRS eigene zum Antragsteller diversifizierte Rechenmodelle heran. Die Erkenntnisse aus den Analysen sind neben den Sachverhalten und Standortbefunden die Basis der Begutachtung der Sicherheitsaussage des Antragstellers. Die Bewertung der Rechenmodelle zum Grubengebäude und zur Hydrogeologie des Standortes und deren Kopplung sowie der Radionuklidtransport in den Modellen sind derzeit Gegenstand eines intensiven Meinungsaustausches zwischen Antragsteller und Gutachter. Die grundsätzliche methodische Vorgehensweise beim Nachweis der Langzeitsicherheit der verschlossenen Schachtanlage wurde zwischen dem Antragsteller, der Genehmigungsbehörde und GRS abgestimmt. ■

biosphere. The long-term safety case among other things comprises the compliance with the legally required limits which result or can be derived from atomic energy and water laws, resp.

The legal mine licensing procedure is performed on the basis of the same state of the art of science and technology as the nuclear plan approval procedure so that there are no differences in the technical quality of the two. The interested public is currently informed about the state of the project, a public discussion of the actual situation is intended. The applicant submitted the final operating plan for the ASSE II Mine to LBEG on 29 January 2007.

By order of LBEG GRS acts as an expert for demonstrating long-term safety of the mine and comments on the application documents presented. The main emphases of the appraisal activities are: Characterization of the waste, chemical environment of the emplacement area, filling and sealing of parts of the facility, long-term safety case and computation models on the release and distribution of contaminants in the mine layout and the geosphere as well as the effects on the human individual and the environment.

The appraisal is subdivided into several steps: The application documents are assessed in accordance with the state of the art in science and technology. They are examined in particular with respect to completeness, transparency and reproducibility.

The essential criterion for assessing the validity and reliability of the safety statement is the knowledge of the applicant and his experts on the behaviour and the development of the repository system with respect to the requirements stipulated as well as the validation of the findings by facts at the site. In addition, GRS employs its own computation models for assessing complex subject matters, e.g. of the mine layout and the geosphere and carries out its own safety analyses on the basis of expert interpretations of the circumstances. This is particularly important because of the complexity of the models and the non-linearity of the contexts. It is its own analyses which enable GRS to assess the analyses carried out by the applicant in a comprehensive way. In coordination with LBEG, GRS thus, for example, developed a hydrogeological model of Asse to detailedly analyse the hydrogeology at the site. To model the fluid and radionuclide transport in the mine layout, GRS uses its own computation codes which differ from those of the applicant. The findings from the analyses represent the basis for the appraisal of the safety statement of the applicant in addition to the conditions and findings on site. The assessment the computation models on the underground structure of the mine and on the hydrology of the site and their coupling as well as the radionuclide transport in the models are currently the object of an intense exchange of opinions between the applicant and the expert. The basic methodological procedure when demonstrating long-term safety of the sealed pit were coordinated between the applicant, the licensing authority and GRS. ■



Dr. Robert Kilger



Klemens Hummelsheim



Ulrich Hesse

## 6.1 Berechnung und Einfluss von axial-variablen LWR-Brennelement-Abbränden auf die Ortsdosisleistung und die Restreaktivität in einem Zwischenlagerbehälter

Bei der Sicherheitsanalyse von Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren (LWR) spielt die Kenntnis des Nuklidinventars der Brennstäbe zur rechnerischen Bestimmung der Restreaktivität und der Dosisleistung nach Bestrahlung eine übergeordnete Rolle. Dabei wurde bisher von einem uniformen Abbrand mit homogener Nuklidverteilung über die Länge des Brennelements ausgegangen. Dies stellt jedoch aufgrund der realen Neutronenflussverhältnisse im Reaktorkern eine unrealistische Vereinfachung dar. In der Regel ist der Abbrand an den Stabenden geringer als im Mittelbereich der Brennstäbe. Infolgedessen ist die Restreaktivität an diesen Stellen höher. Für die Dosisleistung, welche umso höher ist je höher der Abbrand ist, gilt entlang der Brennelementachse der umgekehrte Zusammenhang. Sie weist über weite Strecken des axialen Mittelbereichs einen deutlich höheren Wert auf als an den Stabenden. Die GRS untersuchte und verglich daher beide Aspekte, Restreaktivität und Dosisleistung bei axial-variablen Druckwasser-Reaktor-Abbränden am Rechenmodell eines Zwischenlagerbehälters.

### ■ Axiales Abbrandprofil von LWR-Brennelementen

Der Neutronenfluss zu Beginn des regulären Leistungsbetriebes in einem Druckwasser-Reaktor (DWR) nimmt entlang der Brennelemente näherungsweise eine Halb-Cosinusform mit maximalem Fluss im Mittelbereich an, die durch Leckageeffekte am oberen und unteren Ende geprägt ist. In der Mitte kommt es während des fortschreitenden Bestrahlungszyklus zur Abflachung, da hier aufgrund des hohen Flusses der Brennstoffverbrauch und gleichzeitig der Aufbau von höheren Aktiniden und Spaltprodukten am ausgeprägtesten sind. Dies formt ein Abbrandprofil für jedes eingesetzte Brennelement, das nach Entladung näherungsweise durch ein Trapez beschrieben werden kann. Hinzu kommen individuell weitere Effekte (u. a. Temperaturgradient des Kühlmittels, Steuerstabeinsatz, Dampfblasengehalt bei Siedewasserreaktor), welche im Detail Einfluss auf das Abbrandprofil jedes einzelnen Brennelements nehmen; sie alle basieren auf lokalen Variationen in Höhe und Spektrum des Neutronenflusses.

### ■ Rechenmethoden

Die GRS stellte durch Kritikalitätssicherheitsanalysen unter Berücksichtigung des Abbrands dar, wie sich

der stochastische Monte Carlo Transport- und Kritikalitätscodes MCNP 5 sowie das in der GRS verwendete deterministische zweidimensionale SN-Transport- und Reaktivitätsberechnungssystem DORTABLE-v06 mit dem 2D Sn-Code DORT einsetzen und gegenseitig validieren lassen. Beide Codes wurden ebenfalls für die Berechnungen zur Ortsdosisleistung eingesetzt. Axial-variable Nuklidinventare sowie Neutronen- und Gamma-Quellterme wurden, gesteuert von der Kontrollsequenz AIRBAGS, mit den GRS-Codes OREST (Abbrand) und NGSRC (Quelltermstärke) berechnet. Im letzteren Fall wurden direkt aus den OREST-Nuklidinventaren alle Zerfallsreaktionen berücksichtigt, die zu Gamma- und Neutronenemission führen. In den gegenwärtigen Analysen wird die Brennelementlänge in zehn axiale Zonen unterteilt, eine künftige Berücksichtigung aller 32 Zonen, wie in der ersten Abbildung dargestellt, erscheint sinnvoll. Als Brennstoff wurde Uranoxid mit 3,6 Prozent Anfangsanreicherung und einem mittleren Abbrand von 40 GWd/tSM bei einer Abklingzeit von zehn Jahren unterstellt.

### ■ Restreaktivität

Bei abgebrannten DWR-Brennelementen wird der sogenannte Endeffekt, also die Differenz der Multiplikationsfaktoren unter Berücksichtigung und Vernachlässigung des axialen Abbrandprofils, nach gegenwärtigem Kenntnisstand positiv für mittlere Abbrände

## 6.1 Computation and Influence of axially variable LWR-Fuel Element Burn-ups on the Local Dose Rate and the Residual Reactivity in an Interim Storage Cask

During the safety analysis of transport and storage casks for burnt fuel elements from light water reactors (LWR) the knowledge of the nuclide inventory of the fuel elements plays a superordinate role when calculating the residual reactivity and dose rate after radiation. So far a uniform burn-up with a homogeneous nuclide distribution along the length of the fuel element had been assumed. Because of the real neutron flux conditions in the reactor core, this does, however, represent an unrealistic simplification. Normally the burn-up at the ends of the rods is lower than in the centre of the fuel rods. Consequently, the residual reactivity at these positions is higher. Concerning the dose rates, the opposite applies along the fuel element axis. The higher the burn-up, the higher the dose rate. Along the fuel element axis the dose rate shows significantly higher values in the axial centre than at the ends of the rods. GRS therefore investigated and compared both aspects. Residual reactivity and dose rate of axially variable pressurized water reactor burn-ups at the computation model of an interim storage cask.

### ■ Axial burn-up profile of LWR fuel elements

Neutron flux at the beginning of the regular power operation in a pressurized water reactor (PWR) approximately takes semicosine form along the fuel elements with maximum flux in the central section which is characterized by leakage effects at the upper and lower end. During the progressing radiation cycle there is a flattening in the centre, as fuel consumption and at the same time the formation of higher actinides and fission products is most distinctive here because of the high flux. This forms a burn-up profile for every fuel element used which after discharge can approximately be described by a trapezium. In addition there are individual further effects (among others the temperature gradient of the coolant, control rod insert, steam bubbles content for a boiling water reactor), which in detail have an influence on the burn-up profile of every individual fuel element. They are all based on local variations in height and spectrum of the neutron flux.

### ■ Computation methods

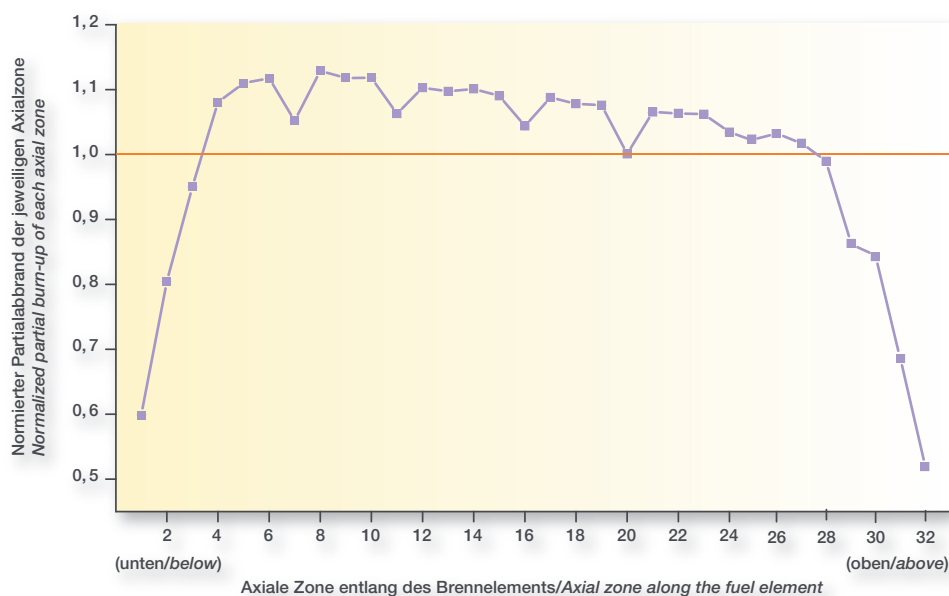
GRS illustrated by criticality safety analyses considering burn-up how the stochastic Monte

Carlo transport and criticality code MCNP 5 as well as the deterministic two-dimensional SN-transport and reactivity computation system DORTABLE-v06 used by GRS can be used with the 2D Sn-Code DORT and mutually validated. Both codes were also used for computing the local dose rate. Axially-variable nuclide inventories as well as neutron and gamma source terms were – controlled by the AIRBAGS control sequence – computed with the GRS codes OREST (burn-up) and NGSRC (source term strength). In the latter case, all decay reactions leading to gamma and neutron emissions were considered directly from the OREST nuclide inventories. In the current analyses the fuel element length is subdivided into ten axial zones. A future consideration of all 32 zones as illustrated in the first figure seems sensible. Uranium dioxide with an initial enrichment of 3.6 per cent and an average burn-up of 40 GWd/tSM with a decay time of ten years was assumed.

### ■ Residual reactivity

For burnt PWR fuel elements the so-called final effect, i.e. the difference of the multiplication factors considering or neglecting the axial burn-up profile, becomes positive according to the present state of knowledge for average burn-ups larger than approx. 15 GWd/tSM depending on the fuel element type, the initial enrichment and the nuclide rate considered



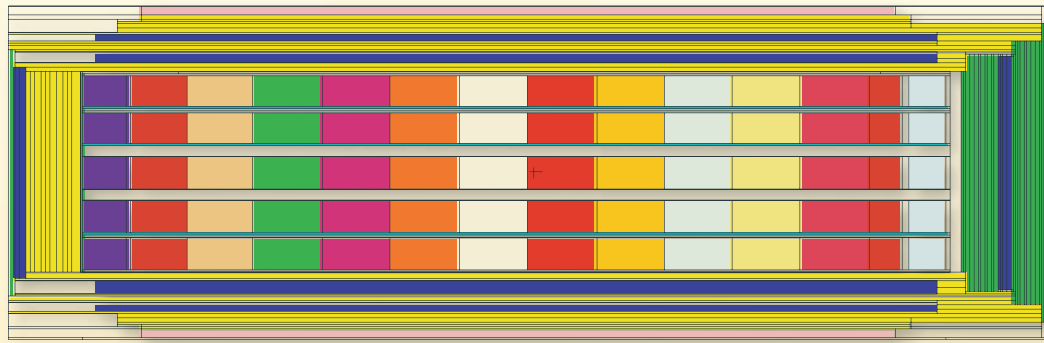
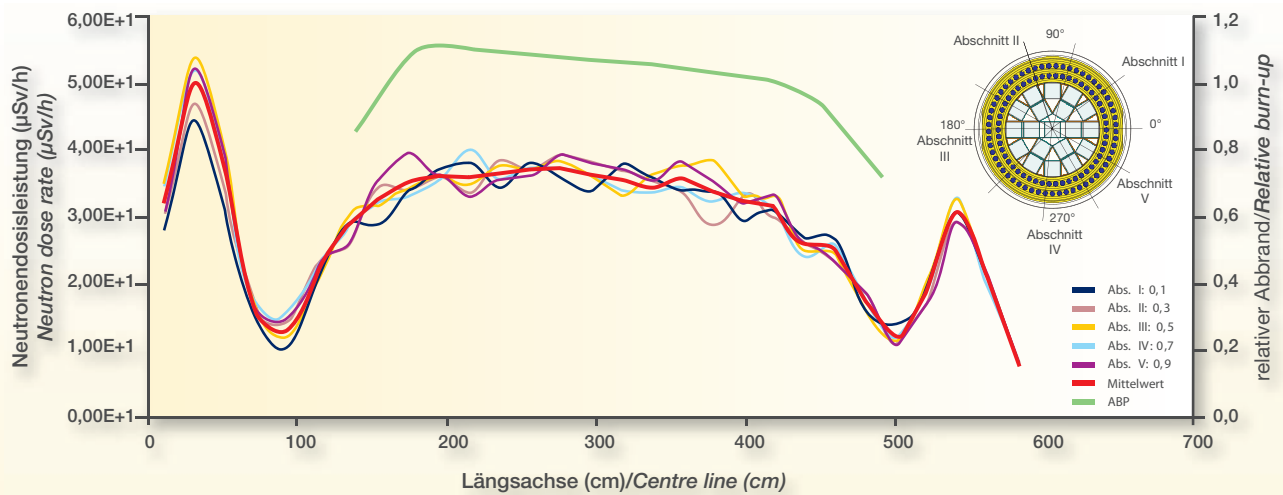


◀ Mittelung der über 850 gemessenen, normierten Abbrandprofile in 32 Axialzonen aus einem deutschen Druckwasserreaktor  
*Averaging of the more than 850 measured, standardized burn-up profiles in 32 axial zones of a German pressurized water reactor*

größer als ca. 15 GWd/tSM, je nach Brennelementtyp, Anfangsanreicherung und rechnerisch berücksichtigtem Nuklidsatz. Zudem verändert sich im Laufe der Zeit das Inventar in jedem Bereich der Brennstäbe durch radioaktiven Zerfall, und damit der Multiplikationsfaktor, sodass auch der Endeffekt eine zeitabhängige Größe ist. Im zwischenlagerungsrelevanten Zeitraum von fünf bis vierzig Jahren nach Entladung aus dem Reaktor nimmt die Restreaktivität kontinuierlich ab, jedoch ist nach bisherigen Untersuchungen der Endeffekt dabei stets positiv und nimmt ebenso kontinuierlich zu, d. h. der Multiplikationsfaktor in Falle des Abbrandprofils ist jeweils höher als bei Annahme eines mittleren Abbrands ohne Profil. Soll bei der Auslegung und Beladung von Behältern ein Brennelement-Abbrand von mehr als ca. 15 GWd/tSM angerechnet werden, so muss das Abbrandprofil in der Kritikalitätssicherheitsanalyse berücksichtigt werden. Für die vorliegenden Kritikalitätsrechnungen wurde ein geflutetes Behältermodell mit 19 Brennelementen verwendet. Diese wurden in MCNP 5 stabweise modelliert. Die Rechnungen wurden zunächst im sogenannten „Eigenvalue“-Mode durchgeführt, d. h. die intern errechnete Neutronenquelle definiert sich zu einhundert Prozent am axial-variablen Restspaltstoffgehalt. Jedoch zeigten weitergehende Rechnungen, dass im Falle von Abbrandprofilen zusätzlich auch die axial-variablen Neutronenemissionen der höheren Transurane aus Spontanspaltung und aus Reaktionen von Zerfalls-Heliumkernen mit dem Sauerstoff des Brennstoffs berücksichtigt werden sollten, die diametral zum Restspaltgehalt lokalisiert sind und darüber hinaus eine andere Spektralverteilung besitzen.

## Dosisleistung

Durch ein typisches Abbrandprofil ergibt sich in dem Bereich zwischen jeweils ca. 50 cm von Kopf- und Fußende des Brennelements entfernt, also im Plateau der Trapezform, ein Bereich von Axialzonen, deren Partialabbrände zwischen fünf und zehn Prozent höher als der mittlere Abbrand liegen (siehe erste Abbildung). Die Komplikation analoger Dosisleistungsberechnungen liegt darin, dass nicht nur das Restinventar, sondern vor allem die Quelltermverteilung axial berücksichtigt werden muss. Zur Berechnung der Neutronendosisleistung ist es weiterhin notwendig, die unterkritische Neutronenmultiplikation geeignet mit zu berücksichtigen. Neutronen-Ortsdosisleistungs-Berechnungen unterscheiden sich damit nicht wesentlich von Kritikalitätsrechnungen: Es zeigt sich, dass bei axial-variablen Abbränden beide Aspekte, Restreaktivität und Neutronenquelltermverteilung verknüpft sind und beachtet werden müssen. Für die Rechnungen wurde derselbe Brennstoff wie bei den Rechnungen hinsichtlich der Restreaktivität verwendet. Die von NGSRC ermittelten Quellterme wurden sowohl für MCNP 5 als auch für DORT aufbereitet: In einer ersten Näherung wurde angenommen, dass die Neutronen- und Gamma-Quelltermstärke näherungsweise linear mit dem Abbrand zunimmt, was bei Gammastrahlung gut erfüllt ist. Damit ist die lokale Stärke in diesem Bereich gegenüber einem homogenisierten mittleren Uniform-Abbrand um den entsprechenden Wert erhöht. Die Berechnungen wurden in einem typischen Zwischenlagerbehälter im nicht-gefluteten Zustand durchgeführt.



▲ Längsschnitt durch den dickwandigen Gussbehälter mit einem Außendurchmesser von 243 cm und einer Höhe von 586 cm, wobei die unterschiedlichen Axialzonen in jeweils einer anderen Farbe angedeutet sind.

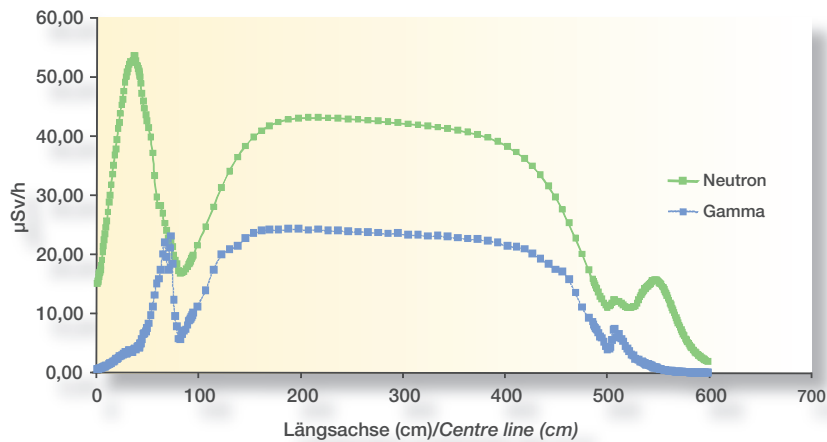
*Longitudinal section through the thick-walled cast-iron cask having an outer diameter of 243 cm and a height of 586 cm with the different axial zones being indicated in a different colour each.*

mathematically. In addition thereto the inventory changes in the course of time in every sector of the fuel rods by radioactive decay, and thus the multiplication factor so that the final effect also is a parameter dependent on time. In the period of five to forty years after removal from the reactor relevant for interim storage the residual reactivity decreases continuously, but according to the examinations carried out so far the final effect is always positive and also increases continuously, i.e. the multiplication factor in the case of the burn-up profile is always higher than upon assumption of an average burn-up without profile. If a fuel element burn-up of more than approx. 15 GWd/tSM is to be allowed for in the design and loading of casks, the burn-up profile must be considered in nuclear criticality safety analysis. For the present criticality calculations a flooded cask model with 19 fuel elements was used. These were modeled per rod in MCNP 5. The calculations were initially

carried out in the so-called "own value" mode, i.e. the neutron source calculated internally defines itself 100 per cent by the axially variable residual fissile material content. Further going calculations did, however, show that the axially variable neutron emissions of the higher transuranic isotopes from spontaneous fission and from reactions of the decay helium cores with the oxygen of the fuel should additionally be considered in the case of burn-up profiles. These are located diametrically to the residual fission content and which furthermore have a different spectral distribution.

## I Dose rate

In the area between approx. 50 cm from the top and the lower end of the fuel element each, i.e. at the plateau of



### Einsatz von stochastischen Verfahren MCNP 5

Zur Dosisleistungsberechnung wurde ein Transport- und Lagerbehälter nachgebildet. Er entspricht einem dickwandigen Gussbehälter mit einem Außendurchmesser von 243 cm und einer Höhe von 586 cm in entsprechendem Detaillierungsgrad mit einer einheitlichen Beladung mit 19 DWR-UO<sub>2</sub>-Brennelementen. Das Spektrum wurde in erster Näherung für alle Zonen als einheitlich angenommen, die Intensität pro Zone war unterschiedlich äquivalent zum jeweiligen Zonenabbrand. Für die Abschirmrechnung wurden die Brennelemente als zonenweise homogenes Material, wobei die Masse und die Nuklidzusammensetzung über den jeweiligen Volumenabschnitt verschmiert sind, eingesetzt. Die Dosisleistung wurde axial entlang des Behälters, unterteilt in fünf Radialsegmente, berechnet.

### Einsatz von deterministischen Verfahren DORT

Die Randbedingungen für die deterministische Rechnung lehnen sich eng an die Eingangsdaten von MCNP 5 an. Allerdings wird der Innenraum des Behälters nicht explizit brennelementweise, sondern vereinfacht in Zylinderschalen dargestellt.

### Vergleich der Ergebnisse

Mit den erweiterten Rechenverfahren zur Modellierung der axialen Abbrandprofile in MCNP und DORT wird jetzt eine erhöhte Neutronen- und Gamma-Dosisleistung beobachtet. Dieser Effekt wurde in bisherigen

Ergebnisse einer gekoppelten Neutronen-Gamma-Abschirmrechnung von DORT.  
*Results of a coupled neutron-gamma shielding calculation of DORT.*

Berechnungen nicht berücksichtigt und ist ebenfalls Gegenstand der aktuellen Untersuchungen. Deutlich sichtbar sind bei beiden Rechnungen die Spitzenwerte an den lokalen Materialschwächungen, die bei dem als liegend angenommenen Behälter links und rechts auftauchen. Nach fünf bis vierzig Jahren nach Entladung aus dem Reaktor und Zwischenlagerung nimmt die Neutronen- und Gamma-Ortsdosisleistung kontinuierlich ab, wobei die Abnahme von den Halbwertszeiten der dominierenden Gamma- und Neutronen-emittierenden Nuklide bestimmt wird.

## Zusammenfassung

Die GRS untersuchte mit stochastischen als auch deterministischen Verfahren, wie sich explizite axiale Abbrandprofile gegenüber der vereinfachten Betrachtung uniformer gemittelter Abbrände auf Restreaktivität und Dosisleistung abgebrannter LWR-Brennelemente auswirken. Beide Methoden zeigen hinsichtlich beider Kriterien die Nichtkonservativität des vereinfachten Modells eines gemittelten Abbrands über die gesamte Brennelement-Länge für höhere Abbrände. Dieser Effekt ist insbesondere für Betrachtungen hinsichtlich der Kritikalitätssicherheit von erhöhter Bedeutung (Abbrandkredit).

Weiterhin müssen bei axial-variablen Abbränden beide Aspekte, Multiplikationsfaktor und Neutronenquellterm, miteinander verknüpft beachtet werden: Zur Berechnung der Neutronendosisleistung ist es notwendig, die unterkritische Neutronenmultiplikation durch die axial-variablen Inventare geeignet zu berücksichtigen. Bei Kritikalitätsrechnungen sollte nun ebenfalls die zerfallsbedingte axial-variable Neutronenquelle mitberücksichtigt werden, die bei stark unterkritischen Systemen erheblich die resultierende Neutronenfluss- und Spaltratenverteilung definiert. Erste Berechnungen der GRS an derartigen Systemen zeigen, dass sonst der unterkritische Multiplikationsfaktor auch unterschätzt werden kann. Dies wird Gegenstand weiterer zukünftiger GRS-Untersuchungen sein. ■

the trapezium shape, a typical burn-up profile results in an area of axial zones, the partial burn-ups of which are between five and ten per cent higher than the average burn-up. The difficulty of analogous dose rate calculations is that not only the residual inventory but also and above all the source term distribution must be considered axially. To calculate the neutron dose rate it is further necessary to also take into account the subcritical neutron multiplication in a suitable way. Local neutron dose rate calculations thus do not substantially differ from criticality calculations: It becomes apparent that both aspects, residual reactivity and neutron source term distribution, are connected and must be considered for axially variable burn-ups. The same fuel like for the calculations concerning residual reactivity was used for the calculations. The source terms determined by NGSRC were processed for MCNP 5 as well as for DORT: In a first approximation it was assumed that the neutron and the gamma source term strength increases approximately linearly with the burn-up, which is fulfilled well for gamma radiation. The local strength in this area is thus increased by the corresponding value compared to a homogenized medium uniform burn-up. The calculations were carried out in a typical interim storage cask in the non-flooded state.

### The use of stochastic procedures MCNP 5

A transport and storage cask was reproduced for dose rate calculation. It corresponds to a thick-walled cast-iron cask having an outer diameter of 243 cm and a height of 586 cm in the respective level of detail with a uniform loading of 19 PWR-UO<sub>2</sub>-fuel elements. In a first approximation the range was assumed to be uniform for all zones, the intensity per zone was different, equivalent to the respective zone burn-up. For the shielding calculation the fuel elements were employed as a zone-wise homogeneous material with the mass and the nuclide composition being joined along the respective volume section. The dose rate was calculated along the cask divided into five radial segments.

### Use of deterministic procedures DORT

The boundary conditions for the deterministic calculation closely lean on the input data of MCNP 5. The

interior of the cask is not illustrated explicitly fuel element-wise but simplified in cylindrical shells.

### Comparison of the results

With the extended computation procedure for modeling axial burn-up profiles in MCNP and DORT, an increased neutron and gamma dose rate is now observed. This effect has not been considered in previous calculations and is also the object of current examinations. In both calculations the peak values at the local material attenuations which occur on the left and right of the casks assumed to be lying are clearly visible. After five to forty years after removal from the reactor and interim storage, the local neutron and gamma dose rate decreases continuously with the decrease being determined by the half-life of the dominating gamma and neutron emitting nuclides.

## Summary

GRS investigated with stochastic as well as with deterministic procedures which effects explicit axial burn-up profiles have on the residual reactivity and the dose rate of spent LWR fuel elements compared to the simplified approach with uniformly averaged burn-ups. Both methods demonstrate the non-conservatism of the simplified models with the averaged burn-up along the entire length of the fuel element for higher burn-ups with respect to both criteria. This effect is particularly important for investigations with respect to criticality safety (burn-up credit).

Furthermore, both aspects, multiplication factor and neutron source term must be observed associated with each other for axially variable burn-ups: To calculate the neutron dose rate it is necessary to suitably consider the subcritical neutron multiplication by the axially variable inventories. For criticality calculations the axially variable neutron source due to decay should now also be considered, which considerably defines the resulting neutron flux and fission rate distribution for strongly subcritical systems. First GRS computations of such systems show that the subcritical multiplication factor can also be underestimated otherwise. This will be the objective of further future GRS investigations. ■



Dr. Bernhard Gmal



Klemens Hummelsheim



Ulrich Hesse



Dr. Gunter Pretzsch

## 6.2 Berechnung der Fluenz und der Aktivierung von Reaktordruckbehälter und dem Bioschild nach einer Betriebszeit von 40 Jahren

Kenntnisse des Aktivierungsniveaus von Materialien, die während der Laufzeit einer kerntechnischen Anlage Neutronenstrahlung ausgesetzt waren, sind wichtig für die Stilllegung oder, falls beabsichtigt, für die Verlängerung der Laufzeit eines Kernkraftwerks (KKW). Neben einer direkten Messung von Materialproben kann die Berechnung der Materialaktivierung nützliche und wichtige Informationen in bezug auf das Langzeitstrahlungsverhalten der untersuchten Materialien liefern. Dieser Artikel bietet einen Überblick über den aktuellen Stand der Berechnungsmethoden zur Aktivierung und zeigt Anwendungsbeispiele zur Stilllegung von Kernkraftwerken.

### I Weiterentwicklung der GRS-Rechenmethoden

Die GRS verwendet bereits seit einigen Jahren selbst entwickelte Codesysteme für die Berechnung von Materialaktivierungen, wobei der bekannte ORNL Code ORIGEN zentraler Code verwendet wird. Die Standardmethode ist das GRSAKTIV Codesystem aus der GRS-AAA Codesammlung (AAA steht für Abbrand, Abschirmung und Aktivierung) [01], bei dem ORIGEN in einer Wiederholungsschleife über mehrere Materialregionen mit unterschiedlichen Strahlungsbedingungen hinsichtlich Neutronenflussintensität und -spektren, aber zeitlich gleiche Bestrahlungsgeschichte läuft.

Gegenwärtig wird eine erweiterte Version von GRS-ORIGENX inklusive neuer aktualisierter Bibliotheken, die auf modernen nuklearen Punktwerkungsquerschnittdateien basieren, mit erweiterten Aktivierungskanälen sowie mit zusätzlich 20 Datensätzen an Spaltausbeute und sechs Neutronenenergiegruppen bis zu 20 MeV erarbeitet. Als ein Bestandteil der erweiterten Rechenkapazität des GRS-ORIGENX Codes gibt es 14 anstelle der 6 Standardreaktionskanäle  $(n, g)$ ,  $(n, g1)$ ,  $(n, \alpha)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, 2n)$ ,  $(n, 2n1)$ , die für Strukturmaterialien bis hin zu Blei und Bismut eingebaut werden. Nun können die vormals bei ORIGEN bestehenden Probleme, z.B. die angemessene Behandlung der Aktivierung von Tritium aus Bor oder  $^{22}\text{Natrium}$ -,  $^{26}\text{Aluminium}$ -,  $^{60}\text{Eisen}$ - oder  $^{93m}\text{Niob}$ -Produktion gelöst werden.

Um die Aktivierung in der Umgebung eines Kernreaktors zu berechnen, müssen drei Aufgaben gelöst

werden, die auch als vollständige "AAA-Sequenz" bezeichnet werden, d. h. Abbrand von Brennstoff, Abschwächung von Neutronen und Aktivierung von bestrahlten Materialien. Für jeden Teil der AAA-Sequenz wird ein einheitlicher Satz von Abbrand-, Transport- und Aktivierungsbibliotheken verwendet, der aus den erwähnten Punktdaten vollständig neu errechnet wird. Die ersten beiden Teile der AAA-Sequenz, die aus den Hauptcodes OREST für Abbrand, ANISN und DORT für Neutronentransport und mehreren Schnittstellen für den Transfer der Daten und die Behandlung von Querschnitten bestehen, sind in dem DORTABLE-System verbunden und laufen in einer UNIX oder LINUX Umgebung. Der dritte Teil besteht aus dem autonomen Aktivierungssystem GRSAKTIV mit ORIGEN und GRS-ORIGENX, wobei erweiterte Aktivierungskanäle verwendet werden.

### I Einsatz in Bezug auf die Betriebslaufzeit eines realen Kernkraftwerks

AAA-Rechnungen wurden für die Bestrahlung von Stahl und eines biologischen Schildes vorgenommen. Nachdem die GRS-Methode durch Vergleich mit Experimenten getestet worden war, wurde die neue GRS AAA-Sequenz bei Rechnungen verwendet, die auf der Betriebslaufzeit eines realen Kernkraftwerks beruhen. Die Sequenz wurde mit einem vereinfachten KKW-Kernmodell begonnen: Für einen vollständigen Kern mit den Abmaßen eines typischen deutschen DWR mit einer thermischen Leistung von 3.000 MW wurde das zur Hälfte ab-

## 6.2 Calculation of Neutron Fluency and Activation of PWR Vessels and Biological Shield during Operation Lifetime of 40 Years

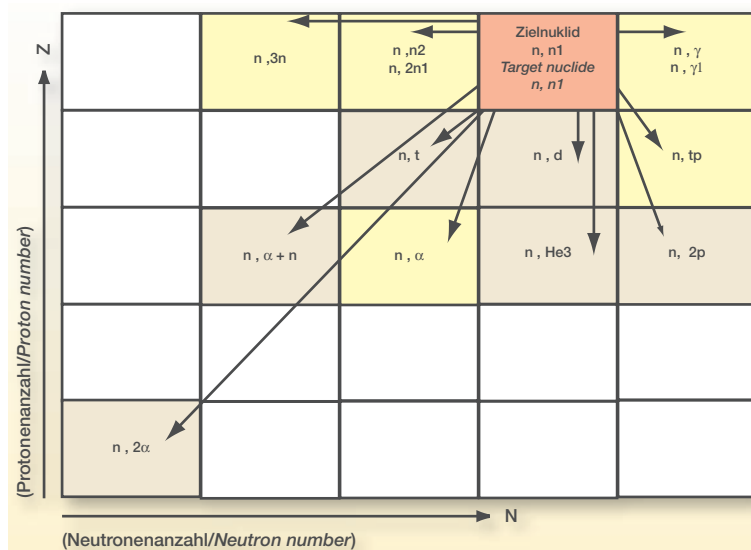
The knowledge of the activation level of materials, which have been exposed to neutron irradiation during the lifetime of a nuclear facility, is important for decommissioning and for lifetime extension if intended. Besides direct measurement of material probes, the calculation of material activation can provide useful and important information with respect to the long term irradiation behavior of the material of interest. This paper gives an overview on the state of the art of calculation methods for activation and shows examples of application with respect to decommissioning of nuclear power plants (NPP).

### I Improvement of GRS calculation methods

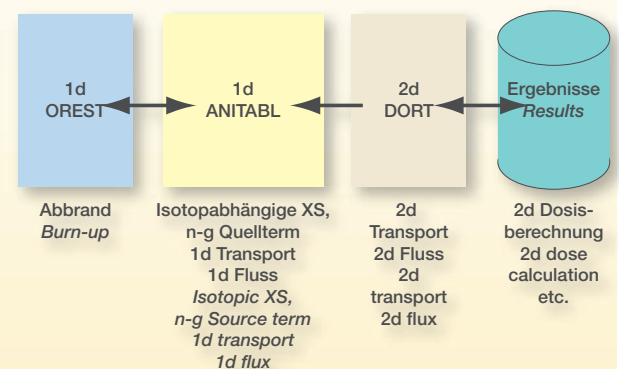
Since several years GRS uses own-developed code systems for material activation calculations, whereby the well known ORNL code ORIGEN is applied as a main tool. The standard method is the GRS-AKTIV code system from our GRS-AAA code collection [01], where ORIGEN runs in a loop over multiple material regions with different irradiation conditions of neutron flux

strength and spectra, but with the same irradiation time history. (AAA stands for the German words Abbrand, Abschirmung and Aktivierung).

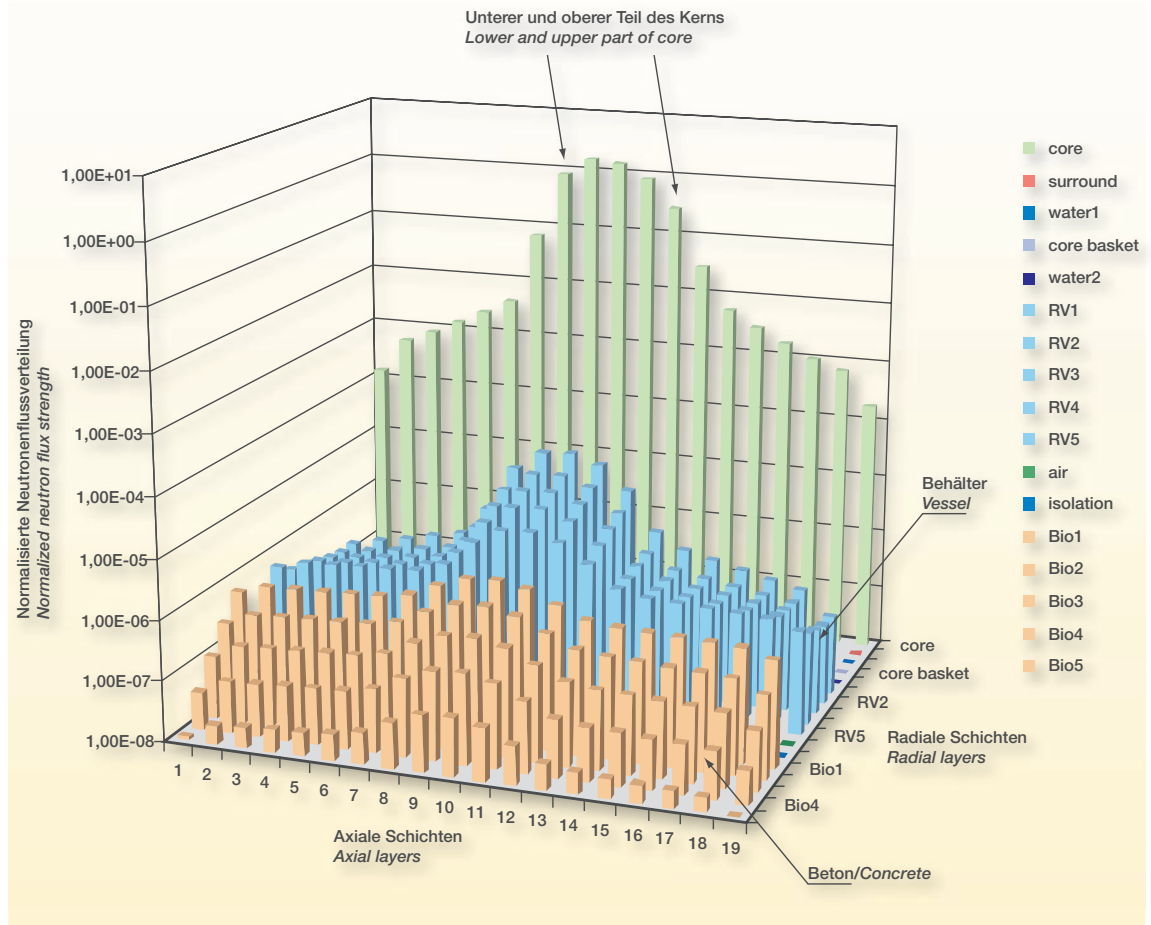
Currently an extended version GRS-ORIGENX including new updated libraries based on modern nuclear point data files is being developed for practical application with 14 nuclear activation channels, additionally the fission channel with 20 fission yield sets and 6 neutron energy groups up to 20 MeV. Within the extended calculation capabilities of the GRS-ORIGENX code, there are 14 instead of only the 6 standard reaction



▲ Neutroneninduzierte Aktivierungskanäle bei GRS-ORIGENX für Strukturmaterialien  
Neutron induced activation channels in GRS-ORIGENX for structure materials



▲ Programm-Flussdiagramm der Abbrand- und Abschwächungssequenz DORTABLE  
Program Flow Chart of the burn-up and attenuation sequence DORTABLE



▲ Normalisierte Flussverteilung im RZ-Modell am Kern, Behälter und am biologischen Schild (Der Fluss aus anderen Regionen wird unterdrückt).  
 Normalized flux distribution in the RZ-model at core, vessel and biological shield (fluxes from the other regions are suppressed).

gebrannte Inventar unter Verwendung von OREST berechnet. Zur Vereinfachung wurde eine gemittelte gleichförmige Verteilung des abgebrannten Brennstoffnuklidinventars unterstellt. Die Abschwächung des Neutronenflusses in RZ-Richtung in einem solchen Kern mit dem den Kern ummantelnden Stahl, Wasser, Kernbehälter, Wasser, Reaktordruckbehälter, Isolierung und Bioschild aus Beton wurden mit RZ-DORT (R = Radialachse, Z = Vertikalachse) simuliert. Dies führt zu realistischen Neutronenflussdaten innerhalb und außerhalb des Reaktorkerns, wobei fünf Schichten für die Kernzone (die fünf höchsten gelben Säulen), fünf Schichten für die Behälterregion (gekennzeichnet RV1-RV5) und fünf Schichten für den biologischen Schild (gekennzeichnet Bio1-Bio5) verwendet werden.

### Aktivierung des Reaktordruckbehälters

Die mit DORT berechneten Abschwächungen des Neutronenflussanteils im Vergleich zum aktiven Kern und den Spektren innerhalb des Behälters werden in der Tabelle an unterschiedlichen geometrischen Punkten gezeigt. Die Daten sind innerhalb der entsprechenden Schicht gemittelt. Der analoge Fluss 1.000 ist der gemittelte Neutronenfluss im Kern. Die Transportrechnungen ergeben Abschwächungsfaktoren, die Werte von 1E-04 bis zu 1E-05 im Behälter erreichen.

Aufgrund der starken Schwankungen bei den Flusspektren (s. Härtefaktoren FAST) und der Flussintensität innerhalb der Behälterregion, wurden fünf getrennte Berechnungen der Schichtenaktivierung mit ORIGENX

channels (n, g), (n, g1), (n,  $\alpha$ ), (n, p), (n, 2n), (n, 2n1) built in for structure materials up to lead and bismuth. Now formerly existing problems of ORIGEN, e. g. the appropriate treatment of Tritium activation from boron and the  $^{22}\text{Natrium}$ ,  $^{26}\text{Aluminium}$ ,  $^{60}\text{Ferrum}$  or  $^{93\text{m}}\text{Niob}$  generation can be solved.

For calculating activation in the environment of a nuclear reactor three tasks have to be solved what is also called a full "AAA-sequence" for burn-up of fuel, attenuation of neutrons and activation of the irradiated materials. For each part of the "AAA-sequence" a consistent set of burn-up, transport and activation libraries will be used, completely recalculated from the mentioned point data files. The first two parts of the AAA-sequence, which consists of the main codes OREST for burn-up, ANISN and DORT for neutron transport and several interface tools for data transfer and cross section handling, are linked in the DORTABLE system, running in a UNIX or LINUX environment. The third part consists of the stand-alone activation system GRSAKTIV with ORIGEN and GRS-ORIGENX, wherein extended activation channels are applied.

## I Applications with regard to the operation lifetime of a real NPP

AAA-Calculations were done for the irradiation of steel and bio-shield. After testing the GRS- method and being compared with experiments, the new GRS

AAA-sequence was applied to calculations based on the operation lifetime of a real NPP. The sequence was started with a simplified NPP core model: For a full core with the dimensions of a typical German PWR of 3,000 MW (thermal power) the half-burned inventory was calculated by using OREST. For simplification an averaged uniform distribution of the spent fuel nuclide inventories has been assumed. The attenuation of the neutron flux in RZ-directions in such a core with core surrounding steel, water, core basket, water, reactor vessel, isolation and biological concrete shielding layers was simulated by RZ-DORT (R=radial axis, Z=vertical axis) generating realistic neutron flux data inside and outside of a reactor core, using five layers for the core zone (the five highest yellow columns), five layers for the vessel region (labelled RV1-RV5) and five layers for the biological shield (labelled Bio1-Bio5).

### Activation of the NPP vessel

The variations of the neutron flux fraction compared to the active core and the spectra inside the vessel, calculated by DORT and interface tools, are shown at different geometric points in the table. All data are flux-volume averaged inside the corresponding layer. Corresponding flux 1.000 is the averaged core flux. The transport calculations yield attenuation factors which reach values of 1E-04 up to 1E-05 in the vessel.

Due to strong variations of flux spectra (see the hardness factors FAST) and flux strength inside the vessel region, five separate layer activation calculations by ORIGENX were necessary for considering non-linear build-up

**Neutronenspektren, Fluenz- und Abschwächungsfaktoren für den Reaktorbehälter**  
*Neutron spectra, fluency and attenuation factors for the reactor vessel*

Position <i>Position</i>	Härte der Neutronen- spektren (FAST) <i>Hardness of neutron spectra (FAST)</i>	Flussintensität <i>Flux strength</i>	Schnelle Neutronenfluenz <i>Fast neutron fluency</i> Fluss x Zeit/ <i>Flux x Time</i> (n/cm <sup>2</sup> )
Kern/Core	2,24	1,000	7,81E+22
Behälter Schicht 1/Vessel Layer 1	0,609	4,68E-05	2,42E+18
Behälter Schicht 2/Vessel Layer 2	4,19	2,60E-05	1,44E+18
Behälter Schicht 3/Vessel Layer 3	22,8	1,89E-05	7,86E+17
Behälter Schicht 4/Vessel Layer 4	56,5	1,31E-05	4,10E+17
Behälter Schicht 5/Vessel Layer 5	8,75	7,59E-06	1,94E+17



Neutronenspektren und Abschwächungsfaktoren für den biologischen Schild Neutron spectra and attenuation factors for the biological shield		
Position <i>Position</i>	Härte der Neutronenspektren (FAST) <i>Hardness of neutron spectra (FAST)</i>	Flussintensität <i>Flux strength</i>
Kern/Core	2,2400	1,000
Betonschicht 1/ <i>Concrete Layer 1</i>	0,3490	4,32E-06
Betonschicht 2/ <i>Concrete Layer 2</i>	0,0880	1,81E-06
Betonschicht 3/ <i>Concrete Layer 3</i>	0,0405	8,17E-07
Betonschicht 4/ <i>Concrete Layer 4</i>	0,0261	3,22E-07
Betonschicht 5/ <i>Concrete Layer 5</i>	0,0240	9,45E-08

erforderlich, um nicht lineare Aufbaueffekte der Radioisotope zu berücksichtigen. In der Reaktorbestrahlungsgeschichte wurde für 39 Betriebsjahre ein gemittelter Wert von 80 % der vollen Reaktorleistung verwendet und für das letzte Jahr vor der Abschaltung wurde die Leistung auf 100 % gesteigert. Der Härtefaktor von ORIGEN, der Abschwächungsfaktor des Gesamtflusses und ein Gesamtfluss von  $3,5 \text{ E}+14$  bei 100 % Leistung kann direkt verwendet werden, um die lokale schnelle Neutronenflussintensität über 1 MeV während der Betriebszeit des Reaktors zu berechnen.

Im Folgenden wird eine Bewertung der Ergebnisse in Bezug auf die beispielsweise vom Standpunkt des Strahlenschutzes und des Abfallmanagements aus interessanten aktivierten Nuklide für einen Monat nach Reaktorabschaltung, vorgestellt. Die ausgewählten Ergebnisse der wichtigsten Isotope der GRS-AKTIV Aktivitäten werden mit einer Abklingzeit von bis zu 100 Jahren gezeigt. Bis zu einem Jahr lang liegt eine komplizierte Mischung von Isotopenaktivitäten vor und viele dieser Isotopen ( $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  etc.) verschwinden innerhalb eines Jahres. Anschließend wird die Aktivität von  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{55}\text{Fe}$  und speziell von  $^{63}\text{Ni}$  (Halbwertszeit 100 Jahre) dominiert. Die Tritiumkonzentrationen basieren hauptsächlich auf den unterstellten Lithiumverunreinigungen in der Stahlzusammensetzung.

### Aktivierung des biologischen Schildes

Der biologische Schild wurde in fünf Schichten unterteilt (gekennzeichnet Bio1-Bio5), für die die Bestrahlung getrennt mit GRS-ORIGENX berechnet wurde. Die Schwankungen bei der Neutronenflussintensität

und den Neutronenspektren hängt stark von der Zusammensetzung des biologischen Schildes ab. Wir unterstellten 3 Gew.-% gebundenes Wasser in der Betonzusammensetzung und 8 Gew.-% Stahl in der Gesamtmischung. Der berechnete Abschwächungsfaktor des Anfangsflusses in dem Behälter erreicht  $3 \text{ E}-06$  bis  $1 \text{ E}-07$ . Die errechneten Neutronenspektren (siehe Härtefaktoren) innerhalb der Betonschichten entsprechen einer sehr thermalisierten Neutronenenergieverteilung. Nur die erste Schicht ist leicht betroffen von dem harten Fluss, der aus Schicht 5 des Reaktorbehälters kommt. Aufgrund der insgesamt weichen Neutronenspektren kommt es bevorzugt zu thermischen Neutronenaktivierungsreaktionen.

### Analysen wichtiger radioaktiver Isotope für einen mittleren Zeitraum

Unsere Analysen richten sich jetzt auf den mittleren Zeitraum von bis zu 100 Jahren für die Zwischenlagerung der Reaktorkomponenten. Für Dosisberechnungen außerhalb der bestrahlten Materialien sind nicht die Informationen zur Aktivität, sondern die zur Gammaleistung wichtig. Einige der aktivsten Isotope wie  $^3\text{H}$ ,  $^{55}\text{Fe}$  oder  $^{63}\text{Ni}$  sind schwache oder keine Gammaemitter, die lediglich Betastrahlung und Bremsstrahlung erzeugen. Das wichtigste Isotop ist  $^{60}\text{Co}$  (vom Stahl), welches zumindest im Zeitraum von bis zu 100 Jahren über alle anderen Radioisotope vorherrscht. Seine Gammaleistungsaktivität liegt direkt auf der Kurve der Gesamtwerte.

effects of the radioisotopes. In the reactor irradiation history an averaged value of 80 % of full reactor power was used for 39 years of operation and for the last year before shut down the power was increased to 100 %. The hardness factor of ORIGEN, the attenuation factor of the total flux and a total flux of  $3.5 \text{ E}+14$  at 100 % power can be used directly to calculate the local fast neutron fluency above 1 MeV during reactor operation time.

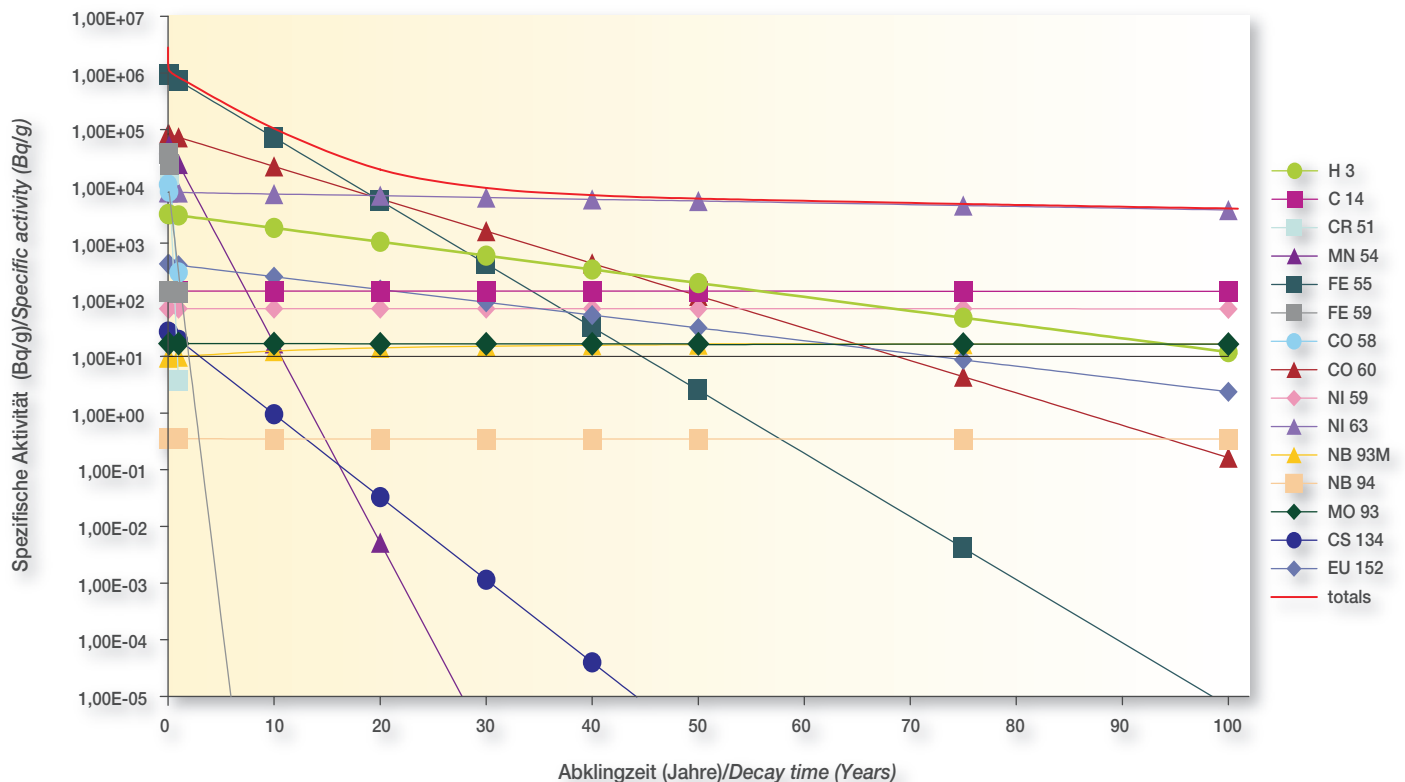
Evaluation of the results with respect to activated nuclides of interest, e. g. from the point of view of radiation protection and waste management, will be presented for the short time range, one month after reactor shut down. The selected results of most important isotopes of the GRS AKTIV activities are shown up to 100 years decay time. Up to one year a complicated mix of isotope activities is present and a lot of these isotopes ( $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  etc.) will vanish during one year. Afterwards the activity is dominated by  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ , and especially by  $^{63}\text{Ni}$  (half life 100 a). The Tritium concentrations are mainly based on the assumed Lithium impurities in the steel mix.

### Activation of the NPP biological shield

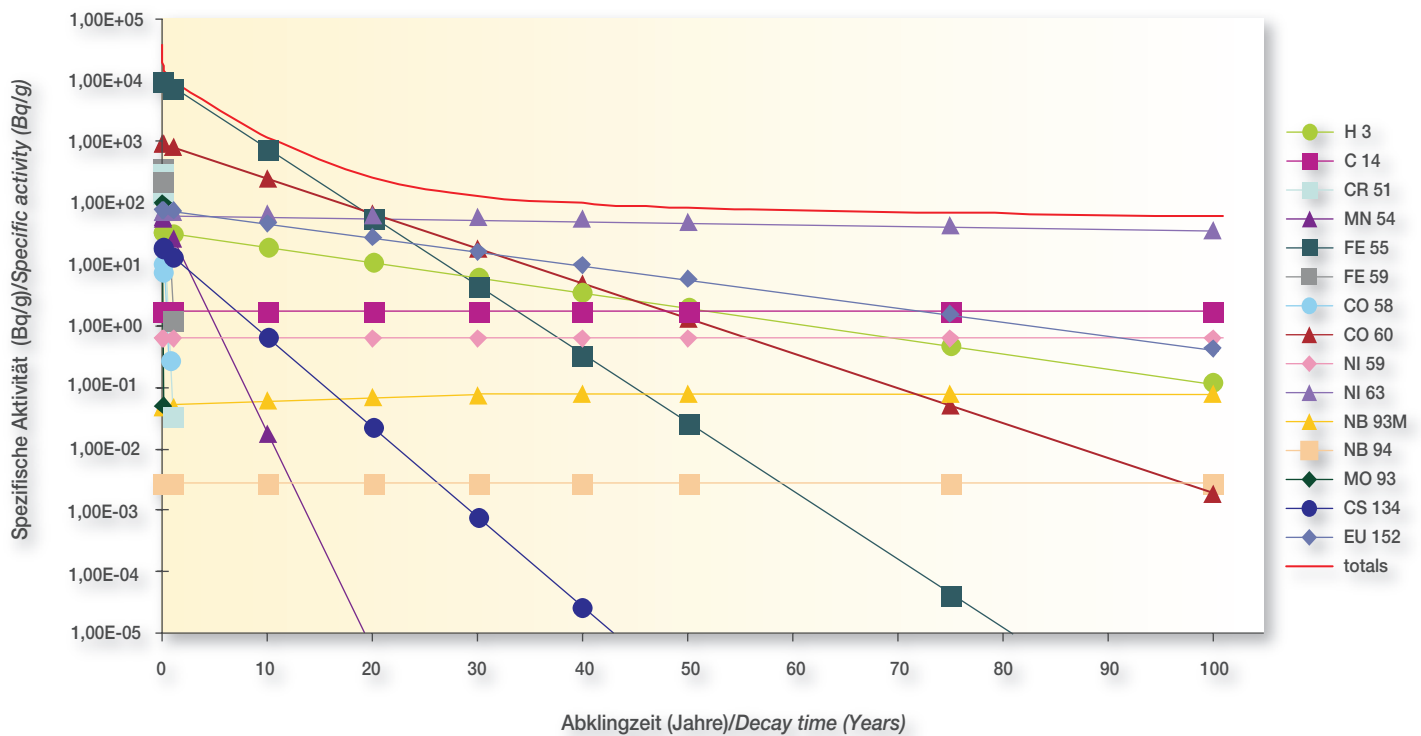
The biological shield has been divided into five layers (labeled Bio1-Bio5) for which the irradiation has been calculated separately by GRS-ORIGENX. The variations of the neutron flux strength, the neutron spectra and the flux strength depend strongly on the composition of the biological shield. We assumed 3 wt% of bound water in the concrete composition and 8 wt% of steel of the total mixture. The calculated attenuation factor of the initial flux in the vessel reaches  $3 \text{ E}-06$  up to  $1 \text{ E}-07$ . The calculated neutron spectra (see the hardness factors) inside the concrete layers correspond to a very soft neutron energy distribution. Only the first layer is slightly affected by the hard fluxes coming from reactor vessel layer 5. Due to the overall soft neutron spectra the thermal neutron activation reactions are preferred.

### Analyses of important radioactive isotopes in the intermediate time range

Our analyses are directed now to the intermediate time region up to 100 years for intermediate storage of



▲ Berechnete Aktivitäten (Mittelwert der fünf Schichten) im Reaktorbehälter nach 40 Jahren Betriebszeit in Bq/g-Einheiten mit bis zu 100 Jahren Abkühlzeit. Calculated activities (average of the five layers) in the reactor vessel after 40 years operation time in units Bq/g up to 100 years cooling time.



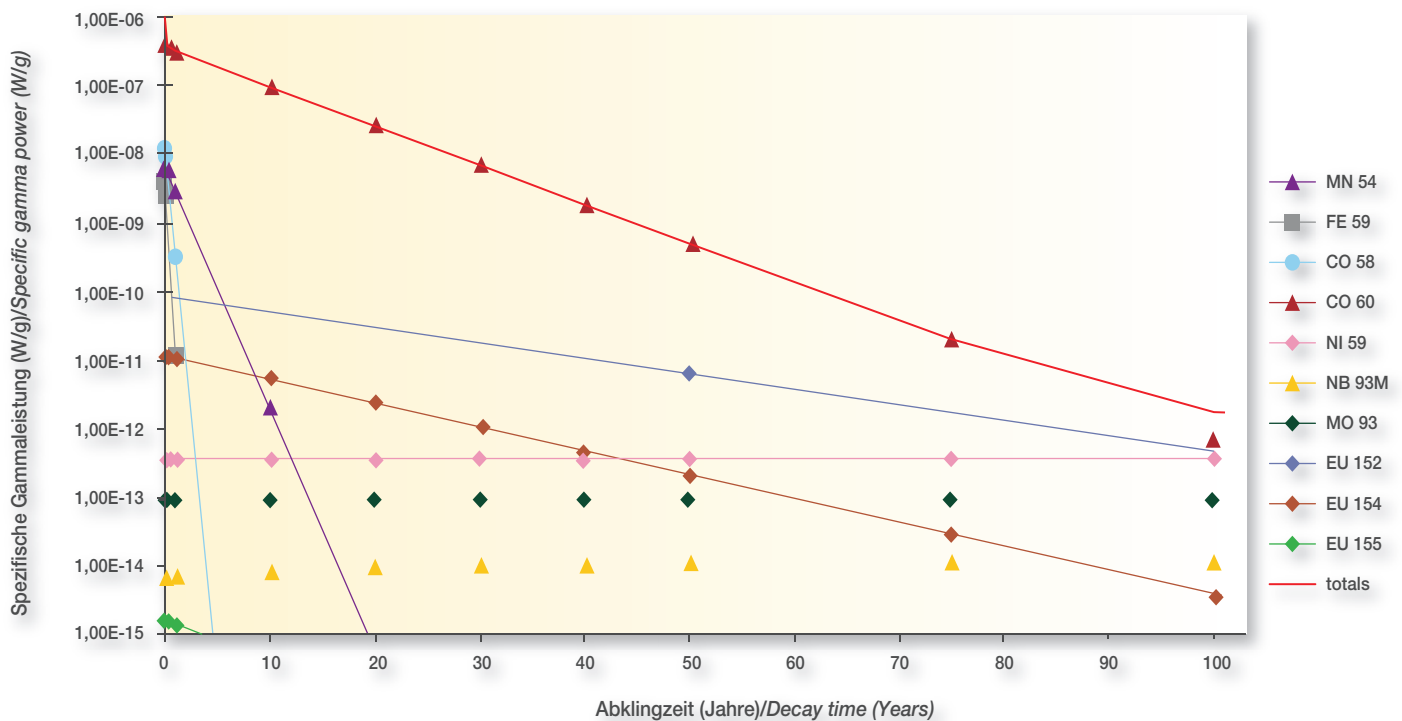
▲ Berechnete spezifische Aktivitäten in Bq/g (Mittelwert der fünf Schichten) im biologischen Schild nach 40 Jahren Betriebszeit mit bis zu 100 Jahren Abklingzeit.

Calculated activities (average of the five layers) in the reactor biological shield after 40 years operation time in units Bq/g up to 100 years cooling time.

## Zusammenfassung und Rückschlüsse

Für einen typischen deutschen DWR wurden mehrdimensionale Neutronentransportberechnungen für ein einheitliches Modell eines vollständigen RDB mit biologischem Schild durchgeführt. Detaillierte Aktivierungsberechnungen wurden unter expliziter Verwendung der Neutronenflussintensität, -spektren und gewichteter Querschnitte, die zuvor berechnet worden waren, für eine Reaktorbetriebszeit von bis zu 40 Jahren durchgeführt. Die wichtigsten Isotope wurden für einen kurzen und einen mittelfristigen Zeitraum analysiert. Die Ergebnisse der Standard- und erweiterten Berechnungsmethoden wurden verglichen und analysiert.

Um die Kenntnisse über das Aktivierungsniveau von Materialien im Reaktordruckbehälter und den Bio-Schild zu verbessern, initiierten eine Gruppe von Experten der GRS sowie der Technischen Universität München (TUM) 2007 ein Stahlbestrahlungsexperiment im Hochfluss-Forschungsreaktor FRM-2. Gleichzeitig wurde ein Aktivierungsberechnungs-Benchmark innerhalb der AAA-Anwendergruppe gestartet, um die bei einigen wichtigen radioaktiven Isotopen verbliebenen Diskrepanzen, z.B. bei <sup>54</sup>Mangan und <sup>58</sup>Kobalt, durch Experimente zu klären. Für die Zukunft sind zusätzliche Stahl- und Betonbestrahlungsexperimente in TUM/FRM-2 geplant. ■



▲ Entwicklung der wichtigsten Gammaleistungsemitter in dem bestrahlten Behälter nach 40 Jahren Betriebszeit  
 Development of the most important gamma power emitters in the irradiated vessel after 40 years operation time

the components of the reactor. For dose calculations outside of the irradiated materials not the information on the activity but on the gamma power is the most important one. Some of the most active isotopes as  $^3\text{H}$ Hydrogen,  $^{55}\text{Fe}$ Ferrum or  $^{63}\text{Ni}$ Nickel are weak gamma emitters or non gamma emitters, generating only beta-radiation and bremsstrahlung. The most important isotope is  $^{60}\text{Co}$ Cobalt (from the steel), which at least in the time period up to 100 years dominates over all other radioisotopes. Its gamma power activity lies directly on the curve of the total values.

## I Summary and conclusions

For a typical German PWR more-dimensional deep penetration neutron transport calculations were performed for a consistent model of the complete system core-water-vessel-biological shield. Detailed

activation calculations for a reactor operation life time up to 40 years have been done using explicitly the neutron flux strength, spectra and weighted cross sections calculated before. Analyzing of the most important isotopes in the short and in the intermediate time range has been done. The results of standard and extended calculation methods have been compared and analyzed.

To improve the knowledge of the activation level of materials in NPP vessel and bio-shield, a group of GRS-experts and experts of Technical University Munich (TUM) initiated in 2007 a steel irradiation experiment at the high flux research reactor FRM-2. Simultaneously an activation calculation benchmark was started within the AAA Usergroup to clarify - by means of experiment - remaining discrepancies found at some important radioactive isotopes e. g.  $^{54}\text{Mn}$ Manganese and  $^{58}\text{Co}$ Cobalt. Additional steel and concrete irradiation experiments at TUM/FRM-2 are planned in future. ■



Dr. Edgar Mergel

## 6.3 Berufliche Strahlenexposition des Personals durch Röntgenstrahlung in der Tiermedizin

In der medizinischen Diagnostik hat sich mit der Verordnung zur Umsetzung der 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 und helfenden Personen ergeben. Ziel des neu geregelten Strahlenschutzes obiger Betroffener ist eine weitere Reduktion der Strahlenexposition bei entsprechenden Tätigkeiten.

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 in der Tiermedizin keine umfassenden systematischen Erkenntnisse zu beruflichen Strahlenexposition für die verschiedenen röntgendiagnostischen Untersuchungsmethoden vor. Geordnete Untersuchungen in der Röntgendiagnostik in der Tiermedizin beziehen sich bisher vor allem auf einzelne Untersuchungsmethoden oder zu untersuchende Tiere. Darüber hinaus wird in der einschlägigen Literatur vereinzelt über zu hohe oder unnötige Strahlenexpositionen berichtet.

### I Ziel und Zweck des Forschungsvorhabens

Von Juni 2005 bis Mai 2007 entwickelte die GRS für das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) – fachlich betreut durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) – eine „Job-Exposure-Matrix“ (JEM) zur Abschätzung der Exposition bei der Röntgendiagnostik in der tierärztlichen Praxis. Hierzu wurden röntgendiagnostische Untersuchungsmethoden in der Tiermedizin dosimetrisch begleitet. Ziel war es, die Strahlenexposition des tiermedizinischen Fach- und Hilfspersonals bei diesen Untersuchungen zu ermitteln. Die Daten wurden anschließend in eine Datenstruktur übertragen, die künftig zuverlässige Vorhersagen zur Strahlenexposition bei röntgendiagnostischen Untersuchungen in der Tiermedizin ermöglicht.

Die Messungen hierzu fanden an zwei am Forschungsvorhaben beteiligten tiermedizinischen Kliniken der Freien Universität Berlin (FU Berlin) sowie bei vier niedergelassenen Tierärzten, die das Forschungsvorhaben entsprechend unterstützten, statt. Spezielle röntgendiagnostische Untersuchungen, für die Expositionsdaten nicht oder nur teilweise in den Kliniken und Praxen ermittelt werden konnten, wurden mit Hilfe von

Tierkörperphantomen nachgestellt und entsprechend dosimetrisch dokumentiert.

Von März 2006 bis Januar 2007 wurden insgesamt 1.373 Untersuchungen in der Großtierklinik sowie 2.772 Untersuchungen in der Kleintierklinik messtechnisch erfasst. Hierbei wurden 42 (Großtierklinik) und 57 (Kleintierklinik) röntgendiagnostische Untersuchungsmethoden berücksichtigt. Hinzu kamen 1.955 Untersuchungen mit 64 röntgendiagnostischen Untersuchungsmethoden bei den vier niedergelassenen Tierärzten.

Während der Messungen wurden elektronische Personendosimeter (EPD) verschiedener Hersteller, Thermolumineszenzdosimeter (TLD) sowie eine Ionisationskammer eingesetzt. Aufgrund der bei einzelnen röntgendiagnostischen Untersuchungen zu erwartenden niedrigen Dosiswerte und der Abschirmwirkung entsprechender Schutzbekleidung (Strahlenschutzschürze, Schilddrüsenschutz) wurden die Dosimeter – anders als bei der amtlich vorgeschriebenen Messung, vor der Schutzbekleidung getragen. Ermittelt wurde jeweils die Tiefen-Personendosis  $H_p(10)$  (Äquivalentdosis für Weichteilgewebe in 10 mm Tiefe) und die Oberflächen-Personendosis  $H_p(0,07)$  (Äquivalentdosis für Weichteilgewebe in 0,07 mm Tiefe) an Hand, Fuß und Stirn (beide in  $\mu\text{Sv}$ ).

## 6.3 Professional Radiation Exposure of Staff to X-Rays in Veterinary Medicine

In medical diagnostics the ordinance on the implementation of the EURATOM Directive on Radiation Protection of 20 July 2001, the ordinance on amending the X-Ray ordinance and other nuclear ordinances of 18 June 2002 as well as the bulletin on the implementation of the Radiation Protection Ordinance “Radiation Protection in Medicine” of 24 June 2002 and the bulletin on the implementation of the Radiation Protection Ordinance “Radiation Protection in Veterinary Medicine” of 1 February 2005 resulted in a fundamentally new situation with respect to the health protection of physicians, medical support personnel and patients as well as of veterinarians, specialized veterinary staff and assisting individuals. The objective of the newly regulated radiation protection is to further reduce the radiation exposure of the above individuals concerned during their respective activities.

Veterinary X-ray diagnostics represents a special area where the support staff comes under the radiation protection provisions in addition to the specialized staff. Contrary to human medicine there are no comprehensive systematic findings on the professional radiation exposure for the different X-ray diagnostic examination methods in veterinary medicine. Structured examinations in X-ray diagnostics in veterinary medicine have so far above all referred to individual examination methods or animals to be examined. In addition thereto, the pertinent literature sporadically reports about radiation exposures being too high or unnecessary.

### Objective and purpose of the research project

From June 2005 until May 2007 GRS developed a “Job-Exposure-Matrix” for the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor

Safety (BMU) – supervised by the Federal Office for Radiation Protection – to estimate the exposure during X-ray diagnostics in veterinary surgeries. For this purpose X-ray diagnostic examination methods in veterinary medicine were accompanied dosimetrically. The determination of the radiation exposure of the specialized and support veterinary personnel during these examinations was the objective here. The data



▲ Elektronische Personendosimeter (EPD) verschiedener Hersteller, Thermolumineszenzdosimeter (TLD) sowie eine Ionisationskammer kamen während der Messungen zum Einsatz.

*Electronic personal dosimeters (EPD) of different manufacturers, thermoluminescence dosimeters (TLD) as well as an ionization chamber were used during the measurements.*

## I Auswertung

Die Rohdatensätze wurden einer Prüfung unterzogen, um fehlerhafte Datensätze, oder solche, für die Messdaten unter unzulässigen Messbedingungen ermittelt wurden, auszuschließen. Für die Auswertung und Erstellung der „Job-Exposure-Matrix“ wurden insgesamt 4.994 Untersuchungen mit 49.032 Messwerten der Personendosen berücksichtigt.

Neben den Personendosen enthält die „Job-Exposure-Matrix“ Informationen über die Untersuchungsmethode, die Röhrenparameter (kV, mAs, ms), beteiligte Personen (Schütze, Kassettenhalter, Pfleger), Messpositionen der Dosimeter (Stirn, Hals, Brust, Gonaden, Hand, Fuß), Anzahl der Messungen (insgesamt und nicht verwertbare) und Personendosiswerte in  $\mu\text{Sv}$  (Mittelwert, Maximum, Minimum) jeweils als  $H_p(10)$  (Hand, Fuß, Stirn auch als  $H_p(0,07)$ ).

Die Messdaten in der „Job-Exposure-Matrix“, wurden getrennt für kleine Haustiere und für Großtiere – bereitgestellt.

Mit Hilfe der „Job-Exposure-Matrix“ lassen sich die Expositionen von Personen, die in der Tiermedizin an röntgendiagnostischen Untersuchungen beteiligt sind (sowohl Fach- und Hilfspersonal als auch Personen aus der Bevölkerung), in Form von Personendosen an verschiedenen Tragepositionen abschätzen. Eine Abschätzung der Personendosis ist sowohl für einzelne Untersuchungsmethoden als auch für verschiedene Zeiträume (z. B. eine Jahresdosis) möglich. Allerdings werden keine Strahlenschutzmaßnahmen berücksichtigt, auch nicht das vorgeschriebene Tragen der Bleischürze (die zugrundeliegenden Messwerte wurden, anders als bei der amtlich vorgeschriebenen Messung, vor dem Bleischutz ermittelt).

Weiterhin ist zu beachten, dass die zugrunde liegenden Messdaten nur die Streustrahlung am Tierpatienten berücksichtigen, nicht aber eventuelle Expositionen zum Beispiel der Hände durch die Primärstrahlung des Röntgensystems. Solche Expositionen sind aufgrund der sehr hohen Ortsdosisleistungen mit den gewählten elektronischen Personendosimetern nicht messbar. Generell müssen solche Expositionen durch geeignete Schutzkleidung sowie entsprechende Verhaltensweisen unter allen Umständen vermieden werden.

### Beispiele für Dosiswerte eines Tierpflegers aus der „Job-Exposure-Matrix“ für Kleintiere (Hunde/Katzen)

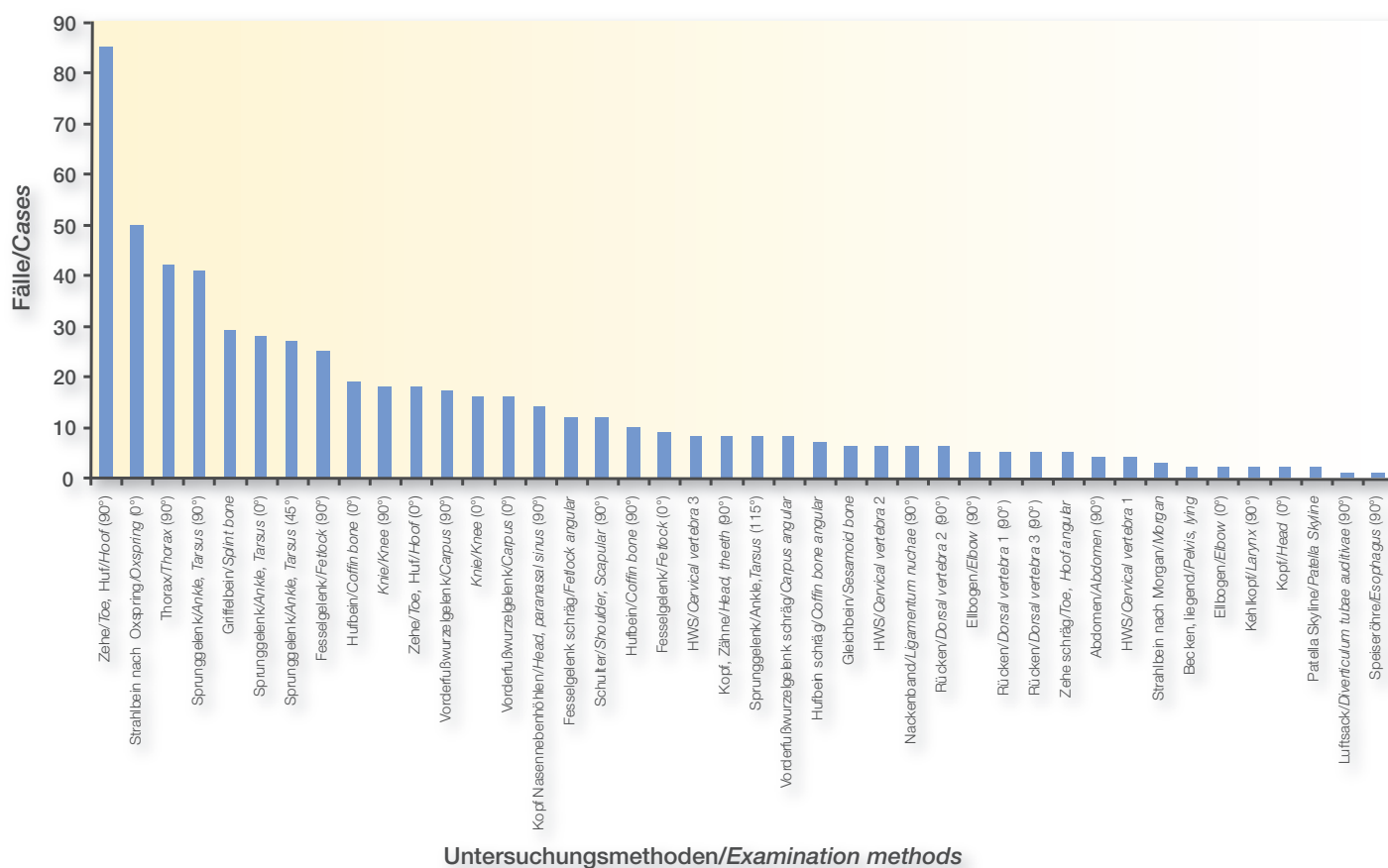
#### Examples for the dose rates of a keeper from the „Job-Exposure-Matrix“ for small animals (dogs/cats)

Untersuchungsmethode Thorax dorso-ventral (Tierkörperphantom)/Examination method thorax dorso-ventral (carcass phantom)		
Maximalwert/Maximum value	94 $\mu\text{Sv}$ $H_p(0,07)$	Hand-Tierpfleger/Hand - keeper
Mittelwert/Average value	20 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Kopf-Tierpfleger/Head - keeper
Untersuchungsmethode Abdomen ventro-dorsal (Klinikalltag)/Examination method abdomen ventro-dorsal (everyday clinic life)		
Mittel-/Maximalwert/Average/maximum value	3 / 15 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Schilddrüse des Tierpflegers/Thyroid - keeper

### Beispiele für Dosiswerte aus der „Job-Exposure-Matrix“ für Großtiere (Pferde)

#### Examples for dose rates from the „Job-Exposure-Matrix“ for large animals (horses)

Untersuchungsmethode Schulter 90°/Examination method shoulder 90°		
Mittel-/Maximalwert/Average/maximum value	40 / 196 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Schilddrüsen-Schütze/Thyroid apron
Mittel-/Maximalwert/Average/Maximum value	50 / 491 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Gonaden-Schütze/Gonadal apron
Mittel-/Maximalwert/Average/maximum value	71 / 176 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Schilddrüsen-Kassettenhalter/Thyroid – cassette holder
Mittel-/Maximalwert/Average/maximum value	85 / 216 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Gonaden-Kassettenhalter/Gonadal cassette holder
Mittel-/Maximalwert/Average/maximum value	22 / 66 $\mu\text{Sv}$ $H_p(10)$	Füße-Kassettenhalter/Feet – cassette holder



▲ Fallzahlen einzelner Untersuchungsmethoden an der Klinik für Pferde, Allgemeine Chirurgie und Radiologie der FU Berlin (GTK)  
 Number of cases of individual examination methods in the clinic for horses, general surgery and radiology of FU Berlin (GTK)

were subsequently transferred to a data structure which will allow to make reliable forecasts on the radiation exposure during X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine in the future.

The measurements relating hereto were carried out in two veterinary clinics of Freie Universität Berlin (FU Berlin) participating in the research project as well as in four practising veterinary surgeries supporting the project accordingly. Special X-ray diagnostic examinations for which exposure data could not or only partially be determined in the clinics and surgeries, were reenacted with the help of carcass phantoms and documented dosimetrically accordingly.

From March 2006 until January 2007 a total of 1,373 examinations in the large animal clinic as well as 2,772 examinations in the small animal clinic were measured metrologically. 42 (large animal clinic) and 57 (small animal clinic) X-ray diagnostic examination methods

were considered here. Furthermore, there were 1,955 examinations with 64 X-ray diagnostic examination methods in the surgeries of the four practising veterinary surgeons.

During the measurements electronic personal dosimeters (EPD) of different manufacturers, thermoluminescence dosimeters (TLD) as well as an ionization chamber were used. Because of the low dose values to be expected for individual X-ray diagnostic examinations and because of the shielding effect of the respective protective clothing (radiation protection apron, thyroid protection) the dosimeters were worn in front of the protective clothing – contrary to the officially prescribed measurements. The respective penetrating individual dose equivalent  $H_p(10)$  (equivalent dose for soft tissue in a depth of 10 mm) and the superficial individual dose equivalent  $H_p(0.07)$  (equivalent dose for soft tissue in a depth of 0.07 mm) at hand, foot and forehead were determined (both in  $\mu\text{Sv}$ ).





## I Analysis

The sets of raw data were submitted to an examination to exclude inaccurate sets of data or those for which the measured data were determined under unacceptable measuring conditions. To analyze and to establish the Job-Exposure-Matrix, a total of 4,994 examinations with 49,032 measured values of individual doses were considered.

In addition to personal doses the Job-Exposure-Matrix contains information on the examination method, tube parameters (kV, mAs, ms), participating individuals (apron, cassette holder, keeper), measurement positions of the dosimeters (forehead, neck, chest, gonad, hand, foot), number of measurements (total and unsuitable) and personal doses in  $\mu\text{Sv}$  (average, maximum, minimum) as  $H_p(10)$  each (hand, foot, forehead also as  $H_p(0.07)$ ).

The measured data in the Job-Exposure-Matrix were provided separately for small pets and large animals.

With the help of the Job-Exposure-Matrix the exposures of individuals who participate in X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine (specialized and supporting staff as well as individuals from the population) can be estimated in the form of personal doses at different carrying positions. An estimate of the personal doses is possible for individual examination methods as well as for different periods of time (e.g. an annual dose). However, radiation protection measures, also wearing the prescribed lead apron, are not considered. (Contrary to the officially prescribed measurement, the underlying measured values were determined before the lead protection).

It should further be noted that the underlying measured values only represent the scattered radiation at the animal patient and not the possible exposure for example of the hands by primary radiation of the X-ray system. Such exposures cannot be measured by the chosen personal electronic dosimeters because of the very high local dose rates. Such exposures must generally be avoided under all circumstances by suitable protective clothing as well as the respective behaviour.

## I Result

It shows that the dose of the specialized and supporting staff professionally exposed to radiation during X-ray diagnostic examinations cannot generally be neglected even if this is partly suggested by the monthly dose officially determined. By measuring behind the lead apron, the effective dose of the specialized and supporting staff professionally exposed to radiation during X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine is rather under- than overrated by the official personal dosimetry.

The analysis of the measurements does, however, also show that the radiation exposure of the specialized medical and support staff is low during an individual X-ray diagnostic examination because of the scattered X-radiation at the patient. But very many examinations carried out in the course of a year can lead to an exposure beyond the legal limits. The measurements demonstrate that radiation protection measures and respective X-ray protective clothing are very important for radiological protection of the veterinary personnel.

Apart from the compulsory lead apron, a thyroid protection should always be worn, supports for the X-ray tube and mechanical cassette holders should be used and lead gloves should be worn, where appropriate, as further radiation protection measures. The broad range of the values measured in the Job-Exposure-Matrix (comparison of the minimum with the maximum value) also shows that in addition to all protective measures and technical constraints, the behaviour of the participating individuals has a great influence on the exposure. The ALARA principle (As Low As Reasonably Achievable) is particularly important with respect to a reduction of the radiation exposure below the legal limits for staff occupationally exposed to radiation in veterinary practice. With due behaviour (protective measures and ALARA) during X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine it is not normally to be expected that limits are exceeded.

In conclusion it can be said that a further reduction of the radiation exposure of the veterinary staff seems possible and necessary. The elaboration of the Job-Exposure-Matrix represents an important step in this direction.

posure-Matrix“ (Vergleich Minimal- mit Maximalwert) zeigt auch, dass neben allen Schutzmaßnahmen und technischen Randbedingungen das Verhalten der beteiligten Personen einen großen Einfluss auf die Exposition hat. Dem ALARA-Prinzip (As Low As Reasonably Achievable) kommt mit Blick auf eine Reduzierung der Strahlenbelastung unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte für das beruflich strahlenexponierte Personal in der tierärztlichen Praxis besondere Bedeutung zu. Bei vorschriftsmäßigem Verhalten (Schutzmaßnahmen und ALARA) bei den röntgendiagnostischen Untersuchungen in der Tiermedizin ist aber in der Regel keine Grenzwertüberschreitung zu befürchten.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass eine weitere Reduzierung der Strahlenexposition des Personals in der tierärztlichen Praxis möglich und notwendig erscheint. Mit der Erstellung der „Job-Exposure-Matrix“ ist ein wichtiger Schritt in diese Richtung getan worden.

Neben der Erstellung der „Job-Exposure-Matrizen“ wurden im Forschungsvorhaben auch die Erfahrungen aus dem Einsatz elektronischer Personendosimeter ausgewertet. Generell besteht hier bei den befragten Personen Interesse an einem Einsatz, insbesondere durch die Möglichkeit, tagesaktuell einen Überblick über die eigene Strahlenexposition zu erhalten. Allerdings begrenzen technische Einschränkungen im

Zusammenhang mit nicht zuverlässig messbaren Expositionen durch Primärstrahlung den Routineeinsatz der elektronischen Personendosimeter derzeit noch auf ungepulste Strahlungsfelder.

Befragte Tierärzte eines kleinen Kammerbezirks zu strahlenschutzrelevanten Aspekten gaben an, dass die amtlich ermittelten Körperdosen in den 44 antwortenden Tierärztkliniken und Tierarztpraxen, in denen Röntgenuntersuchungen durchgeführt werden, niedrige Werte zeigen. Die Umfrageergebnisse zeigen auch, dass Bedarf an strahlenschutzrelevanten Informationen besteht. Darüber hinaus wurde hinterfragt, ob es sinnvoll sein kann, die Körperdosis mittels Film-dosimeter, die hinter einer Schutzkleidung getragen werden, zu ermitteln, insbesondere dann, wenn die Exposition der Hände nicht routinemäßig überwacht wird. Die „Job-Exposure-Matrix“ kann hier bei der Erarbeitung entsprechender Lösungen einen wichtigen Beitrag leisten.

Insgesamt ergeben sich aus den Ergebnissen des Forschungsvorhabens „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“ wichtige Beiträge zur Weiterentwicklung des Strahlenschutzes in der Tiermedizin. ■

In addition to the establishment of the Job-Exposure-Matrices, the experience from the use of electronic personal dosimeters was analysed in the research project. The interviewed individuals are generally interested in their use, especially because of the possibility to get a daily updated overview of their own radiation exposure. The technical restrictions in connection with the exposure to primary radiation which cannot be measured reliably currently still limit the routine use of the electronic personal dosimeters to unpulsed radiation fields.

The veterinary surgeons of a small regional office of a veterinary association interviewed about aspects relevant for radiation protection, stated that the officially determined body doses in the 44 responding veterinary clinics and veterinary surgeries where X-ray examinations are carried out, show low values. The

results of the survey also demonstrate that there is a need for information relevant for radiation protection. Furthermore, it was asked whether it can make sense to determine the body dose with the help of film dosimeters worn behind protective clothing, especially if the exposure of the hands is not monitored in a routine manner. Here the Job-Exposure-Matrix can make an important contribution to the elaboration of respective solutions.

On the whole, the results of the research project "Development of a "job-exposure matrix" for veterinary surgeons to estimate the exposure to ionising radiation during diagnosis with the help of X-ray equipment in veterinary surgeries" provide essential contributions for the further development of radiation protection in veterinary medicine. ■



Dr. Wenzel Brücher

## 6.4 Auswirkungen eines potenziellen Flugzeugabsturzes auf Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle

Nach den Terroranschlägen vom 11. September 2001 in den USA wurden in Deutschland vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) Untersuchungen zu den möglichen Auswirkungen von terroristischen Flugzeugabsturzscenarien auf Kernkraftwerke und Trockenlager für abgebrannte Brennelemente und hoch radioaktive Abfälle in Auftrag gegeben. Im Rahmen dieser Untersuchungen wurden von der GRS u. a. geeignete generische Lastannahmen definiert und daraus die bei den jeweiligen Anlagentypen spezifisch einwirkenden Lasten und resultierende Ereignisabläufe abgeleitet, um eine Basis für die Entscheidung über die Notwendigkeit und Angemessenheit von ergänzenden Maßnahmen zu schaffen.

Im Anschluss gerieten auch andere Anlagen wie Zwischenlager zur Aufbewahrung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle in den Fokus, bei denen zwar das radioaktive Aktivitätsinventar deutlich niedriger ist, das jedoch zum Teil von schwächeren Barrieren (z. B. Verpackung) umschlossen ist. Ziel der Untersuchungen der GRS war es, verallgemeinerbare Aussagen zu einem Flugzeugabsturz auf Zwischenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle und den darauf folgenden maximal zu unterstellenden radiologischen Konsequenzen für diesen Anlagentyp abzuleiten.

### ■ Untersuchte Szenarien

Betrachtet wurden typische große Anlagen zur längerfristigen Zwischenlagerung schwach und mittelradioaktiver Abfälle. Diese sind meist eingeschossige Hallen mit mehreren Tausend Quadratmetern Lagerfläche und massiven Betonwänden und -decken, die die von den Abfallgebänden ausgehenden Direktstrahlung reduzieren sollen. Die dort eingelagerten radioaktiven Abfälle liegen in der Regel in konditionierter oder teilkonditionierter Form in standardisierten zylindrischen Fässern, Beton- und Gussbehältern oder in kubischen Beton- und Stahlbehältern vor. Orientiert an Untersuchungen für andere kerntechnische Anlagen wurde als konservatives Szenario ein gezielter Anflug eines großen Passagierflugzeugs unterstellt, dessen Beladung einen hohen Abdeckungsgrad realer Abfluggewichte und Kerosinbetankungen hat.

Die angenommene Zusammensetzung der eingelagerten Abfallgebände orientierte sich an realen eingelagerten Anteilen verschiedener Gebindetypen mit spezifischen Gesamtaktivitäten und Radionuklidvektoren. Dabei wurden sowohl Betriebsabfälle als auch Stilllegungsabfälle berücksichtigt. Aus möglichen Kombinationen der Lagerbelegung und Anfluggeometrie wurde das jeweils ungünstigste Einwirkungsszenario für die Szenarienanalyse ausgewählt.

### ■ Untersuchungsmethoden

Die GRS griff bei der Analyse der mechanischen Einwirkung des Flugzeugs auf das Lagergebäude auf Ergebnisse früherer detaillierter Studien für Standortzwischenlager für abgebrannte Brennelemente zurück und führte ergänzende Stoßberechnungen unter Einbeziehung von Gebäudetrümmern durch. Zwei alternative Modelle kamen zum Einsatz: ein einfaches inelastisches Stoßmodell und ein Feder-Massemodell. Mit Letzterem können bekannte Stoßlast-Zeitverläufe angenähert oder Kraft-Deformations-Beziehungen explizit durch geeignete Federcharakteristiken abgebildet werden. Aus den Stoßberechnungen ließen sich die Eindringtiefe und die Verteilung des mechanischen Energieeintrags in die Gebindestapel abschätzen.

Das Kerosin stellt die wesentliche Brandlast des Flugzeugs dar. Für die Abschätzung der Kerosinverteilung wurde ein Modellansatz verwendet, den die GRS auf der Grundlage von groß- und kleinskaligen Aufprallexperimenten und Grundgleichungen der Mechanik entwickelt hat. Er ermöglicht eine Aufteilung des Kerosins: auf den unmittelbar nach dem Aufprall in einem großen Feuerball verbrannten Anteil, den außen für einen Lachenbrand verbleibenden Anteil und den in das Gebäude eindringende Anteil. Im Gebäude wurde zusätzlich der Effekt der Lachenausbreitung über den Hallenboden unter Berücksichtigung der möglichen Trümmerbelegungen berücksichtigt. Mit den so abge-

## 6.4 Effects of a potential Aircraft Crash onto Interim Storage Facilities for Low and Intermediate Level Waste

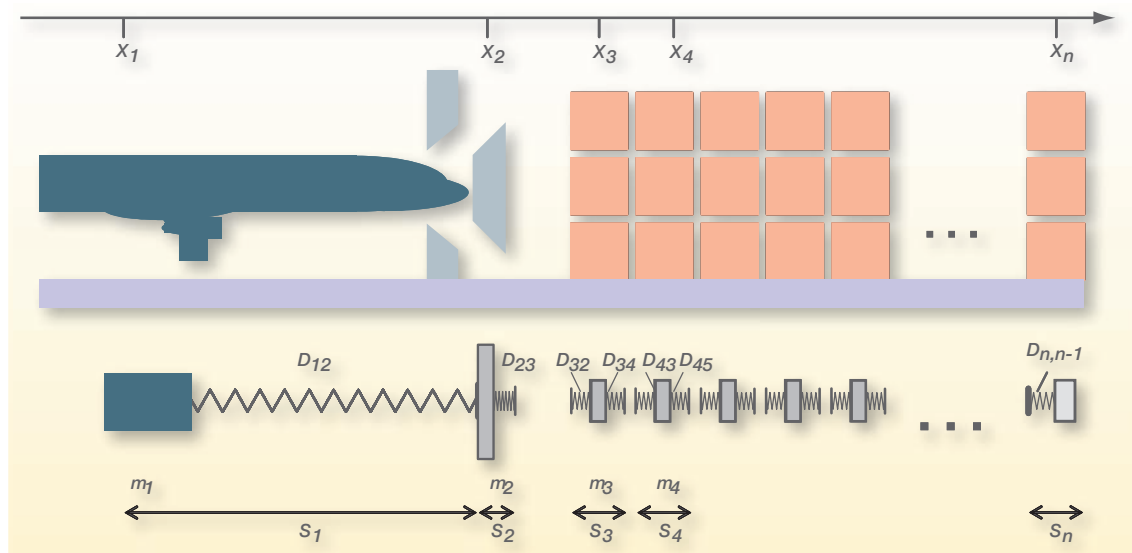
After the 9/11 terror attacks in the US in 2001, the German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) ordered the examination of possible impacts of terrorist aircraft crash attacks on nuclear power plants and dry storage facilities for spent fuel elements and high active waste. Within the frame of these examinations, GRS defined appropriate generic load assumptions and derived, based on those assumptions, impacting loads for each specific type of plant and the resulting course of events in order to develop a basis for decisions on the necessity and adequacy of additional measures.

Subsequently, other types of plants came into focus, such as interim storage facilities for low and intermediate level waste, which have considerably less radioactive inventory; however, the barriers (e.g. packaging) of this inventory are partly weaker. Objective of the examination by GRS were general deductions regarding an aircraft crash onto an interim storage facility for low and intermediate level waste, and the presumed maximum radiological consequences thereof for the given type of facility.

### Case scenarios examined

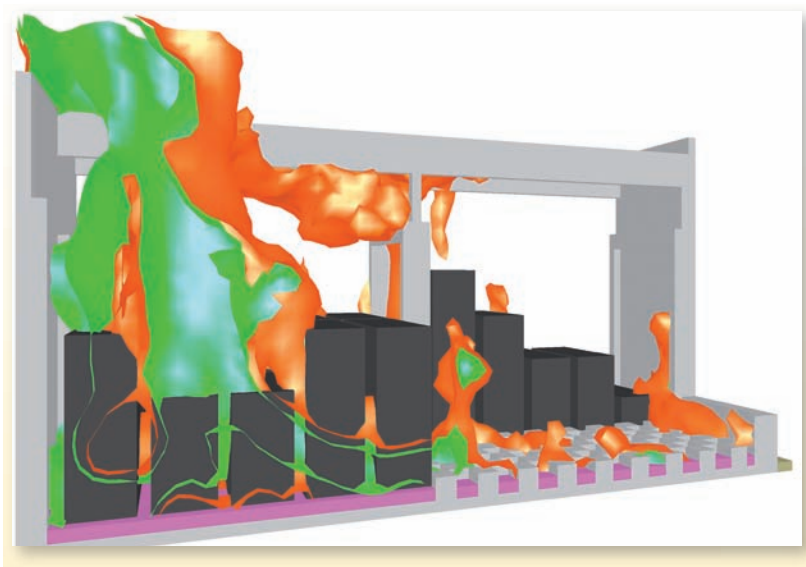
The survey covered typical large storage facilities used for the long-time storage of low- and intermediate-level waste. For the most part, these are one-storey halls with several thousand square metres bearing surface and massive concrete walls and roofs, which shall

reduce the direct radiation emanated from the waste packages. The radioactive waste in these facilities is usually of conditioned or partly conditioned nature and is stored in standardised cylindrical barrels, concrete and castiron casks, or in cubical concrete and steel containers. Following examinations of other nuclear facilities, as a conservative scenario, the well-directed approach of a big airliner was assumed, the weight



▲ Schematische Abbildung des Stoßprozesses eines Flugzeugs auf Gebäudestrukturen und Abfallgebinde (oben) in einem Feder-Massemodell (unten)

Schematical representation of the impact process of an aircraft on the building's structures and waste packages (above) in a spring-mass model (below)



▲ Zerstörter Lagerabschnitt mit Abfallcontainern: Momentaufnahme der mit dem Brandsimulationsmodell FDS4 berechnete Flächen gleicher Flammentemperatur (orange = 700 °C, grün = 900 °C)

*Destroyed storage facility unit with waste packages: Snap shot of the area with the same temperature (orange = 700 °C, green = 900 °C) as calculated with the fire simulation model FDS4*

schätzten Verteilungen der Brandlast, der Trümmer und der Gebindestapel wurden Brandsimulationen in den betroffenen Gebäudeteilbereichen mit dem numerischen Modell „Fire Dynamics Simulator“ (FDS) in der Version 4 durchgeführt.

Die Methoden zur Bestimmung der nuklidspezifischen Freisetzungssanteile aus den Abfallgebänden basieren auf der Vorgehensweise, die im Rahmen der Systemanalyse und Transportstudie für das Endlager Konrad entwickelt worden ist. Dort wurden Freisetzungssanteile für verschiedene Nuklidgruppen partikel- oder gasförmig in Abhängigkeit vom Abfallgebändetyp und der Schwere einer unfallbedingten mechanischen und/oder thermischen Einwirkung bestimmt. Für die hier unterstellten schweren Einwirkungen musste das Schema anhand experimentell bestimmter Skalierungsgesetze und ergänzender Wärmetransportrechnungen erweitert werden. Bei der Berechnung des Wärmeeintrags in Abfallgebände wurde gleichzeitig eine realistischere Berechnung der thermisch bedingten Freisetzungssanteile für radioologisch besonders relevante Nuklide wie Kobalt-60 und Cäsium-137 realisiert, die empirische elementspezifische Freisetzungsraten in Abhängigkeit von der Temperatur berücksichtigt.

Die Berechnung der Ausbreitung wurde aufgrund der thermisch bedingten großen Überhöhung der effektiven Freisetzungshöhe vereinfacht mit einem Gauß-Fahnenmodell durchgeführt. Zur Berechnung der thermischen Überhöhung wurden die Energiefreisetzungsraten während der verschiedenen Brandphasen mit dem Brandsimulationsmodell ermittelt.

Als Bewertungskriterium für die Schwere potenzieller radiologischer Konsequenzen wurden Eingreifrichtwerte für schwerwiegende Maßnahmen des Katastrophenschutzes von jeweils 100 mSv für Evakuierung (effektive Dosis durch äußere Exposition über 7 Tage und effektive Folgedosis durch Inhalation) sowie ergänzend für langfristige Umsiedlung (effektive Dosis durch Bodenstrahlung über ein Jahr) aus den Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen herangezogen. Diese Dosiswerte stellen keine verbindlichen Grenzwerte dar sondern Orientierungswerte zur Bewertung von nicht mehr zu vernachlässigenden radiologischen Konsequenzen terroristischer Einwirkungen.

## Ergebnisse

Nach den durchgeführten Stoßberechnungen ist bei ungünstigen Treffern ein Eindringen des Flugzeugs in das Lagergebäude zu unterstellen. Bei der Analyse der Eindringreichweite zeigt sich, dass sich das Eindringen bei einem Aufprall auf relativ weiche Gebinde wie Fässer bereits ausreichend genau durch ein inelastisches Stoßmodell berechnen lässt, während sich bei der Berechnung des Aufpralls auf harte Gussbehälter eine Überschätzung der maximal in die Gebinde eingetragenen Energien durch das inelastische Modell ergibt. Aufgrund der Unsicherheiten in den Modellparametern des Feder-Massemodells wurden in allen Analysen jedoch die konservativeren Ergebnisse des inelastischen Modells verwendet.

Ein großer Anteil des Kerosins versprüht bereits beim Aufprall auf das Gebäude und die Gebindestapel und verbrennt in einem großen Feuerball. Die Brandsimulationen mit dem dreidimensionalen Modell FDS4 für den nachfolgenden Lachen- und Flugzeugtrümmerbrand zeigen für unterschiedliche Konfigurationen von Lagergeometrie sowie Trümmer- und Brandlastkonfigurationen relevante Einwirkungen durch einen Kerosinbrand von bis zu etwa 30 min und maximal 1200 °C mit

at departure and the kerosene capacity of which was very close to that of a real airliner.

The assumed composition of the stored waste packages was chosen corresponding to existing amounts of the various container types with specific overall activity and radionuclide vectors. In doing so, both the operational waste and the decommissioning waste were taken into account. Out of all possible combinations of store allocation and the geometry of approach, the respective worst-case impact scenarios were chosen for analysis.

## I Examination methods

For the analysis of the mechanical impact of the airplane on the storage facility, GRS fell back on the results of former detailed studies, which had been performed regarding on-site interim storage facilities for spent fuel elements. In addition to that, the impact load was calculated, taking the debris into account as well.

Two alternative models were applied: a simple inelastic impact model and a spring-mass model. With the latter, the known time response of the impact load can be approximated or the impact deformation relation can be demonstrated by means of adequate spring characteristics. Deriving from the calculation of impact, the depth of penetration and the distribution of the mechanical energy input into the pile of containers could be estimated.

Main fire load of the aircraft is the kerosene. For the estimation of the kerosene distribution, a model was used which GRS had developed on the basis of large- and small-scale impact experiments and basic equations used in mechanics. Thus, the kerosene can be subdivided into: the part which will burn immediately after the impact, the part which will remain outside and cause a pool fire, and the part which will penetrate the building. As far as the inside of the building is concerned, the effect of spreading pools across the floor of the hall was additionally considered, also considering the possible debris. With the distribution of the fire load, the debris and the package piles being estimated in that manner, fire simulations with the numeric model "Fire Dynamics Simulator" (FDS), Version 4, were carried out in the affected units of the building.

The methods to determine the nuclide-specific release fractions of the waste packages are based on the procedure which had been developed within the frame of the system analysis and transportation study for the Konrad repository. There and then, the release fractions were determined for different nuclides – particulate or gaseous – and subject to the type of waste package and the mechanical and thermal impact caused by the accident. For the strong impacts assumed in this examination, the pattern had to be extended by means of experimentally determined rules of scale graduation and additional heat transfer calculations. When calculating the heat input into the waste packages, a more realistic calculation of the heat-induced release fractions of radiologically relevant nuclides – such as cobalt 60 and caesium 137 – was applied, also taking into account experimental element-specific release rates which are subject to temperature.

Since the effective location of release is higher due to thermal conditions, the calculation of distribution was simplified and conducted by means of the Gaussian plume model. In order to determine the thermal overheating, the energy release rates during the different stages of the fire were determined with the fire simulation model.

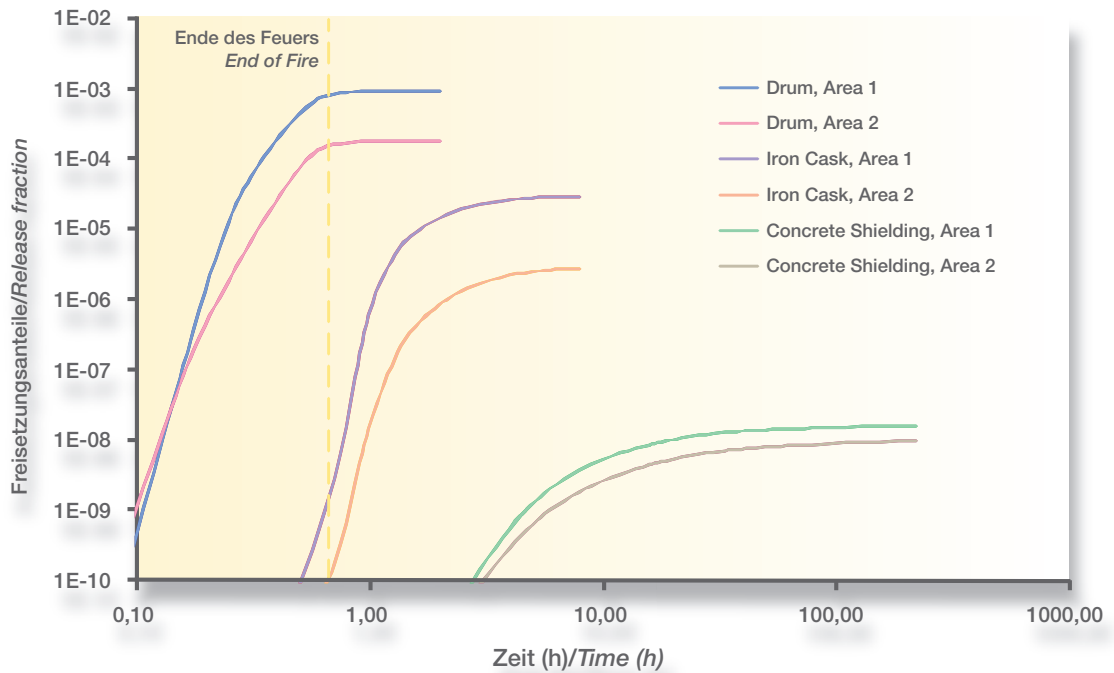
The evaluation of the severity of the potential radiological consequences was based on the intervention levels for severe disaster response measures, i.e. 100 mSv each for evacuation (effective dose through external exposure over more than 7 days and the committed effective dose through inhalation), and, additionally, for a long-term relocation (effective dose through radiation from the ground over one year); the intervention level itself was determined according to the 'Basic Recommendations for Emergency Preparedness in the Environment of Nuclear Facilities'. These reference doses are not final limit values, but reference values for the evaluation of significant radiological consequences of terrorist actions.

## I Results

Following the impact calculations, it must be assumed that the aircraft will penetrate the storage building when hitting it under the most unfavourable conditions. The analysis of the depth of penetration has shown that the penetration into relatively "soft" waste packages such



► Berechnete kumulierte Zeitverläufe der Freisetzungssanteile von Cäsium für verschiedene Abfallgebinde-typen und Aufstellorte  
*Calculated cumulated time histories of release fractions of caesium for different types of waste packages and storage positions*



anschließend abklingendem Mischbrand für wenige Abfallgebinde am Rand der Kerosinlache. Die meisten Abfallgebinde sind deutlich niedrigeren Temperaturen ausgesetzt.

In Abhängigkeit von der Gebindeposition ergeben sich aus den analysierten Temperaturverläufen als Randbedingung für die Wärmetransportberechnungen Zeitverläufe der Freisetzungssanteile von Radionukliden, die sich stark zwischen den einzelnen Gebindetypen unterscheiden. Danach werden die Radionuklide aus den Fässern und Stahlcontainern überwiegend bereits während des Brandes freigesetzt, während die Freisetzungen aus dickwandigen Gussbehältern mit unterstellter Leckage oder aus beschädigten Betonbehältern erst nach Ende des Kerosinbrandes einsetzen. Die so für Cäsium-137 und Kobalt-60 berechneten Freisetzungssanteile liegen zum Teil deutlich niedriger als die entsprechenden Werte früherer Abschätzungen der Transportstudie Konrad.

Die mit dem Brandmodell analysierten Energiefreisetzungsraten während des anfänglichen Feuerballs und des anschließenden Lachenbrandes reichen aus, um für alle potenziell relevanten schwachwindigen Ausbreitungssituationen eine effektive Freisetzungshöhe knapp unterhalb der Inversion der Mischungsschichthöhe zu unterstellen. Auch nach Ende des Kerosinbrandes ist noch eine geringe thermische Überhöhung durch heiße Trümmerteile und kleine Brandnester gegeben, sodass auch die verzögerte Freisetzung aus dickwan-

digen Gebinden sich nicht in unmittelbarer Bodennähe ausbreitet.

## ■ Zusammenfassung/Schlussfolgerung

Die Ergebnisse der für verschiedene Zwischenlager durchgeführten Ausbreitungs- und Dosisberechnungen zeigen, dass die als Bewertungskriterium herangezogenen Eingreifrichtwerte für schwerwiegende Maßnahmen des Katastrophenschutzes von 100 mSv für Evakuierung sowie für langfristige Umsiedlung selbst bei Annahme ungünstigster Randbedingungen im Bereich typischer Entfernungen einer Wohnbebauung weit unterschritten werden. Maximale effektive Dosiswerte für das Kriterium Evakuierung liegen unter 1 mSv und für das Kriterium langfristige Umsiedlung unter 10 mSv (jeweils für beide betrachteten Altersgruppen Erwachsener und Kleinkind).

Die ermittelten maximalen Dosiswerte liegen deutlich unterhalb der in früheren Studien mit einfacheren Ansätzen abgeschätzten Werte. Da auch bei der neu durchgeführten generischen Untersuchung einzelne Elemente der Analyseketten weiterhin offensichtliche Konservativitäten enthalten sind, sind für ein solches Szenario maximal zu unterstellende Dosiswerte als noch niedriger einzuschätzen. ■

as barrels could be determined sufficiently accurately with an inelastic impact model; as to the impact on hard cast-iron containers, the inelastic impact model resulted in an overestimation of the maximum energy input into the container. However, due to parameter uncertainties of the spring-mass model, for all analyses the more conservative results of the inelastic impact model were applied.

A huge part of the kerosene disperses right after hitting the building and the pile of containers and burns in a huge ball of fire. Regarding the then following pool and aircraft and debris fire, the fire simulations with the three-dimensional model FDS4 for different storage facility geometries and debris and fire load configurations have shown relevant effects of a kerosene fire of up to 30 minutes and a maximum temperature of 1,200 °C and a subsequent decreasing mixed-materials fire affecting a few waste packages at the edge of the kerosene pool. Most waste packages are exposed to significantly lower temperatures.

Depending on the position of the waste packages, the analysed temperature distributions – which are boundary conditions for the heat transfer calculations – result in time histories of the radionuclide release fractions, which differ strongly according to the type of container. Thus, the radionuclides in barrels and steel containers are predominantly released during the fire, whereas the release from thick-walled cast-iron casks with an assumed leakage or from damaged concrete containers begins after the kerosene fire. The so determined release fractions of caesium 137 and cobalt 60 are considerably lower than the corresponding values of earlier estimations within the frame of the Konrad Transport Study.

The energy release rates during the initial fire ball and the subsequent pool fire, which were analysed by means of the fire model, suffice to assume an effective height of release just underneath the inversion of the mixed layer for all potentially relevant dispersion situations under weak wind conditions.

Even after the kerosene fire, there are still slight thermal amplifications caused by hot debris and fire pockets, so that the delayed release out of thick-walled containers does not disperse at ground level.

## Summary/Conclusion

The results of the distribution and dose calculations conducted for the different local interim storages have shown that, even with the assumption of worst-case boundary conditions within the typical distance of a settlement, the action levels for severe measures of civil protection which were used as evaluation criteria, i.e. 100 mSv for evacuation and long-term relocation, were not attained. The maximum effective dose is below 1 mSv for evacuation and below 10 mSv for long-term relocation (each for the considered age classes of adults and infants).

The maximum effective dose values are well below the values estimated in former studies with simpler methods. Since the chain of analysis of the new generic examination obviously contains several conservatively assessed elements, the maximum dose values are to be estimated even lower. ■



Dr. Vijen Javeri

## 6.5 Dreidimensionale Analysen zum Gas-, Wärme- und Nuklidtransport in einem Endlager unter Berücksichtigung von gekoppelten thermo-hydro-mechanischen Prozessen

Um die Langzeitsicherheit eines Endlagers für Wärme erzeugende Nuklearabfälle in einer tiefegeologischen Felsformation, wie Tonstein, zu bewerten, wird häufig Grundwasserabfluss in das Endlager postuliert. Das Wasser kann mit dem radioaktiven Abfall oder seinen Behältern reagieren und diese allmählich zersetzen. Die radioaktiven Substanzen können nach Auflösung in der flüssigen Phase aus dem Endlager transportiert und anschließend in die Geosphäre freigesetzt werden. Der Wärme- und Flüssigkeitstransport kann durch die Bildung von Gasen, hauptsächlich Wasserstoff durch die Korrosion metallischer Materialien in dem Endlager, beträchtlich gesteigert werden. Der Zweiphasenfluss, Druckaufbau aufgrund von Gasbildung und Wärmetransport, kann das mechanische Verhalten der Füll- und Verschlussmaterialien und des Wirtsgesteins beträchtlich beeinflussen. Die transiente Belastungssituation, insbesondere wenn sich der Flüssigkeitsdruck dem lithostatischen Druck annähert, kann einen ungünstig ausgerichteten Fehler reaktivieren oder zu neuen Rissbildungen führen. Dies kann wiederum hydrologische Eigenschaften, wie Porosität, Durchlässigkeit und Kapillardruck, beeinträchtigen. Um gekoppelte thermo-hydrologisch-mechanische (THM) Prozesse und deren Einfluss auf den Gas- und Nuklidtransport in einer Zweiphasenströmungskonfiguration zu untersuchen, werden der vom Lawrence Berkeley National Laboratory, USA entwickelte thermo-hydrologische Code TOUGH2 und der von der Itasca Consulting Group, USA entwickelte thermo-mechanische Code FLAC3D von der GRS im Rahmen des BMU-Projekts zur Entwicklung von Rechenmethoden zur Analyse der Langzeitsicherheit eines Endlagers für Nuklearabfall in einer tiefegeologischen Gesteinsformation modifiziert.

### I Sequentielle Kopplung von TOUGH2 und FLAC3D

Der hydrologische Code TOUGH2 inklusive Zustandsgleichungsmodul EOS7 ist ein anerkanntes Werkzeug, um dreidimensional gekoppelte gelöste Substanzen und Wärmetransport von zweiphasigen Vielkomponenten-Flüssigkeitsgemischen in porösen Medien zu untersuchen. Die Massenbilanzgleichung jeder flüssigen Komponente schließt Advektion und Dispersion in beiden Phasen ein. In der Wärmebilanzgleichung werden Konvektion und Leitung berücksichtigt. Die Geschwindigkeiten von Gas und der flüssigen Phase werden bestimmt von der Mehrphasenausbreitung gemäß des Darcy Gesetzes unter Berücksichtigung der relativen Durchlässigkeit jeder Phase in Abhängigkeit von der Flüssigkeitssättigung. Die vollständige Wasser-Dampf-tafel wird verwendet, um die Flüssigkeitseigenschaften zu berechnen. Die Gasphase wird als Mischung idealer Gase, wie Luft oder Wasserstoff und Dampf behandelt. Für die numerische Simulation wird die zu modellierende Region in Elemente diskretisiert. Die Erhaltungsgleichungen werden mit der integralen Differenzgleichungsmethode unter Verwendung des

Newton-Raphson Iterationsschematas simultan gelöst. Die Skalarmengen wie Druck und Temperatur werden am Mittelpunkt der Elemente und die Vektormengen, wie Geschwindigkeiten, an den Elementschnittstellen bestimmt.

FLAC3D ist ein etablierter dreidimensionaler expliziter Differenzgleichungscode für technische Mechanik und kann das Verhalten von Gebilden aus Boden, Gestein oder Materialien, die plastischem Fließen unterliegen, wenn ihre Gehaltsgrenzen erreicht sind, beschreiben. Die Materialien werden auf einem dreidimensionalen Raster von vielgestaltigen Elementen verkörpert. Jedes Element verhält sich entsprechend dem vorgegebenen linearen oder nicht-linearen Spannungs-Dehnungsgesetz als Antwort auf die aufgetragenen Kräfte oder Grenzbeschränkungen. Um gekoppelte Prozesse zu analysieren, können der Flüssigkeitsdruck und die Temperatur vorgegeben werden durch Verwendung der Flüssigkeits- und der thermischen Konfiguration. Um gekoppelte THM Prozesse zu analysieren, ist zu beachten, dass Gesamtspannungen, Druck, Temperatur und Verschiebungen an den Eckknoten eines Elements – Hauptspannungen, Volumenausdehnungen und mittlerer Druck hingegen am Mittelpunkt eines Elements berechnet werden.

## 6.5 Three Dimensional Analyses of Gas, Heat and Nuclide Transport in a Repository Considering Coupled Thermo-Hydro-Mechanical Processes

To assess the long term safety of a repository for heat generating nuclear waste in a deep geological rock formation, such as plastic clay rock, often groundwater flow into the repository is postulated. The water can react with the radioactive waste or with its containers and can gradually disassemble them. The radioactive substances after being dissolved in liquid phase can be transported out of the repository and subsequently can be released into the geosphere. The heat and fluid transport can be enhanced significantly by gas generation, mainly hydrogen due to corrosion of metallic materials in the repository. The two phase flow, pressure build-up due to gas generation and heat transport can influence substantially the mechanical behavior of the filling and sealing materials and host rock. The transient stress situation, especially, if the fluid pressure approaches the lithostatic pressure, can reactivate an unfavorably oriented fault or can lead to new fracturing. This can in turn affect the hydrological properties, like porosity, permeability and capillary pressure. To study the coupled thermo-hydrologic-mechanical (THM) processes and their influence on gas and nuclide transport in a two phase flow configuration, the thermo-hydrological code TOUGH2, developed by Lawrence Berkeley National Laboratory, USA, and the thermo-mechanical code FLAC3D, developed by Itasca Consulting Group, USA, are modified by GRS in the framework of the BMU-Project, Development of the computational methods to analyze long term safety of a repository for nuclear waste in a deep geological rock formation.

### Sequential Coupling of TOUGH2 and FLAC3D

The hydrological code TOUGH2 including equation-of-state module EOS7 is a recognized tool to study three dimensional coupled solute and heat transport of two-phase multi-component fluid mixtures in porous media. The mass balance equation of each fluid component includes advection and dispersion in both phases. In the heat balance equation, convection and conduction are considered. The velocities of gas and liquid phase are determined by multiphase extension of Darcy's law considering relative permeability of each phase depending upon liquid saturation. The complete steam table is used to calculate the liquid properties. The gas phase is treated as a mixture of ideal gases such as air or hydrogen and vapour. For numerical simulation the region to be modelled is discretized into elements. The conservation equations are solved simultaneously with the integral finite difference method using Newton-Raphson iteration scheme. The scalar quantities like pressure and temperature are determined at the center of the elements and the vector quantities such as velocities at the element interfaces.

FLAC3D is an established three dimensional explicit finite difference code for engineering mechanics and can describe the behavior of structures built of soil, rock or materials that undergo plastic flow when their yield limits are reached. Materials are represented by polyhedral elements within a three dimensional grid. Each element behaves according to the prescribed linear or non linear stress/strain law in response to applied forces or boundary restrains. To analyze coupled processes, the fluid pressure and temperature can be prescribed by invoking the fluid and thermal configuration. To analyze coupled THM processes, it is to be noted that, the total stresses, pressure, temperature, and displacements are computed at the corner nodes of an element and the principal stresses, volumetric strains and average pressure at the center of an element.

The original version of TOUGH2 with EOS7 is extended by GRS to couple FLAC3D sequentially. An identical numerical grid with equal numbers of FLAC3D zones and TOUGH2 elements is required for the coupling. In the sequential procedure, the code TOUGH2 is executed as a "main program" to perform thermo-hydrological analysis and the FLAC3D as a "subroutine" to conduct a quasi static mechanical

Die TOUGH2 Originalversion mit EOS7 wird von GRS erweitert, um FLAC3D sequentiell zu koppeln. Für die Kopplung ist ein identisches, numerisches Raster mit der gleichen Anzahl an FLAC3D Zonen und TOUGH2 Elementen erforderlich. In dem sequentiellen Verfahren wird TOUGH2 als „Hauptprogramm“ durchgeführt, um thermo-hydrologische Analysen durchzuführen und FLAC3D als „Unterprogramm“, um eine gleichsam statische mechanische Analyse durchzuführen. Zu Beginn werden der Anfangsflüssigkeitsdruck und die Temperaturverteilungen mit TOUGH2 berechnet und an FLAC3D weitergeleitet. Da der Druck und die Temperatur bei TOUGH2 am Mittelpunkt des Elements berechnet werden und weil die Temperatur und der Druck bei FLAC3D den Eckpunkten des Elements zugewiesen werden, müssen die Daten von den Mittelpunkten der TOUGH2 Elemente zu den Eckpunkten von FLAC3D interpoliert werden. Anschließend wird die Anfangsspannungsverteilung berechnet. Während der transienten Analyse ruft TOUGH2 am Ende jedes Zeitabschnitts FLAC3D auf, um die neuen Dehnungs- und Spannungsverteilungen zu berechnen. Hierbei werden die aktuellen Flüssigkeits- und Temperaturverteilungen an FLAC3D weitergeleitet. Am Ende des FLAC3D-Durchlaufs werden die aktuellen Spannungs- und Dehnungsverteilungen an TOUGH2 zurückgeleitet. Um mit der Analyse der Zweiphasenströmung und des Wärme- und Nuklidtransports mit TOUGH2 fortzufahren, werden für alle Elemente die hydrologischen Eigenschaften, wie Porosität, Durchlässigkeit und Kapillardruck grundsätzlich bestimmt, entweder als Funktion der mittleren effektiven Spannung oder als Funktion der Volumenausdehnung zu jedem Zeitabschnitt. Diese Kopplungsfunktionen können nicht-linear verlaufen und sollten unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Daten bestimmt werden.

## Thermo-hydro-mechanische (THM)

### Analyse

Ein vereinfachtes dreidimensionales Modell eines nicht-isothermischen Endlagersystems wird in Erwägung gezogen, um die sequentielle Kopplung von TOUGH2 und FLAC3D zu demonstrieren. Das Modell mit angemessenen Parametern besteht aus vier materiellen Einsatzgebieten: den oberen 400 m als Barrieregestein (undurchlässiges Deckgestein), den unteren 200 m Tonstein als Wirtsgestein, einem 10 m hohen Endlager

an der Talsohle des Wirtsgesteins und eine Auflockerungszone um das Endlager herum. Zunächst werden das Barrieregestein und der Tonstein (Wirtsgestein) vollständig und das Endlager und die Auflockerungszone teilweise mit Grundwasser gesättigt. Eine transiente Temperaturgrenzbedingung wird an der unteren Oberfläche des Endlagers eingeführt, um das Abklingen der Wärmeentstehung mit einer Halbwertszeit von 2000 Jahren zu simulieren. Die radioaktiven Substanzen im Endlager werden simuliert durch eine einzelne, nicht abklingende gelöste Substanz. Die Gasentstehung im Endlager wird durch eine transiente Wasserstoffausbringungsrate dargestellt. Die Flüssigkeit besteht aus drei Komponenten: Grundwasser, gelöste Substanz in flüssiger Phase und Wasserstoff. Die Löslichkeit des Wasserstoffes in der flüssigen Phase ist durch das Henry-Gesetz gegeben. Um die relativen Durchlässigkeiten und den Kapillardruck zu bestimmen, um Darcy-Geschwindigkeiten des Gases und der flüssigen Phase zu berechnen, werden die Van Genuchten-Funktionen angewendet. Um räumliche Spannungsbedingungen mit FLAC3D zu berechnen, wird für das Barrieregestein (undurchlässiges Deckgestein) und das Endlager ein isotropisches elastisches Material für ein Barrieregestein (undurchlässiges Deckgestein) und das Endlager unterstellt. Der Tonstein (Wirtsgestein) und die Auflockerungszone sollen dem Modell aus plastischem Material entsprechend dem Mohr-Coulomb Ansatz folgen. Unter Berücksichtigung dieser Aufgabenspezifikationen werden die folgenden Fälle definiert:

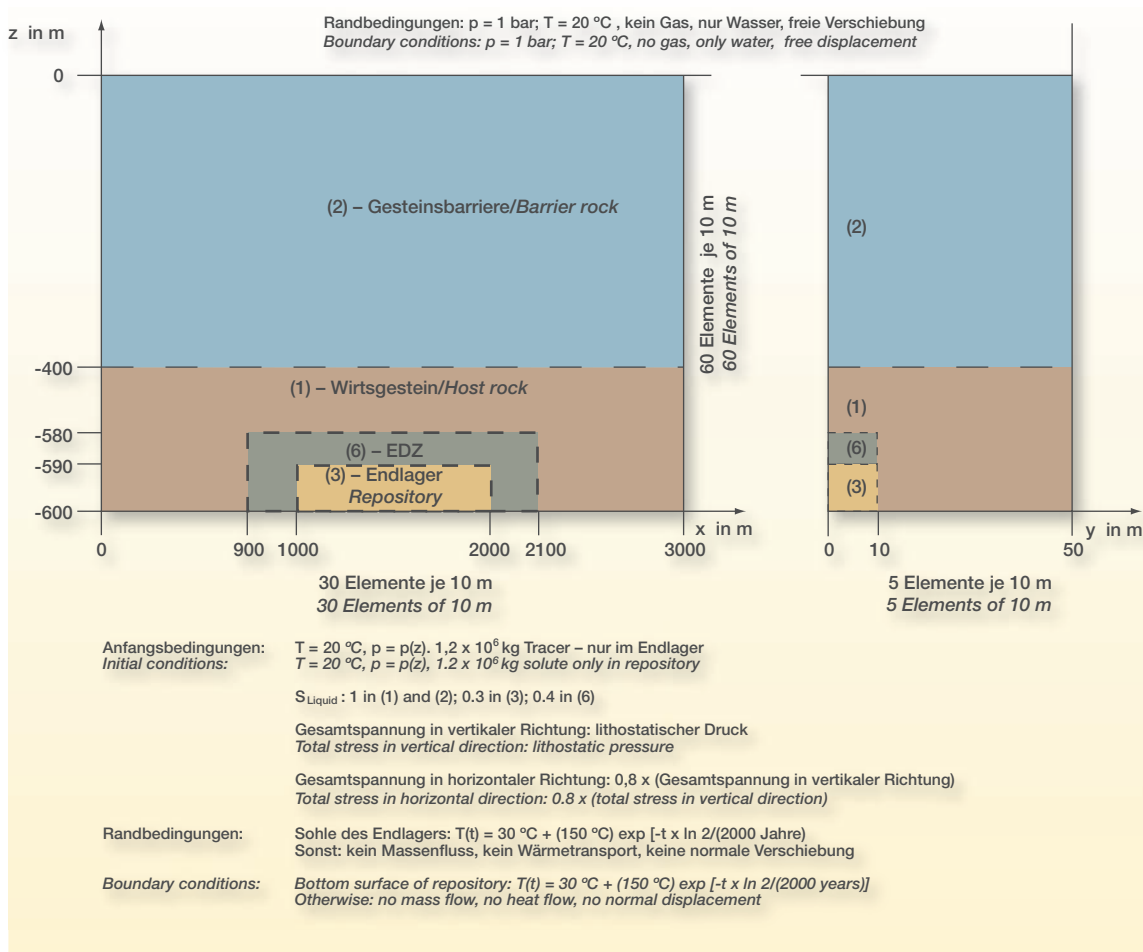
- **Fall THC31:** In diesem Referenzfall für die hydrologische Analyse mit TOUGH2 hängen die hydrologischen Eigenschaften nicht von Spannung oder Dehnung ab.
- **Fall THMC31:** Sequentielle Kopplung: Unter Verwendung der grundsätzlich gleichen Eingabedaten wie in Fall THC31 werden TOUGH2 und FLAC3D sequentiell durchgeführt, wobei bei jedem Zeitabschnitt die Variablen Porosität, Durchlässigkeit und Kapillardruck in Abhängigkeit von der Volumendehnung berücksichtigt werden.
- **Fall THMC32:** Sequentielle Kopplung: Unter Verwendung der grundsätzlich gleichen Eingabedaten wie in Fall THC31 werden TOUGH2 und FLAC3D sequentiell durchgeführt, wobei bei jedem Zeitabschnitt die Variablen Porosität, Durchlässigkeit und Kapillardruck in Abhängigkeit von der mittleren effektiven Spannung berücksichtigt werden

analysis. In the beginning, the initial fluid pressure and temperature distributions are computed by TOUGH2 and transferred to FLAC3D. Since in TOUGH2 the pressure and temperature are calculated at the centre of the element and since in FLAC3D the temperature and pressure are allocated to the corner points of the element, data have to be interpolated from the center points of the TOUGH2 elements to the corner grid points of FLAC3D. Subsequently, the initial stress distribution is calculated. During the transient analysis, at the end of each time step, TOUGH2 calls FLAC3D and the current fluid and temperature distributions are transferred to FLAC3D to compute the new strain and stress distributions. At the end of the FLAC3D run, the current stress and strain distributions are transferred back to TOUGH2. To continue the two phase flow and heat and nuclide transport analysis with TOUGH2, the hydrological properties, such as porosity, permeability

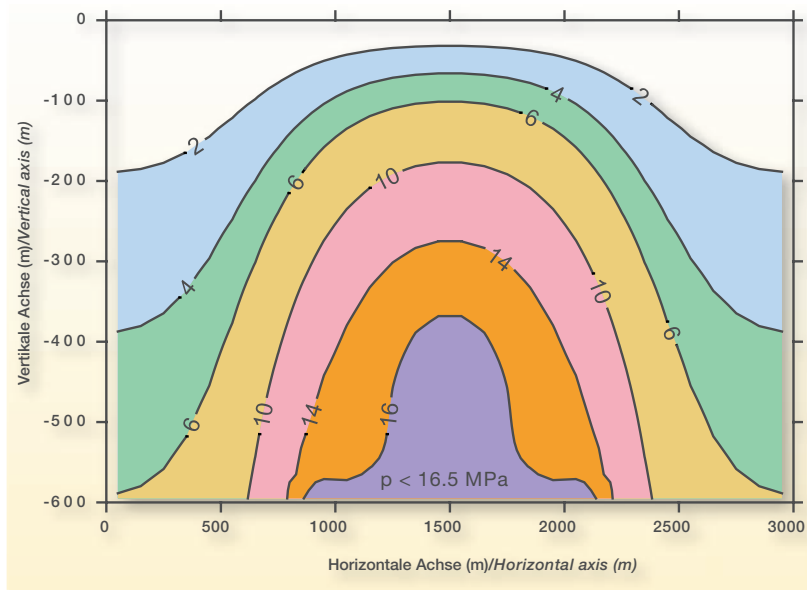
and capillary pressure for all elements are determined basically either as a function of mean effective stress or as a function of volumetric strain at each time step. These coupling functions can be non-linear and should be determined by considering site specific data.

## Thermo-Hydro-Mechanical (THM) Analysis

A three dimensional simplified model of a non-isothermal repository system is considered to demonstrate the sequential coupling of TOUGH2 and FLAC3D. The model with reasonable parameters consists of four material domains: upper 400 m as a



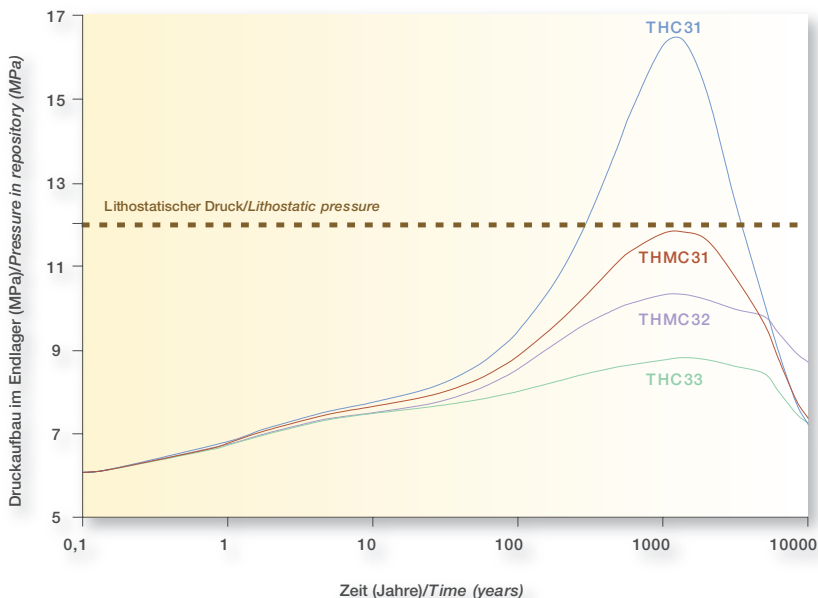
▲ Dreidimensionales Modell eines Endlagers in Tonstein.  
 Three dimensional model of a repository in clay rock.



▲ Druck (MPa) bei  $y = 5$  m und  $t = 1000$  Jahre im Fall THC31  
 Pressure (MPa) at  $y = 5$  m and  $t = 1000$  years in case THC31

- **Fall THC33:** Dieser hydrologische Grenzfall entspricht dem Fall THC31, aber jetzt werden für alle Elemente, die maximale Porosität und Durchlässigkeit angewendet, die vom Fall THMC32 abgeleitet wurden.

Diese vier Fälle werden mit einer modifizierten Version von TOUGH2/EOS7 bis zu einer Problemzeit von bis



zu  $10^4$  Jahren berechnet. Die Gasentstehung und die Zerfallswärme beeinflussen die Druckverteilung in signifikanter Weise und führen zu einem Maximalwert von 16,4 MPa im Endlager, ungefähr 4,4 MPa über dem lithostatischen Niveau.

Der Druckanstieg im Endlager kann die Stabilität und die Integrität des Wirtsgesteins beeinträchtigen. Unterstellt man, dass die Rissbildung aufgrund des Druckaufbaus im Gestein auftreten kann, wenn der Flüssigkeitsdruck ( $p$ ) die minimale Druckhauptspannung ( $\sigma_3$ ) erreicht, so kann der Sicherheitsfaktor in Bezug auf die Rissbildung als Quotient  $\sigma_3/p$  definiert werden. Der Sicherheitsfaktor in Bezug auf die Rissbildung wird dargestellt in der Grenzfläche des Endlagers  $y = 5$  m bei  $t = 1000$  Jahre, um den herum im Fall THMC31 der maximale Druck auftritt. In der oberen Region des Modells ist der Sicherheitsfaktor wenig geringer als in der unteren Region, da die Differenz zwischen dem Flüssigkeitsdruck und dem lithostatischen Druck mit der Tiefe zunimmt.

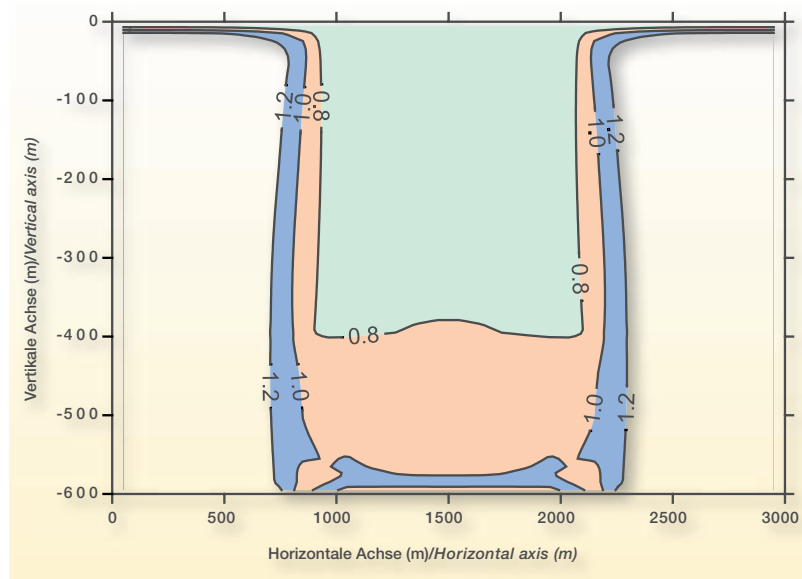
Vorausgesetzt, dass bei einem Sicherheitsfaktor unter 1,2 ein Rissbildungsrisiko gegeben ist, ist hauptsächlich die Region im Wirtsgestein direkt oberhalb des Endlagers bis zur Deckfläche beeinträchtigt, in nahezu der Hälfte der Modellregion, kann Rissbildung und somit Instabilität des Wirtsgesteins erwartet werden. Für einen ganzheitlichen Vergleich wird der Druck im Zentrum des Endlagers durch die Fälle THMC31 und THMC32 mit gekoppelten mechanischen Prozessen dargestellt. Diese Drücke sind beträchtlich geringer als die im Fall THC31 ohne mechanische Einwirkungen. Wie erwartet, nimmt der Druckaufbau aufgrund der Entstehung von Gas mit zunehmender Porosität und Durchlässigkeit des porösen Mediums ab. Entsprechend der postulierten Spannungs- oder Dehnungs-Porositäts-Durchlässigkeits-Beziehung, sind die Auswirkungen der gekoppelten Prozesse deutlich erkennbar, was durch die Begrenzung der hydrologischen Fälle THC31 und THC33 angemessen umhüllt werden kann. In Abhängigkeit von der Spannungs- oder Dehnungs-Porositäts-Durchlässigkeits-Beziehung können die Auswirkungen der gekoppelten Prozesse beträchtlich sein.

◀ Druck im Zentrum des Endlagers  
 Pressure at the centre of the repository

barrier rock (cap rock), lower 200 m plastic clay rock as a host rock, a 10 m high repository at the bottom of the host rock and an excavation disturbed zone (EDZ) around the repository. Initially, the barrier rock and the clay rock (host rock) are fully; the repository and the EDZ are partly saturated with groundwater. A transient temperature boundary condition at the bottom surface of the repository is introduced to simulate the decay heat generation with a half-life period of 2000 years. The radioactive substances in the repository are simulated by a single non decaying solute. The gas generation in the repository is represented by a transient hydrogen production rate. The fluid consists of three components: ground water, solute in liquid phase and hydrogen. The solubility of hydrogen in liquid phase is given by Henry's Law. To determine the relative permeabilities and the capillary pressure to compute the Darcy velocities of the gas and the liquid phase, the Van Genuchten functions are applied. To compute the spatial stress conditions with FLAC3D, an isotropic elastic material for the barrier rock (cap rock) and the repository is assumed. The clay rock (host rock) and the EDZ are supposed to obey elastic plastic material model according to the Mohr-Coulomb formulation. Considering these problem specifications, following cases are defined:

- **Case THC31:** In this reference case for the hydrological analysis with TOUGH2, the hydrological properties do not depend on stress or strain.
- **Case THMC31:** Sequential coupling: Using basically the same input data of case THC31, TOUGH2 and FLAC3D are executed sequentially at each time step considering variable porosity, permeability and capillary pressure depending upon volumetric strain.
- **Case THMC32:** Sequential coupling: Using basically the same input data of case THC31, TOUGH2 and FLAC3D are executed sequentially at each time step considering variable porosity, permeability and capillary pressure depending upon mean effective stress.
- **Case THC33:** This bounding hydrological case is same as the case THC31, but now maximum porosity and permeability for all elements are applied, which are derived from the case THMC32.

These four cases are computed with a modified version of TOUGH2/EOS7 up to the problem time of  $10^4$  years.



▲ Sicherheitsfaktor in Bezug auf Rissbildung bei  $y = 5$  m und  $t = 1000$  Jahre im Fall THMC31.

*Factor of safety regarding hydro-fracturing at  $y = 5$  m and  $t = 1000$  years in case THMC31.*

The gas generation and the decay heat influence the pressure distribution significantly leading to the maximum value of 16.4 MPa in the repository, about 4.4 MPa above the lithostatic level.

The pressure increase in the repository can affect the stability and the integrity of the host rock. Assuming that the hydro-fracturing due to pressure build-up in the rock can occur, if the fluid pressure ( $p$ ) reaches the minimum compressive principal stress ( $\sigma_3$ ), the factor of safety related to hydro-fracturing can be defined as a quotient  $\sigma_3/p$ . The factor of safety related to hydro-fracturing in the boundary plane of the repository  $y = 5$  m at  $t = 1000$  years is presented, around which maximum pressure occurs in case THMC31. In the upper region of the model, the safety factor is little smaller than in the lower region, as the difference between the fluid pressure and the lithostatic pressure increases with depth.

Postulating that a risk of hydro-fracturing is given for a safety factor below 1.2, mainly the region in the host rock right above the repository up to the top surface is affected; in nearly half of the model region, the hydro-fracturing and hence the instability of the host rock can be expected. For an integral comparison, the pressure at the centre of the repository is presented by the



### I Schlußfolgerungen

Um die gekoppelten thermo-hydro-mechanischen (THM) Prozesse und deren Einfluß auf den Gas- oder Nuklidtransport in einer Zweiphasenströmungs-Konfiguration in einem Endlagersystem zu untersuchen, wird eine sequentielle Kopplung des thermo-hydrodynamischen Codes TOUGH2 und des thermo-mechanischen Codes FLAC3D beschrieben und verwendet, um den dreidimensionalen Transport von Gas, Wärme und Nukliden in einem Endlager für wärmeerzeugende radioaktive Abfälle in Tonstein mit einem plastischen Materialmodell entsprechend dem Mohr-Coulomb-Ansatz zu untersuchen. Die orientierenden gekoppelten

THM-Analysen zeigen, dass das Transportverhalten der kontaminierten Zweiphasenströmung und die mechanische Stabilität des Wirtsgesteins von der Gasentstehung im Endlager merklich beeinflusst werden.

Die gegenwärtige Methode, die von der GRS entwickelt wird, kann dazu verwendet werden, den Sicherheitsabstand in Bezug auf Rissbildung aufgrund des Aufbaus von Flüssigkeitsdruck zu quantifizieren und kann dabei helfen, Abgrenzungsanalysen zu definieren, wenn hydrologische Eigenschaften wie Porosität, Durchlässigkeit und Kapillardruck in Abhängigkeit von der mittleren effektiven Normalspannung oder der Volumendehnung verwendet werden. ■

cases THMC31 and THMC32 with coupled mechanical processes. These pressures are substantially lower than in the case THC31 without mechanical effects. As expected, with increasing porosity and permeability of the porous medium the pressure build-up due to gas generation decreases. According to the postulated stress- or strain-porosity-permeability relationship, the impact of the coupled processes is noticeable, which can be enveloped reasonably by the limiting hydrological cases THC31 and THC33. Depending on stress- or strain-porosity-permeability relationship, the impact of the coupled processes can be substantial.

## I Conclusions

To study the coupled thermo-hydro-mechanical (THM) processes and their influence on gas and

nuclide transport in a two phase flow configuration in a repository system, a sequential coupling of the thermo-hydrodynamic code TOUGH2 and the thermo-mechanic code FLAC3D is described and applied to study three dimensional gas, heat and nuclide transport in a repository for heat generating radioactive waste in clay rock with elastic plastic material model according to the Mohr-Coulomb formulation. The scoping coupled THM analyses show that the transport behaviour of the contaminated two phase fluid and the mechanical stability of the host rock are noticeably influenced by the gas generation in the repository.

The present method, which is developed by GRS, can be applied to quantify safety margin related to hydro-fracturing due to fluid pressure build-up and can help to define bounding analyses, if the hydrological properties, like porosity, permeability, and capillary pressure, depending on mean effective normal stress or volumetric strain are employed. ■



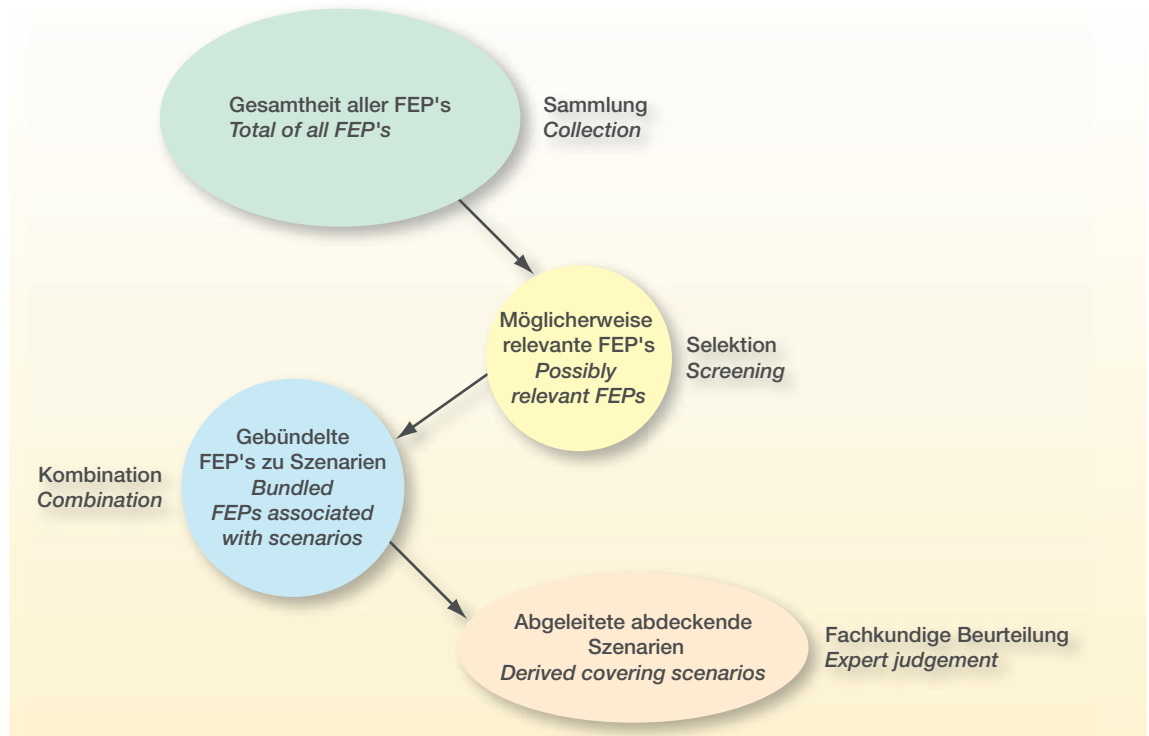
Thomas Beuth

## 6.6 Szenarientwicklung für die Phase nach Verschluss eines Endlagers

Für den Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern werden Langzeitsicherheitsanalysen herangezogen. Wesentlicher Teil dieser Analysen ist die Szenarientwicklung, in der die potenziellen Entwicklungen des Endlagersystems im Nachweiszeitraum ermittelt werden. Dazu gehören die Identifizierung von Einflussnehmenden Faktoren („Features, Events and Processes“ FEPs), die ausführliche Beschreibung und Auswahl möglicher Entwicklungen, die Klassifizierung der Szenarien nach Wahrscheinlichkeiten ihres Eintretens sowie die Identifizierung repräsentativer Szenarien, die in den Langzeitsicherheitsanalysen hinsichtlich ihrer Konsequenz untersucht werden. Ein Szenarium beschreibt eine postulierte Entwicklung des Endlagersystems und seiner Sicherheitsfunktionen, die durch eine Kombination relevanter Faktoren spezifiziert ist, welche das Endlagersystem charakterisieren oder dieses beeinflussen.

Die GRS ist national und international an der methodischen und anforderungsspezifischen Ausgestaltung der Szenarientwicklung beteiligt. Auf nationaler Ebene werden im Rahmen des Vorhabens „Verfolgung und Bewertung der Fortentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik beim Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern“ eine Reihe von fachlichen Aspekten und Unterthemen zur Szenarientwicklung aufgearbeitet und thematisiert. Zu

den Hauptschwerpunkten gehören die Organisation und Leitung von Fachsitzungen des Arbeitskreises „Szenarientwicklung“ und die Behandlung sowie Dokumentation relevanter Teilgebiete wie z. B. „zukünftige menschliche Aktivitäten“, „unbeabsichtigtes menschliches Eindringen“ und „Informationserhalt“, die u. a. eine Teilmenge der in der GRS erstellten Wissensbasis bilden.



▲ Schematische Darstellung der allgemeinen Schritte der Szenarientwicklung  
Schematic illustration of the general steps of scenario development

## 6.6 Scenario Development for the Post-closure Phase of the Repository

Long-term safety analyses are carried out to demonstrate long-term safety of repositories. An essential part of these analyses is the development of scenarios where potential developments of a repository system in the demonstration period are determined. To these belong the identification of influencing factors ("Features, Events and Processes" FEPs), the detailed description and selection of possible developments, the classification of scenarios according to occurrence probabilities as well as the identification of representative scenarios, which are examined in the long-term safety analyses with respect to their consequences. A scenario describes a postulated evolution of the repository system and its safety functions which is specified by a combination of relevant factors characterising or influencing the repository system.

GRS participates nationally and internationally in the methodological and requirement-specific design of scenario development. On the national level a number of technical aspects and subtopics on scenario development are cleared and picked out as a central theme within the framework of the project "Pursuit and Assessment of the further Development of the State of the Art upon demonstrating long-term Safety of Repositories". The organisation and management of expert meetings held by the working group "Scenario Development" and dealing with and documenting relevant subareas, like, for example, "Future Human Activities", "Unintended Human Intrusion", "Information Preservation", which among other things represent a subset of the knowledge base elaborated by GRS belong to the main emphases.

The working group "Scenario Development" is composed of representatives of different institutions representing the professional expertise in scenario matters in Germany. With the constituent meeting in 1997 the working group made it their business to elaborate a common understanding of different key aspects of scenario development and to transport this into the expert world, to discuss new developments and trends, to elaborate common positions and to publish these or to make them public, to promote dialogue and to bring about consensus, but also to identify different views, opinions and procedures.

In 2006/2007 the working group particularly dealt with and discussed the "Requirements for Scenario Development as a part of Safety Criteria and Guidelines", "Safety Functions using the Dossier 2005 Argile as an Example", "Illustration of the BGR (Federal Institute for Geosciences and Natural Resources) Methodology on

Scenario Development", "FEP Generation and Scenario Development as a part of the ISIBEL Project" and "The Treatment of Human Impacts". The working group is currently working on a position paper on the subject matter of "Consideration of human intrusion into a repository for radioactive waste in deep geological formations".

In the further project on "Safety Criteria and Guidelines" GRS elaborated suggestions on requirement criteria. In addition to a variety of essential safety-related aspects these comprise the regulatory specifications and guidelines which have to be observed when developing and dealing with scenarios.

On an international level GRS contributes its services to many projects and working groups of OECD/NEA, IAEA and the EU focusing on "Scenario Development". GRS thus participated in the EU project PAMINA "Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case" in 2006/2007 and attended the IAEA Technical Meeting "Preservation and Transfer to Future Generations of Information Important to the Safety of Waste Disposal Facilities".

GRS plays its part in the EU project PAMINA with technical papers on different aspects. The technical contributions on the topics "Definition and Assessment of Scenarios" and "Safety Functions" are mentioned as examples directly connected to scenario development. Future technical contributions with a respective connection to the topic relate to "Human Intrusion" and "Analysis of the Evolution of the Repository System". In addition to the technical papers, GRS fulfills a number of further functions in PAMINA, like the coordination and management of corresponding working groups

Der Arbeitskreis „Szenarientwicklung“ setzt sich aus Vertretern verschiedener Institutionen zusammen, die in Deutschland die Fachkompetenz in der Szenariethematik stellen. Mit der konstituierenden Sitzung 1997 hat sich der Arbeitskreis zur Aufgabe gemacht, ein gemeinsames Verständnis zu den verschiedenen Schwerpunkten der Szenarientwicklung zu erarbeiten und in die Fachwelt zu transportieren, neue Entwicklungen und Trends zu diskutieren, gemeinsame Positionen herauszuarbeiten und zu publizieren oder öffentlich zu machen, den Dialog zu suchen und Konsensbildung herbeizuführen aber auch unterschiedliche Ansichten, Meinungen und Verfahrensweisen zu identifizieren.

2006/2007 hat der Arbeitskreis insbesondere die „Anforderungen an die Szenarientwicklung im Rahmen der Sicherheitskriterien und Leitlinien“, „Sicherheitsfunktionen am Beispiel des Dossier 2005 Argile“, „Darstellung der BGR-Methodik zur Szenarientwicklung“, „FEP- Generierung und Szenarientwicklung im Rahmen des Vorhabens ISIBEL“ und „Behandlung von menschlichen Einwirkungen“ behandelt und diskutiert. Gegenwärtig arbeitet der Arbeitskreis an einem gemeinsamen Positionspapier zur Thematik „Behandlung des menschlichen Eindringens in ein Endlager für radioaktive Abfälle in tiefen geologischen Formationen“.

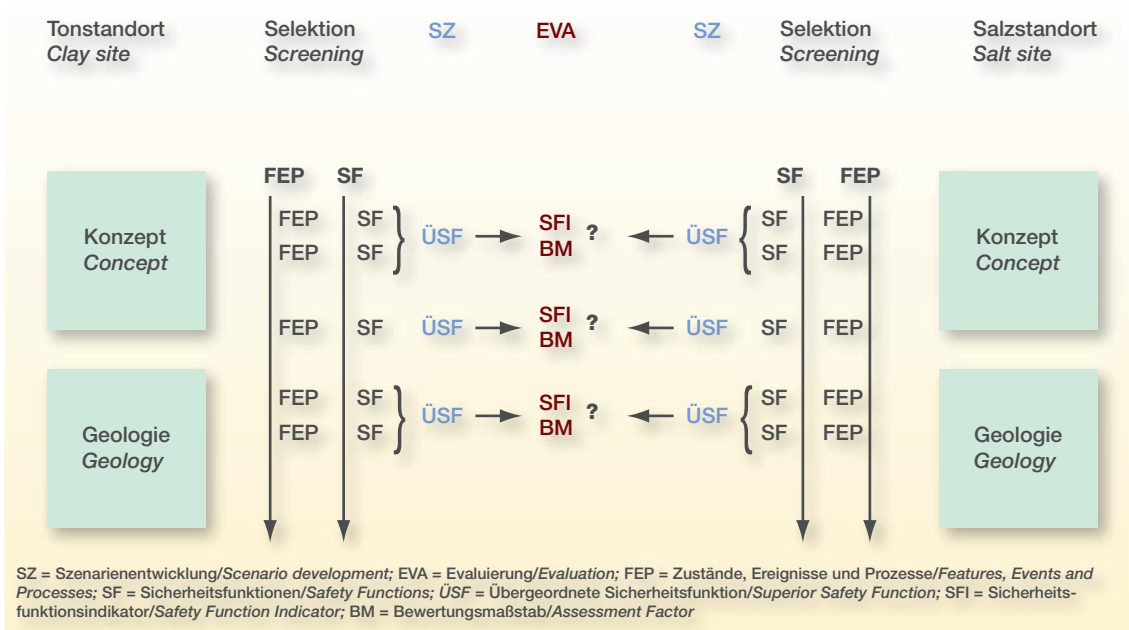
In dem weiteren Vorhaben „Sicherheitskriterien und Leitlinien“ arbeitete die GRS Vorschläge zu Anforderungskriterien aus. Diese beinhalten neben einer Vielzahl essenzieller sicherheitstechnischer Aspekte die regulatorischen Festlegungen und Vorgaben, die bei einer Szenarientwicklung und im Umgang mit Szenarien zu beachten sind.

Auf internationaler Ebene arbeitet die GRS in vielen Vorhaben und Arbeitsgruppen der OECD/NEA, IAEA und der EU mit, in denen die „Szenarientwicklung“ im Fokus steht. So wirkte die GRS 2006/2007 in dem EU-Vorhaben PAMINA „Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case“ mit und nahm am Technical Meeting „Preservation and Transfer to Future Generations of Information Important to the Safety of Waste Disposal Facilities“ der IAEA teil.

In dem EU-Vorhaben PAMINA bringt sich die GRS mit Fachbeiträgen zu den verschiedensten Aspekten ein. Beispielhaft sind hier die erstellten Fachbeiträge zu den Themen „Definition and Assessment of Scenarios“ und „Safety Functions“ zu nennen, die im direkten Zusammenhang mit der Szenarientwicklung stehen. Zukünftige Fachbeiträge mit entsprechender thematischer Verknüpfung beziehen sich auf „Human Intrusion“ und „Analysis of the Evolution of the Repository System“. Neben den Fachbeiträgen nimmt die GRS in PAMINA eine Reihe weiterer Aufgaben wahr, wie die Koordination und Führung von entsprechenden Arbeitsgruppen und die Leitung der Arbeiten zur Szenarientwicklung. Diese Arbeiten sind in zwei Bereiche aufgeteilt, die sich auf die Identifizierung von Szenarien auf der Basis von Sicherheitsfunktionen und auf die Entwicklung von stilisierten Szenarien beziehen.

Das o. g. „Technical Meeting“ der IAEA zum Informationserhalt stellt ein Nebengebiet der Szenarientwicklung dar. Die Thematik „Informationserhalt“ spielt vor allem in Bezug auf die Behandlung menschlicher Einwirkungen („Human Intrusion“) auf einen Endlagerstandort oder auf das Endlager eine wesentliche Rolle. Die Begleitung von Veranstaltungen der IAEA bietet der GRS neben der Vertretung der deutschen Position vor allem die Möglichkeit, an den von der IAEA ausgegebenen Standards, Anforderungen und Sicherheitsberichten direkt mitzuwirken.

Zukünftige auf Szenarien ausgerichtete Arbeiten des GRS-Fachbereichs „Strahlen- und Umweltschutz“ werden im Teilvorhaben „Szenarienermittlung“ durchgeführt. Dieses Teilvorhaben ist Bestandteil des übergeordneten Vorhabens „Vergleichende Sicherheitsanalysen für Endlagerstandorte zur Bewertung der Methoden und Instrumentarien“ (VerSi). Ziel ist, eine Methodik, die den Vergleich von Endlagerstandorten in unterschiedlichen Wirtsgesteinen ermöglichen soll, zu erarbeiten. Dabei sollen Szenarien unter Einbeziehung von FEPs, Sicherheitsfunktionen und Endlagerkomponenten für vorgegebene synthetische Standorte in Salz und Ton entwickelt werden. Die Identifizierung von sogenannten übergeordneten Sicherheitsfunktionen soll dann für einen Vergleich beider Standorte herangezogen werden. ■



▲ Schematische Darstellung der in einem frühen Anfangsstadium des Vorhabens entwickelten Methodik  
Schematic illustration of a methodology developed at an early initial stage of the project

and leading the works on scenario development. These tasks are divided into two areas relating to the identification of scenarios on the basis of safety functions and the development of stylised scenarios.

The a.m. IAEA Technical Meeting on the preservation of information represents a subsidiary field of scenario development. The subject matter "Information Preservation" plays an essential role especially with respect to the treatment of human intrusion into a repository site or the repository. Apart from representing the German position, the attendance of IAEA events provides GRS with the opportunity to directly contribute to the standards, requirements and safety reports issued by IAEA.

Future studies of the GRS Department Radiation and Environmental Protection aimed at scenarios will be performed in the subproject "Scenario Determination". This subproject is part of the superior project "Comparative Safety Analyses for Repository Sites for Assessing Methodologies and Equipment" (VerSi). It is the objective to elaborate a methodology rendering a comparison of repository sites in different host rocks possible. Thereby, scenarios considering FEPs, safety functions and repository components for given synthetic sites in salt and clay shall be developed. The identification of so-called superior safety functions shall then be used for a comparison of both sites. ■

# 7

## Projekte



Ulrich Erven

Der Bereich Projekte nimmt fachliche und administrative Aufgaben zur Koordinierung der GRS-Projekte wahr. Er ist somit Schnittstelle zwischen Auftraggebern und den operativen Geschäftsfeldern der GRS.

Zu den Aufgaben des Bereichs zählen die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen, Ressourcensteuerung und Qualitätssicherung. Die übergeordnete Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte, z. B. zu Sicherheitsanforderungen oder zur Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik ist darüber hinaus eine weitere fachlich anspruchsvolle Aufgabe. Weiterhin werden Kenntnisse und Kompetenzen fachübergreifend gebündelt, die zur Koordination des internationalen wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustauschs und der internationalen Aktivitäten der GRS erforderlich sind.

Das im Jahr 2006 von der GRS, IRSN und AVN gegründete europäische TSO-Netzwerk (ETSON) ist ein bedeutender Schritt der GRS in Richtung Intensivierung und Harmonisierung bei der internationalen Zusammenarbeit. Der Bereich Projekte koordiniert die Aktivitäten und setzt sich dafür ein, dieses Netzwerk und die Zusammenarbeit der EUROSAFE-Partner weiterzuentwickeln. Aktuelle Informationen hierzu können über das Internet [www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org) abgerufen werden.

Im Rahmen der Ausbildungsaktivitäten der GRS arbeitet der Bereich an der Umsetzung des Konzepts zur internen Weiterbildung mit. In diesem Zusammenhang und im Zusammenhang mit den ETSON-Aktivitäten organisiert er das erste Mal im Sommer 2008 zusammen mit IRSN und AVN eine „Summer School“ für Mitarbeiter der ETSON- und EUROSAFE-Partner. Dieser Auftaktveranstaltung sollen weitere gemeinsame Weiterbildungsmaßnahmen folgen.

Wissensmanagement bleibt eine Herausforderung der GRS. Das Wissensmanagementsystem wird ständig ausgebaut. So wurden im Berichtszeitraum sogenannte Wissensseiten konzipiert. Diese sollen die Kompetenzen der GRS transparent darstellen, wobei die Dokumentation des Erfahrungswissens einen besonderen Stellenwert hat, ein wertvoller Einstieg für neue Mitarbeiter.

Auch das Qualitätsmanagementsystem der GRS wird ständig weiterentwickelt. Im Rahmen der Vorbereitung des nächsten Wiederholungsaudits werden Verfahrensweisungen für das GRS-Berichtswesen sowie für die Einrichtung von Portalen zur Zusammenarbeit, auch mit externen Partnern, entwickelt.

Beispiele für Facharbeiten des Bereichs finden sich in den folgenden Beiträgen. ■

# Projects

The Project Division performs technical and administrative functions for coordinating the GRS projects. It thus represents the interface between the ordering parties and operative divisions of GRS.

The coordination and control of work programmes and resources as well as quality assurance belong to the functions of this division. In addition, editing of technical and scientific matters, e.g. concerning safety requirements or to illustrate the state of the art in science and technology, is a further professionally demanding task. Furthermore, the knowledge and competencies necessary for coordinating the international exchange in science and technology and GRS's international activities are bundled in a multidisciplinary way.

The European TSO-Network (ETSON) founded by GRS, IRSN and AVN in 2006 represents an important step for GRS towards intensifying and harmonizing international cooperation. The Project Division coordinates the activities and advocates the further development of this network and the cooperation of the EUROSAFE partners. Current information hereon can be downloaded from [www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org).

As a part of GRS's training activities, this division contributes its services to the implementation of an internal further training concept. In this context and in

connection with the ETSON activities, it is organising a Summer School for the staff of the ETSON and EUROSAFE partners together with IRSN and AVN for the first time in summer 2008. This kick-off event shall be followed by further joint training measures.

Knowledge management remains a challenge for GRS. The knowledge management system is continuously being developed. Thus so-called knowlegde pages were designed during the reporting period which are to illustrate GRS's competencies in a transparent way. The documentation of know-how is particularly important here and represents a valuable introduction for new members of staff.

GRS's quality management system is also steadily developed further. As a part of the preparations for the next repeat audit procedural instructions are being developed for the GRS reporting system as well as for the establishment of cooperation platforms also with external partners.

In the following articles you will find examples of specialized work of this division. ■





Dr. David Beraha

## 7.1 Statusbericht Wissensmanagement 2006/2007

Das Wissensmanagement in der GRS konzentriert sich weiterhin auf drei Brennpunkte, nämlich den Ausbau und den Betrieb von GRS- und Projektportal, die Unterstützung für das Reaktorsicherheitsportal des BMU und die Bereitstellung von Portalen für Projekte mit externer Beteiligung.

### GRS-Portal

Im Frühjahr 2006 ist eine neue Version des Sharepoint Portal Servers erschienen, auf dem das GRS-Portal aufsetzt. Sie behebt viele Schwachstellen der Vorgängerversion, und besitzt eine ganze Reihe von Erweiterungen und neuen Funktionen. Die wichtigsten Merkmale der neuen Version sind die sehr gute Suche, die Integration von Workflows (beispielsweise zur Prüfung und Freigabe von Dokumenten), umfassende Navigationsmöglichkeiten und das neu gestaltete Mitarbeiterverzeichnis (Yellow Pages). Der Aufbau der Portalseiten ist deutlich schneller, besonders bei der Darstellung der Suchergebnisse.

#### Migration auf eine neue Portalversion

Um die Vorteile der neuen Version zu nutzen, bot sich für die GRS der Übergang auf die neue Version an. Für die Migration wurde eine Strategie entwickelt, die zwei Schritte vorsieht: zunächst die Migration des GRS-Portals gegen Ende des Jahres 2007, danach die Migration des Projekt-Servers und dessen Integration in die Sharepoint-Farm (Sharepoint verteilt auf mehrere Rechner) im Frühjahr 2008. Die Verfügbarkeit dieser wesentlich verbesserten Version des Sharepoint Portal Servers wurde zum Anlass genommen, einige Unzulänglichkeiten des alten GRS-Portals zu beheben, und das Portal hinsichtlich der Struktur und des Designs neu zu gestalten. Die Migration geht somit über ein reines Upgrade auf eine neue Version weit hinaus.

Die wichtigsten Ziele der Neustrukturierung des Portals, die zusammen mit der Geschäftsführung erarbeitet wurde, sind:

- eine klare Struktur, die das Auffinden von Informationen und die Navigation für den Benutzer deutlich vereinfacht,

- die Ergänzung der bisherige hierarchischen Struktur nach Bereichs- und Abteilungen durch eine Struktur nach Kompetenzen,
- die Neugestaltung des Mitarbeiterverzeichnisses im Zusammenhang mit den Yellow Pages und
- ein ansprechendes und einprägsames neues Design.

Das Bild zeigt einen Ausschnitt aus der Homepage des GRS-Portals. Die Hauptseite enthält aktuelle GRS-interne und externe Informationen. Die wichtigsten Navigationselemente sind die Menues in der oberen Menueleiste, die, der neuen Struktur entsprechend, nach Unternehmen, Dokumentation und Service gegliedert sind und auf Unterseiten mit detaillierteren Informationen führen. Unter dem Eintrag „Unternehmen“ ist beispielsweise die Geschäftsführung mit einer Seite zu finden, auf der wichtige Indikatoren wie Auslastung oder Gemeinnützigkeitsfaktor laufend aktualisiert und als Zahl oder als Zeitverlauf zu sehen sind.

#### Wissensseiten

Ausgangspunkt für die Erstellung von Wissensseiten ist die Beschreibung der Kompetenzfelder der GRS, die überarbeitet und auf den neuesten Stand gebracht wurde. Jedem Kompetenzfeld wird eine Wissensseite als Einstieg zugeordnet. Die Wissensseite soll einen schnellen Überblick über die Fachthemen vermitteln, auf untergeordneten Seiten kann dann auf die Fachthemen in mehr Detail eingegangen werden.

Die Vorlage für die Wissensseiten wurde anhand der Erfahrungen, die mit der Ausarbeitung von bisher zehn Wissensseiten gewonnen wurden, überarbeitet. Weitere Wissensseiten sollen im Jahr 2008 folgen, um die Kompetenzfelder insgesamt abzudecken. Jede Wissensseite wird von einem Mitarbeiter betreut, der die

## 7.1 Status Report on Knowledge Management 2006/2007

GRS knowledge management is furthermore focused on three main issues, namely the expansion and operation of the GRS and project portal, support of the BMU Reactor Safety Portal and providing portals for projects with external parties involved.

### GRS Portal

In spring 2006, a new version of the SharePoint Portal Server was released, upon which the GRS portal is based. This new version has eliminated many flaws of the previous version and provides a set of add-ons and new functions. The most important features of the new version are the very good search function, the integration of workflows (e.g. for the verification and approval of documents), comprehensive navigation possibilities and the newly-arranged staff index (Yellow Pages). The portal loads considerably faster now, in particular the presentation of the search results.

### Migration to a new Portal Version

In order to use all advantages of the new version, a transition to the new version was reasonable. For the migration, a two-step strategy was developed: first the migration of the GRS portal at the end of 2007, and afterwards the migration of the project server and its integration into the SharePoint Farm (SharePoint distributed on several computers) in spring 2008. As a result of the availability of the substantially improved version of the SharePoint portal server, a few deficiencies of the old GRS portal were resolved and the portal was redesigned as to its structure and design. The migration therefore exceeds a mere upgrade to a new version by far.

The screenshot displays the GRS Intranet homepage. At the top, there is a navigation bar with the GRS logo and the word 'INTRANET'. Below this, a menu includes 'Home', 'Unternehmen', 'Dokumentation', and 'Service'. A search bar is present with the text 'Alle Websites' and a search icon. The main content area is divided into several sections:

- GRS-Nachrichten:** Contains news items such as 'W. Clement vor dem Atomforum 7. Feb. 2008', 'GRS-Internetseite im neuen Design', and 'GRS-Fachforum 2008'.
- Reaktorsicherheit, Endlagersicherheit und GRS in Pressenachrichten:** Features a list of search results from Yahoo! News, including 'Neue Panne im abgeschalteten AKW Brunsbüttel' and 'Castor-Behälter löst Störungsmeldung im AKW Brunsbüttel aus'.
- Mitarbersuche:** A search box for finding employees.
- Webmail:** A link to access webmail.
- Lotus Notes:** A section for Lotus Notes.
- Fotos und Feste:** A section for photos and events, featuring a photo of a carnival in Köln.
- Links:** A list of useful links, including 'GRS Internet', 'Kernenergie.de', and 'Zahlen und Fakten zur Kernenergienutzung in Deutschland'.

The footer of the page indicates the last update on 21.02.2008 at 09:11:51.

◀ Ausschnitt aus der Homepage des neuen GRS-Portals  
Screenshot of the homepage of the new GRS portal

Wissensseite ausbaut, pflegt, und die Inhalte laufend erweitert und aktualisiert.

### Yellow Pages

Auch die Yellow Pages wurden einer eingehenden Revision unterworfen. Die Anzahl und Art der Profileinträge, die jeder Mitarbeiter selbst ausfüllen soll, wurde überprüft und auf die wichtigsten Informationen reduziert. Die Yellow Pages sind nach allen Profildaten von der Homepage des GRS-Portals aus durchsuchbar und können somit zur Suche nach Mitarbeitern mit speziellen Kenntnissen verwendet werden.

### Design

Das Design des neuen GRS-Portals wurde von SfR entwickelt und im Portal umgesetzt. Es nutzt die gegenüber der Vorgängerversion breiteren Gestaltungsmöglichkeiten sowie die verbesserte Navigation aus, um die Nutzung des Portals zu vereinfachen und eine ansprechendere Oberfläche zu bieten.

## Portale für externe Netzwerke

### Reaktorsicherheitsportal (RS-Portal) des BMU

Das vor zwei Jahren von der GRS im Auftrag des BMU entwickelte Reaktorsicherheitsportal (RS-Portal) wurde weiter ausgebaut. Neben der Verwaltung von Informationen und Dokumenten werden aktuelle Dokumente wie Wochenpläne oder die Liste wichtige Vorhaben im Portal gehalten und nicht mehr wie bisher per email versendet. Darüber hinaus werden für fast alle vom BMU geförderten GRS-Projekte die qualitätsgesicherten Dokumente aus dem Projektportal der GRS auf das RS-Portal repliziert, so dass dem BMU als Auftraggeber stets der neueste Stand der Projektdokumentation zur Verfügung steht.

Beim BMU ist geplant, das gesamte Intranet auf Sharepoint-Basis umzustellen. Da das RS-Portal auf derselben Basis entwickelt wurde, wird es sich in diese Gesamtlösung nahtlos einfügen.

### Kooperation mit externen Partnern

Die Unterstützung der Zusammenarbeit in Teams ist ein wichtiges Einsatzgebiet von Portalen. Sie lösen die bisher vorherrschende Kommunikationsform über e-Mails ab, indem sie Platz für die Ablage von Dokumenten und Informationen sowie Kommunikationsmittel wie Teamsites (z. B. für Meetings) oder Diskussionsforen anbieten. Mittels eines Portals entfällt für die Mitglieder die Notwendigkeit, eigene Ablagestrukturen, beispielsweise in PC- oder Mail-Ordern vorzuhalten, die Duplizierung von Dokumenten wird vermieden, vergangenen Dokumentversionen lassen sich nachverfolgen oder wiederherstellen.

Ein Portal, das von außen (hauptsächlich seitens BMU und BfS) zugänglich ist und zur Zusammenarbeit für verschiedene Projekte und Teams zur Verfügung steht, ist der Info-Server. Im Mittelpunkt steht die Unterstützung der G8-NSSG (Nuclear Safety and Security Group), ergänzt durch übergreifende Initiativen zur Entwicklung eines Globalen Nuklearen Sicherheitsnetzwerkes (GNSN) zum Informationsaustausch zu nationalen und internationalen Gremien für nukleare Sicherheit. Dazu werden auch die beiden Wikis „Kernenergie Deutschland“ und „Gremien und Instrumente der internationalen Zusammenarbeit für Nukleare Sicherheit“ entwickelt. Ferner ist eine Teamsite für das GRS-Notfallteam vorhanden. Der Info-Server wird kontinuierlich erweitert mit dem Ziel, fundierte Informationen aus der Kerntechnik für Organisationen bereitzustellen, die im kerntechnischen Umfeld tätig sind.

Die Portale für die EU-Projekte SARNET (Severe Accident Research Network) und COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research), sind weiter gepflegt und ausgebaut worden. Die Expertise in der GRS zum Aufbau und Betrieb von Portalen hat zur Bereitstellung weiterer Portale geführt: die wichtigsten sind das EUROSAFE-Portal für die Mitglieder von EUROSAFE und die europäischen Technical Safety Organizations (TSO), sowie Portale für den Länderausschuss Atomenergie und die Expertengruppe Schweizer Tiefenlager. Insgesamt werden derzeit 13 externe Portale betrieben und gepflegt.

The most important objectives of the restructuring of the portal, which were worked out together with the general management, are:

- a clear structure which simplifies the locating of information and the navigation for the user considerably,
- addition of a structure according to responsibilities to the so far hierarchical structure according to fields and departments,
- the redesign of the staff index (Yellow Pages), and
- an appealing and new design.

The illustration shows an extract from the homepage of the GRS portal. The main page contains current GRS internal and external information. The most important navigation elements are the menus in the upper menu bar, which is – according to the new structure – divided into “Company”, “Documentation” and “Service”, and which lead to subpages with more detailed information. Under the entry “Company” for example, you can find the page of the general management where important indicators such as capacity factor or the factor of projects of public interest are regularly updated and shown as a number or a time history.

## Knowledge Pages

The description of the GRS fields of competence, which has been revised and updated, is the starting point for the creation of knowledge pages. Each field of competence was allocated a knowledge page as introduction. The knowledge page shall give a quick overview over the specific topics, whereas the subpages give more detailed information on these topics.

The draft of the knowledge pages was revised on the basis of the experience acquired planning the already existing ten knowledge pages. In 2008, additional knowledge pages will follow, in order to cover all fields of competence.

Each knowledge page is looked after by a staff member who maintains, expands and updates the knowledge page.

## Yellow Pages

The Yellow Pages were revised as well. Both the number and the type of profile entry which had to be filled out by each staff member were reviewed and reduced to the most important information. The Yellow Pages can be accessed from the homepage of the GRS portal and can be searched with regard to all kinds of profile information and to staff members with specific expertise.

## Design

The design of the new GRS portal was developed by Sfr and realised in the portal. In doing so, the versatile scope of design and the improved navigation were utilized to simplify the use of the portal and provide a suitable user interface.

## Portals for External Networks

### BMU Reactor Safety Portal (RS-Portal)

The Reactor Safety Portal (RS-Portal), which was developed by GRS by order of the BMU two years ago, has been extended further. Besides the information and documentation management, current documents such as weekly plans or the list of important projects are recorded in the portal and not, as hitherto, sent by e-mail. In addition to that, the quality-assured documents of almost all BMU-sponsored GRS projects are mirrored from the GRS portal to the RS-Portal, so that the BMU as customer can access the current state of the project documentation at any time.

At the BMU, it is planned to convert their entire intranet to SharePoint. Since the RS-Portal was developed on the same basis, it will seamlessly fit into this overall solution.

### Co-operation with external Partners

One important role of portals is to support team work. In providing both space for the filing of documents and information, and discussion forums and communication

### ■ Erprobung neuer Verfahren zum Informations- und Wissens- management

In Projekten, bei denen große Mengen von Dokumenten anfallen, ist eine Kategorisierung wichtig für das Einstellen und Wiederfinden von Dokumenten. Methoden der (halb)automatischen Kategorisierung haben in den letzten Jahren große Fortschritte gemacht. Um solche Methoden zu erproben, wird im Projekt eine Prototypversion zur automatischen Kategorisierung eingesetzt, die auf einem Wissensnetz beruht. Die Kategorisierung kann dabei auf Deutsch und Englisch durchgeführt werden. Erste Erfahrungen mit dem System sind durchaus ermutigend, wenn auch die Erstellung eines Wissensnetzes einigen Aufwand erfordert.

### ■ Zusammenfassung und Ausblick

Die neue Sharepoint-Version erweist sich als ein ausgereiftes Tool mit vielfältigen neuen Funktionen in den Bereichen des Informations- und Dokumentenmanagements sowie der Zusammenarbeit. Das GRS-Portal präsentiert sich nach der Migration in neuem Gewand, mit deutlichen Verbesserungen bezüglich Informationsgehalt, Struktur, Navigation und der Suche. Als nächster Schritt wird das Projektportal auf die neue Portalversion übertragen und in die Sharepoint-Umgebung integriert werden. Die Bereitstellung fachlicher Inhalte wird sich auf die Weiterentwicklung der Wissensseiten konzentrieren.

Die Unterstützung von Projekten durch Werkzeuge und Methoden des Wissensmanagements sowie die Entwicklung und Betreuung von Portalen für interne und externe Zusammenarbeit wird weiterhin ein Schwerpunkt der GRS-Aktivitäten zum Wissensmanagement bleiben. ■

platforms such as team sites (for meetings etc.), they replace the so far prevalent communication by e-mail. With a portal, there is no necessity for the members to maintain own file structures, e.g. in PC or e-mail folders. In addition to that, the duplication of documents is avoided and previous versions of documents can be traced back and restored.

One portal accessible from the outside (mainly on the part of BMU and BfS) and which is available for the co-operation of miscellaneous projects and teams is the info-server. Focus of interest is the support of the G8-NSSG (Nuclear Safety and Security Group) which is supplemented with comprehensive initiatives for the development of a Global Nuclear Safety Network (GNSN) in order to provide an information exchange with national and international committees for nuclear safety. For that purpose, the two wikis "Nuclear Energy Germany" and "Committees and Instruments of International Co-operation for Nuclear Safety" are being developed. Furthermore, there is a team site for the GRS emergency team. The info-server is being extended continuously to the objective of providing profound information on nuclear engineering to organisations that operate in the nuclear field.

The portals for the EU-projects SARNET (Severe Accident Research Network) and COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research) have been maintained and extended. The GRS expertise in regard to developing and running a portal has led to the provision of further portals, the most important of which are the EUROSAFE portal for the members of EUROSAFE and the European Technical Safety Organizations (TSO) as well as portals for the "Länder Committee for Nuclear Energy" and the "Expertengruppe Schweizer Tiefenlager" (group of on Swiss deep storage facilities). Currently, there are 13 external portals being maintained.

## Testing new Methods of Information and Knowledge Management

In projects with huge amounts of documents, a categorisation is critical for the filing and recovery of documents. Methods of (semi-)automatic categorisation have made a huge progress in recent years. In order to test such methods, a prototype version is used in the project for the automatic categorisation which is based on a network of knowledge. The categorisation can be performed in German and English. First experience with the system has been encouraging, although the creation of a network of knowledge is quite a complex task.

## Summary and Perspective

The new SharePoint version has proved to be a mature tool with multiple new functions in the fields of information and data management as well as co-operation. After the migration, the GRS portal shows a new design with significant improvements regarding information, structure, and navigation and searching. The next step will be to transfer the project portal to the new portal version and integrate it into the SharePoint-environment. As to the provision of professional information, the focus will be on the enhancement of the knowledge pages.

As far as knowledge management is concerned, both the support of projects through tools and methods of knowledge management and the development and maintenance of portals for internal and external co-operation will continue to be the main focus of the knowledge-management-related activities of GRS. ■



Edmund Kersting

## 7.2 Internationale Programme

Die nukleare Sicherheit, die zuverlässige Entsorgung radioaktiver Abfälle und sichere Verwahrung des gesamten 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 ältere Anlagen sicher außer Betrieb zu nehmen und umweltgerecht zurückzubauen. 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 IAEA, OECD/NEA, G8 und der EU kontinuierlich aus.



Dr. Hartmut Melchior

Als 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.

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 und
- die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung der Ressourcen zu nutzen.



Dr. Hartmuth Teske

Vinçotte Nucléaire (AVN), IRSN und die GRS haben die Zusammenarbeit erheblich intensiviert. Auf Basis des „Memorandum of Understanding“ (MoU) vom 29. Mai 2006 haben sie das Europäische TSO-Netzwerk geschaffen. Ziele des Netzwerks sind:

- Förderung eines europäischen wissenschaftlich-technischen TSO-Netzwerks für nukleare Sicherheit,
- Forum zum Austausch von FuE-Ergebnissen und Erfahrungen in der Sicherheitsbewertung,
- Annäherung der Praxis bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit in Europa,
- Bildung von Initiativen bei der Definition und Umsetzung von Forschungsprogrammen.

### I 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

### Ausgewählte Beispiele internationaler Aktivitäten

Die GRS unterstützt das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien kontinuierlich bei der Analyse übergeordneter sicherheitstechnischer Fragen für den Druckwasserreaktor Angra-2. Von Interesse waren neben der Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrungen auf die Anlage auch Methoden zum Review einer Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberwachung (PSÜ) der Anlage. Die Review-Erfahrungen der GRS sollen im Rahmen des Besuchs eines Gastwissenschaftlers vertieft ausgetauscht werden. Neben den internationalen Standards kommen dabei insbesondere auch die deutschen Grundsätze und Methoden in Form des PSA-Leitfadens und der zugehörigen Methodenbände zur Anwendung. Hierdurch wird sichergestellt, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus

## 7.2 International Programmes

Nuclear safety, the reliable disposal of radioactive waste and a safe storage of the all nuclear material represent global challenges and thus do not stop at national borders. To protect man and the environment, these challenges can only be coped with by safety partnerships and joint efforts crossing state borders. High safety standards are to be defined, continuously improved and older plants are to be decommissioned safely and disassembled in an ecologically sound manner. GRS here actively participates by further developing scientific findings and methods and continuously extends its manifold bilateral co-operation relations as well as its participation in multilateral organisations and committees, like, IAEA, OECD/NEA, G8 and the EU, for example.

As a scientific and technological centre of competence for nuclear safety and security as well as the leading expert organisation of the Federal Government, GRS is a much sought after partner in international scientific and technological co-operations, for safety assessments, risk reduction measures and for strengthening independent nuclear authorities and institutions.

The objectives of international co-operation are

- to analyse the international development of nuclear technology in an expert manner and to further develop the state of the art in science and technology,
- to broaden our own knowledge base, to preserve and further extend professional competence,
- to make use of the international division of labour for the solution of important generic safety functions by bundling resources.

### International co-operation relating to the safety of Western-type reactor plants

Together with its French partner, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) and their joint subsidiary RISKAUDIT, GRS represents the core of an efficient scientific and technological expert organisation in the fields of nuclear safety, security and waste management in Europe. The Belgian expert organisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN),

IRSN, and GRS have intensified their co-operation considerably. On the basis of the "Memorandum of Understanding" (MoU) of 29 May 2006 they founded the European TSO-Network. The objectives of the network are:

- promoting a European technical and scientific TSO-Network for nuclear safety,
- a forum for exchanging R&D results and experience in safety assessments,
- harmonisation of the assessment practice of nuclear safety in Europe,
- the formation of initiatives for the definition and implementation of research programmes.

### Selective examples of international activities

GRS continuously supports the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasil in its analysis of superordinate safety-related issues of the pressurised water reactor Angra-2. In addition to the transferability of German operating experience to the plant, methods for reviewing a probabilistic safety analysis (PSA) as a part of the periodic safety review (PSR) were of interest here. The review experience of GRS shall be exchanged intensively during the stay of a visiting scientist. In addition to international standards, the German principles and methods in the form of the PSA guideline and the respective methodological manuals are also used here in particular. It is thus ensured that more recent safety-related findings from Germany are explained to CNEN and are incorporated in the supervision of Angra-2.



Deutschland der CNEN erläutert werden und in die Aufsicht zu Angra-2 einfließen.

Im Auftrag der argentinischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde ARN überprüft die GRS ausgewählte Kapitel des „Preliminary Safety Analysis Report“ für die Anlage Atucha II. Hierzu gehört zum Beispiel die PSA Level 1, das Leck-vor-Bruch-Konzept und die thermohydraulische Auslegung der Anlage. In diesem Zusammenhang fanden sowohl 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 IAEA auf das Kernkraftwerk Borssele durchgeführt, bei denen die Erfahrungen aus der Überarbeitung des deutschen Regelwerks einfließen.

Neuere Erkenntnisse auf dem Gebiet von anlagenübergreifenden sicherheits-technischen Fragestellungen, die sich in anderen Ländern ergeben haben, fließen kontinuierlich in die Arbeiten zur GRS-Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GeSi) ein. Die GeSi-Datenbank dient der frühzeitigen Information der Aufsichtsbehörde zu neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen, um auf neue sicherheitstechnische Entwicklungen durch regulatorische Forschung oder durch Anpassung des Regelwerks reagieren zu können. Ziel ist es, die Datenbank als Zentralelement eines Wissens- und Informationsmanagementsystems im BMU und in der GRS zu nutzen.

Weiterhin ist auf internationaler Ebene beabsichtigt, ein „Global Nuclear Safety Network“ (GNSN) aufzubauen. Die GRS stellte dazu im Dezember 2007 in Bonn auf der IAEA-Tagung „Technical Meeting on Global Co-operation on Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution“ die GeSi-Datenbank als gutes Beispiel für die Behandlung von generischen Fragestellungen vor. Zentrales Ziel dieser Tagung war, die Randbedingungen für die Implementierung des GNSN zu definieren. Eines der

Ergebnisse ist, dass nationale Systeme oder Teile hiervon, wie z. B. die Datenbank GeSi, in ein zentrales, von der IAEA geführtes, System integriert werden sollten, um die weltweit vorhandenen Informationen zu bündeln und die daraus resultierenden Synergieeffekte nutzen zu können.

### Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Eine Hauptaufgabe der bi- und multilateralen Kooperation ist es, die enge Zusammenarbeit mit lokalen Sachverständigenorganisationen zu pflegen, einen hohen 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 technischen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew unterstützen hierbei effektiv die Kooperationen mit beiden Ländern. In letzter Zeit wurde die Kooperation mit der armenische Sicherheitsbehörde „Nuclear and Radiation Safety Center“ (NRSC) verstärkt.

Seit Beginn der 1990er-Jahre arbeitet die GRS mit der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl eng zusammen. Es werden regelmäßig Programme zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen BMU/GRS und SNRCU sowie dem wissenschaftlichen Zentrum SSTC NRS abgeschlossen.

Wichtige Arbeiten sind gemeinsame wissenschaftlich-technische Analysen zur Thermohydraulik, PSA- und Brandschutzanalysen sowie der Know-how-Transfer im Rahmen von Workshops und Meetings. Ziel ist es, SNRCU als unabhängige atomrechtliche Behörde weiter mit modernstem Sachverstand zu stärken. Eine große Rolle spielt dabei die fachliche Unterstützung der ukrainischen Behörde bei Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeiten am Standort von Tschernobyl.

By order of the Argentinian licensing and supervisory authority ARN, GRS reviews selected chapters of the “Preliminary Safety Analysis Report” for the Atucha II plant. The PSA Level 1, the leak-before-break concept and the thermohydraulic design of the plant belong hereto, for example. In this connection studies were carried out at GRS as well as in Argentina which also served the purpose of knowledge transfer as well as the provision of the latest technical and scientific findings.

By order of the Dutch licensing and supervisory authority (KFD) GRS reported on the operating experience with German nuclear power plants and provided an appraisal on the relevance for the Dutch Borssele nuclear power plant. GRS determined the relevant initiating events for the analyses for the safety assessment of the HFR Petten research reactor. Furthermore, studies in connection with the application of the IAEA safety requirements to the Borssele nuclear power plant are performed incorporating the experience from reviewing the German rules and regulations.

Recent findings in the field of generic safety-related issues, which have occurred in other countries, are continuously incorporated into the work on the GRS database “Generic Safety Issues” (GeSi). The GeSi database serves the early information of the supervisory authority on new generic safety issues, to be able to react to new safety-related developments by regulatory research or by adapting the regulations. It is the objective to use the database as a central knowledge and information management system at the BMU and GRS.

Furthermore, it is intended to establish a “Global Nuclear Safety Network” (GNSN) on an international level. For this purpose, GRS presented GeSi as a good example for treating generic issues on the “IAEA Meeting Technical Meeting on Global Co-operation on Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution” in Bonn in December 2007. It was the central objective of this meeting to define the boundary conditions for the implementation of the GNSN. One of the results is that national systems or parts hereof, like the GeSi database for example, should be integrated in a central system managed by IAEA to bundle the information available worldwide and to use the synergy effects resulting herefrom.

## International co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

It is one main function of bi- and multilateral co-operation to maintain a close co-operation with local expert organisations, to provide a high technical and scientific state of knowledge for the respective safety authorities – especially in Russia and Ukraine – and to thus strengthen their professional competence compared to industry, manufacturers and operators and to perform joint safety analyses on a trusting basis. The technical offices of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow and Kiev support the co-operation with both countries effectively. The co-operation with the Armenian safety authority “Nuclear and Radiation Safety Center” (NRSC) has been intensified recently.

Since the beginning of the 1990ies GRS has been closely cooperating with the Ukrainian safety authority SNRC in improving reactor safety and coping with the Chernobyl aftermath. Programmes on technical and scientific co-operation between BMU/GRS and SNRCU as well as the scientific centre SSTC NRS are performed regularly.

Important projects are the joint technical and scientific analyses on thermohydraulics, PSA and fire prevention analyses as well as know-how transfer within the framework of workshops and meetings. It is the objective to further strengthen SNRCU as an independent nuclear authority with the latest expert knowledge. The expert support of the Ukrainian authority during licensing and supervisory activities at the Chernobyl site also plays a great role here.

### EU-East programmes and multilateral projects on nuclear safety in Eastern Europe – Transfer of methods for nuclear supervisory and licensing authorities

GRS's bilateral activities for improving nuclear safety have been supplemented by a broad multilateral co-operation with IRSN and other western Technical Safety Organisations (TSOs) as a part of Phare and Tacis projects and since 2007 as a part of the EU Instrument for Nuclear Safety Co-operation (INSC). Furthermore, GRS assists the BMU in the activities of the “Nuclear Safety Account” (NSA), the “Chernobyl Shelter Fund” (CSF) as well as the International Decommissioning Support Funds of the nuclear power

### 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 Technical Safety Organisations (TSOs) im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten und seit 2007 im Rahmen des Instruments für Zusammenarbeit im Bereich der nuklearen Sicherheit (INSC) der EU. Des Weiteren begleitet die GRS das BMU fachlich bei den Aktivitäten des „Nuclear Safety Account“ (NSA), des „Chernobyl Shelter Fund“ (CSF) sowie der Internationalen Stilllegungsfonds zu den Kernkraftwerken Ignalina (IIDSF), Bohunice (BIDSF) und Kosloduj (KIDSF) der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE).

Gegenwärtig ist die GRS an rund 30 Projekten der Phare-/Tacis-Programme der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Schwerpunktaufgaben sind die Stärkung der osteuropäischen atomrechtlichen Behörden und ihrer Gutachterorganisationen und die Weiterentwicklung und Bereitstellung von wissenschaftlich-technischen Erkenntnissen, für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer Anlagen und beim sicheren Umgang mit nuklearem Brennstoff und radioaktiven Abfällen, bei der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks,

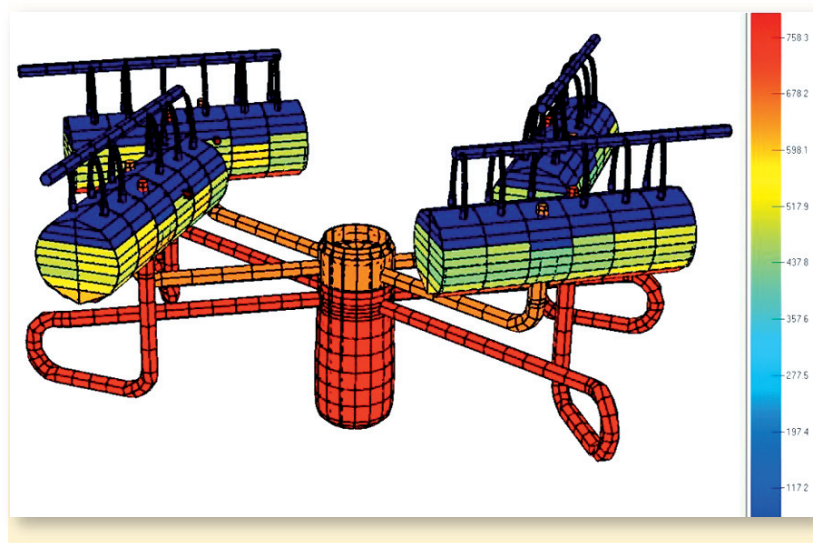
bei internationalen Sicherheitsbewertungen und der Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen sowie bei der modernen Behördenorganisation und beim Qualitätsmanagement. Solche Arbeiten werden auch nach dem Auslaufen der TACIS/Phare-Programme weitergeführt, nunmehr im Rahmen von INSC.

### 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.

In diesem Rahmen entwickelt die GRS gemeinsam mit dem „Kurtschatow-Institut“ das gekoppelte thermohydraulische und neutronenphysikalische Programmsystem ATHLET/BIPR-WWER. 2007 wurde die Programmvalidierung fortgeführt und die Nodalisierung für asymmetrische Vermischungsprobleme in WWER-Reaktoren optimiert. Dazu wurden experimentelle Daten aus dem „CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark“ (V1000CT-2) und eine Transiente mit Abschaltung einer Kühlmittelschleife aus der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kalinin-3 nachgerechnet. Es zeigte sich, dass die detaillierte Modellierung des Reaktors mit vielen parallelen thermohydraulischen Kanälen (z. B. 326 parallele Kanäle im Kern) eine wichtige Rolle für die realistische Berechnung der Kühlmittelvermischung bei asymmetrischen Transienten spielt. Trotz der Nutzung der eindimensionalen ATHLET-Modelle konnten für die globalen Parameter sehr gute Ergebnisse erreicht werden.

Darüber hinaus fördert das BMWi die wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine und Ungarn. In diesem Rahmen unterstützt die GRS die ausländischen Partner bei der Nutzung und Anpassung der GRS-Rechenprogramme für ausgewählte Aufgaben. So wurden beispielsweise



▲ 3D-Darstellung der Kühlmitteldichteverteilung in einer WWER-1000-Anlage  
3D illustration of the coolant density distribution in a VVER-1000 plant

plants Ignalina (IIDSF), Bohunice (BIDSF) and Koslodujj (KIDSF) of the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

GRS is currently participating in approx. 30 projects of the EU Phare/Tacis Programme and EBRD projects. Main functions are strengthening the Eastern European nuclear authorities and their expert organisations and further developing and providing technical and scientific findings for the authorities upon decommissioning nuclear facilities and upon safe contact with nuclear fuel and radioactive waste, upon extending nuclear regulations, during international safety assessments and licensing upgrading measures as well as in modern authority organisation and quality management. Such work will be continued also after the termination of the TACIS/Phare programmes, now as a part of INSC.

### Technical and scientific co-operation in code development

In the technical and scientific co-operation with Central and Eastern European countries on reactor safety research supported by BMWi and Rosatom, the adaptation, further development and validation of western methods for analysis and computation programmes for Russian-type reactors are the major concern. Advanced methods for safety assessments of VVER and RBMK reactors are developed further and used in an exemplary way. In addition thereto, GRS increasingly cooperates with staff members of the expert organisations of these countries within the framework of internationally coordinated research projects.

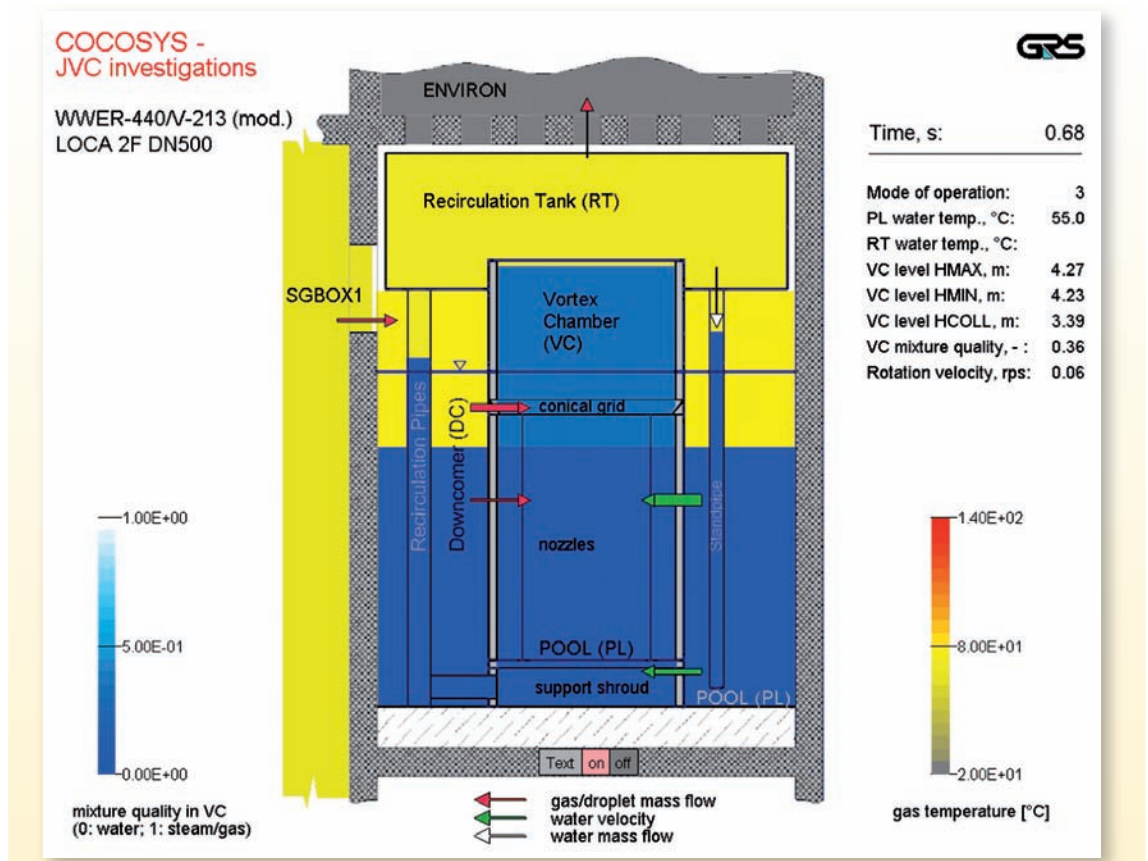
Within this framework, GRS together with the "Kurchatov-Institute" is developing the coupled thermohydraulic and neutron physical code system ATHLET/BIPR-VVER. In 2007 the programme validation was continued and the nodalisation for asymmetrical mixing problems in VVER reactors was optimised. For this purpose experimental data from the "CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark" (V1000CT-2) and a transient with shutdown of a coolant loop from commissioning the nuclear power plant Kalinin-3 was recomputed. It showed that the detailed modelling of the reactor with many parallel thermohydraulic channels (e.g. 326 parallel channels in the core) plays an important role for the realistic computation of coolant mixing during asymmetrical transients. Despite the use of the one-dimensional ATHLET models very good results could be achieved for the global parameters.



▲ Kernkraftwerk Tschernobyl: Die Stabilisierungsmaßnahme Nr. 2 an der Westwand des Sarkophags kurz vor dem Abschluss.

*Chernobyl nuclear power plant: Stabilisation measure No. 2 at the western wall of the sarcophagus briefly before its completion.*

In addition thereto, the BMWi supports the technical and scientific co-operation with Bulgaria, Slovakia, the Czech Republic, Ukraine and Hungary. Within this framework GRS supports the foreign partners with the use and the adaptation of the GRS computation programmes for selective functions. In the bilateral co-operation with KFKI Budapest for example, the system code ATHLET was thus further developed for examinations relating to the concept of a light water reactor with supercritical parameters and validation calculations were carried out. Also, in 2007 the User Club Meeting organised by GRS represented an important forum. GRS programme developers and users from all countries mentioned and Russia exchanged information on the state of development, validation and application of the GRS computation programmes.



▲ Simulation des Störfallverhaltens eines Jet Vortex Condensers mit COCOSYS  
*Simulation of the accident behaviour of a jet vortex condenser with COCOSYS*

in der bilateralen Zusammenarbeit mit dem KFKI Budapest der Systemcode ATHLET für Untersuchungen zum Konzept eines Leichtwasserreaktors mit überkritischen Parametern weiterentwickelt und Validierungsrechnungen durchgeführt. Auch 2007 bot das von der GRS organisierte „User-Club-Meeting“ ein wichtiges Forum. Hier tauschten sich die GRS-Programmentwickler und Anwender aus allen genannten Ländern und aus Russland über den Stand der Entwicklung, Validierung und Anwendung von GRS-Rechenprogrammen aus.

Ein weiteres Arbeitsgebiet stellen die gemeinsam mit osteuropäischen Partnern durchgeführten Untersuchungen zu Phänomenen im Containment/Confinement unter Störfallbedingungen mit Hilfe des COCOSYS-Codes dar. So entwickelte und validierte die GRS gemeinsam mit russischen Wissenschaftlern ein Modell für den in einigen Anlagen vom Typ WWER-440/W-230 nachgerüsteten Wirbelstromkondensator (Jet Vortex Condenser). Mit diesem Modell wurden

Störfallanalysen für russische, bulgarische und armenische Kernkraftwerke durchgeführt.

Mit dem wissenschaftlich-technischen Zentrum SEC NRS der russischen Genehmigungsbehörde Rostechndsor 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 und 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 feder-

Studies on phenomena in the containment/confinement under accident conditions using the COCOSYS code carried out jointly with the East-European partners represent a further field of activities. GRS together with Russian scientists thus developed and validated a model for the jet vortex condenser backfitted in some VVER-440/V-230-type plants. With this model, accident analyses were carried out for Russian, Bulgarian and Armenian nuclear power plants.

In one co-operation project (duration 2005-2007), GRS cooperates with the technical and scientific centre SEC NRS of the Russian licensing authority Rostechndador. The main emphases here are topical studies in different areas, like the analysis of transients and accidents in VVER and RBMK reactors, the joint development of analysis simulators for different plant types, the appraisal of operating experience, the analysis of modernisation programmes implemented in different Russian plants.

### Provision of information and exchange of experience

Being the expert organisation for nuclear safety, GRS participates in the coordination and is in charge of the implementation of the BMU programme for Eastern Europe. In 2006 and 2007 the superordinate studies

relating to the technical and scientific analysis of the current state of Eastern European nuclear power plants and to the expert assistance of the BMU/BfS as well as the deepened safety-related examinations of the nuclear power plant types VVER-1000, VVER-440 and RBMK were continued. The results are continuously incorporated into the GRS building line manuals. Parallel hereto, new technical documents on the safety status and practice with the emphasis of "Eastern Europe" were analysed, acquired and documented systematically.

The database DOKU OST started in 1990, today comprises approx. 32,000 entries with diverse information and documents on reactor safety and safety practice in Eastern Europe. Approx. 27,000 electronic attachments belong to the entries, in most cases fulltext indexed, which renders fast, target-oriented searching and a quick provision of the information possible.

In addition thereto, about 3,000 documents with important nuclear rules, regulations and laws of different Eastern European countries are incorporated in a special subdatabase DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations) which is also available to select external institutions. These in return provide corresponding documents to the database. Special tools permit a simple set up of pyramids of rules and lists relating to the regulations – ordered by country or structured according to nuclear subject matters.

GRS Info-Server

Willkommen, Melchior, Hartm

Info GRS Gremien und Instrumente

GRS Info-Server GB-NSSG Suchen Websites GRS-Notfallzentrum Jour Fixe Ost Wiki Gremien und Instrumente Wiki Kernenergie Deutschland

GRS Info-Server > Gremien und Instrumente > Wiki Gremien und Instrumente > Gremien und Instrumente

## Gremien und Instrumente

Alle Websiteinhalte einblenden

**Dokumente**

- Freigegebene Dokumente
- Wiki Gremien und Instrumente
- Wiki Kernenergie Deutschland

**Listen**

- Kalender
- Aufgaben

**Diskussionen**

- Teambesprechung

**Websites**

**Benutzer und Gruppen**

Papierkorb

Letzte Änderungen

- Test Formatierung\_01
- Inhaltsverzeichnis
- Test Formatierung\_02
- Schwerpunkte der deutschen IAEA-Mitarbeit zur kerntechnischen Sicherheit

**IN BEARBEITUNG**

**Wikipedia**

### Gremien und Instrumente der internationalen Zusammenarbeit für Nukleare Sicherheit



**Hier kommen Sie zu den Hauptkapiteln:**

- [Internationale Übereinkommen](#)
- [Multilaterales Aktionsprogramm nukleare Sicherheit Osteuropa](#)
- [Internationale Zusammenarbeit der Mitgliedsstaaten bei der IAEA](#)
- [Internationale Zusammenarbeit der Mitgliedsstaaten bei der OECD-NEA](#)
- [Zusammenarbeit der Mitgliedsstaaten in der Europäischen Union](#)
- [Multilaterale Zusammenarbeit von atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden](#)
- [Bilaterale Zusammenarbeit](#)
- [GB, aktuelle multilaterale Zusammenarbeit](#)
- [Historie](#)

**Hier geht es direkt zum Inhaltsverzeichnis**

Zuletzt geändert am 30.11.2007 10:17 von Melchior, Hartmut Dr.

◀ SharePoint-Wiki-Seite:  
Internationale Gremien und Instrumente der nuklearen Sicherheit.  
SharePoint-Wiki page:  
International committees and nuclear safety instruments.

führend bei der Umsetzung des BMU-Ostprogramms tätig. 2006 und 2007 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 Kernkraftwerk-Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK fortgesetzt. Die Ergebnisse fließen kontinuierlich 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. 32.000 Einträge mit vielfältigen Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa. Zu den Einträgen gehören ca. 27.000 elektronische Anhänge, zumeist volltextindiziert, was ein schnelles zielgerichtetes Recherchieren und eine rasche Informationsbereitstellung ermöglicht.

Darüber hinaus sind ca. 3.000 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. Diese stellen ihrerseits entsprechende Unterlagen der Datenbank zur Verfügung. Spezielle Werkzeuge erlauben eine einfache Erstellung von Regelpyramiden und Listen zum Regelwerk – länderspezifisch geordnet oder nach kerntechnischen Sachverhalten strukturiert.

Mit den Datenbanken, zu den inzwischen auch eine CD/DVD-Sammlung zu Workshops, Konferenzberichten und Datenzusammenstellungen gehört, ist eine effektive arbeitsteilige 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. Dazu zählen auch neue Verfahren wie die Informationsbereitstellung über die in MS SharePoint implementierte Wiki-Funktionalität.

### **Fachliche Mitarbeit der GRS in internationalen Gremien**

Die GRS gewährleistet die erforderliche wissenschaftlich-technische Expertise im Rahmen der WENRA-Aktivitäten zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen. Sie organisiert die fachliche Vor- und Nachbereitung von Meetings. Ihre Mitarbeiter nahmen als Experten an den Sitzungen teil.

Das BMU nutzt auch bei den Aktivitäten der RAMG die wissenschaftlich-technische Kompetenz der GRS. Dazu gehören ebenfalls die fachliche Vorbereitung von Meetings und Sitzungsteilnahme als Experten. Darüber hinaus werden die EU-Programme kommentiert und die daraus abgeleiteten Projekte bewertet oder selbst mit ausgearbeitet. Damit können Inhalt und Zielsetzungen dieser Programme und Projekte, wie z. B. des INSC effektiv mitgestaltet werden. Seit 2007 begleitet die GRS das BMU zu den Sitzungen des EU-Komitees für das Unterstützungsprogramm zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen (NDAP).

Die G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (G8-NSSG) koordiniert wirksame Beiträge zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit im internationalen Maßstab. Die GRS arbeitet aktiv in dieser Arbeitsgruppe mit. 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 Heiligendamm bereit. ■

Nachname	Vorname	Telefon (geschäftlich)	E-Mail-Adresse
Banach	Markus	+49 30 88589 149	markus.banach@grs.de
Burmester	Karin	+49 1888 305 2891	karin.burmester@bmu.bund.de
Hertrich	Michael	+49 1888 305 2880	michael.hertrich@bmu.bund.de
Leidner	Peter W.	+49 1888 305 2860	peter.leidner@bmu.bund.de
Melchior	Hartmut	+49 30 88589 192	hartmut.melchior@grs.de
Molitor	Norbert	+49 6155 8234 40	norbertmolitor@pleja.de
Mudra	Raymond	+49 1888 305 2883	Raymond.Mudra@bmu.bund.de
Palm	Martina	+49 1888 305 2890	martina.palm@bmu.bund.de
Puhr-Westerheide	Peter	+49 89 32004 353	Peter.Puhr-Westerheide@grs.de
Schlösser	Anja	+49 6155 8234 60	a.schlösser@pleja.de
Teske	Hartmuth	+49 30 88589 124	hartmuth.teske@grs.de
Wolf	Jürgen	+49 1888 305 2884	juergen.wolf@bmu.bund.de

◀ G8-NSSG-Darstellung im SharePoint-Portal von BMU und GRS „info.grs.de“  
*G8-NSSG illustration in SharePoint-Portal of BMU and GRS “info.grs.de”*

With the databases, which meanwhile also includes a CD/DVD collection on workshops, conference reports and data compilations, an effective provision of information on nuclear safety, security, waste management and environmental protection has been created on an international scale via communication and knowledge networks which is increasingly being used within the framework of knowledge management functions and documentations in the GRS intranet portal. New procedures, like the provision of information via the Wiki function implemented in MS SharePoint, also belong hereto.

### GRS's expert participation in international committees

GRS ensures the necessary technical and scientific expertise as a part of the WENRA activities on harmonising safety requirements. It organises the technical preparation and follow-up of meetings. Its staff members attended meetings as experts.

The BMU makes use of GRS's technical and scientific competence also during the RAMG activities. Hereto also belong the technical preparation of meetings and the participation as experts. In addition hereto, EU programmes are commented on and the projects derived herefrom are evaluated or co-elaborated. The content and objectives of these programmes and projects, like of the INSC, for example, can thus effectively be co-determined. Since 2007 GRS has been accompanying the BMU to the meetings of the EU Committee for the support programme on decommissioning nuclear facilities (NDAP).

The G8 work group for nuclear safety and security (G8-NSSG) coordinates effective contributions on improving nuclear safety on an international scale. GRS participates actively in this workgroup. Furthermore, GRS contributed its professional expertise during the preparation and the follow-up of the NSSG meetings as well as during the technical preparation of the “Nuclear Safety“ topic for the G8 summit in Heiligendamm. ■



# 8

## IT-Management



Hans R. Seel

### I Der IT-Servicevertrag 2002 – 2007

Ende 2001 wurde zwischen GRS und T-Systems Solutions for Research (SfR) ein IT-Servicevertrag mit einer Laufzeit von sechs Jahren geschlossen, der am 1. Januar 2002 in Kraft trat. Demnach werden durch SfR IT-Serviceleistungen in zwei Leistungskategorien erbracht, den so genannten Basisleistungen und den Abrufleistungen. Die Kosten für die Basisleistungen werden auf der Grundlage der aktuell vorhandenen Mengen (z. B. Zahl der zu betreuenden Arbeitsplatz-PCs) berechnet, Abrufleistungen werden bei Bedarf beauftragt und nach Aufwand in Rechnung gestellt.

Die Basisleistungen umfassen folgende Leistungspakete:

- Arbeitsplatzsysteme und Laborrechner
- Betriebswirtschaftliche IT-Anwendungen und Systeme
- Infrastrukturelle IT-Anwendungen
- Netzwerke und Telekommunikation
- Technisch-wissenschaftliche IT-Systeme

Die Servicekosten sind durch eine vertraglich vereinbarte Preisobergrenze begrenzt.

### I Die Benutzerzufriedenheit

Seit Beginn des Servicevertrags werden Zufriedenheitsumfragen zu den IT-Services der SfR durchgeführt, an denen sich alle Beschäftigten beteiligen können.

An der bisher letzten Umfrage, die im November/Dezember 2007 stattfand, nahmen 67 % der Mitarbeiter teil. Der Fragebogen enthielt insgesamt 16 Fragen zum

IT-Leistungsangebot und zur Qualität der SfR-Services, wobei für die Bewertung eine fünfstufige Notenskala vorgegeben war. SfR erhielt für ihren IT-Service die hervorragende Gesamtnote 1,9.

### I Der IT-Servicevertrag 2008 – 2013

In der zweiten Hälfte des Jahres 2006 führte die GRS einen europaweiten Teilnahmewettbewerb bezüglich eines Anschlussvertrages ab Anfang 2008 durch, aus dem wiederum SfR als Sieger hervorging. Nach kurzen aber harten Verhandlungen wurde Anfang Mai 2007 ein neuer IT-Servicevertrag zwischen GRS und SfR geschlossen, der ab 1. Januar 2008 in Kraft tritt und eine sechsjährige Laufzeit bis Ende 2013 enthält.

Die Definitionen von Leistungskategorien und Leistungspaketen haben sich im Rahmen des ersten Servicevertrags bewährt und wurden für den aktuellen Vertrag unterschiedslos übernommen, als zusätzliches Leistungspaket kam in Anbetracht der ständig steigenden Bedeutung die IT-Sicherheit hinzu. ■

# IT Management

## ■ The IT Service Contract 2002 – 2007

At the end of 2001, GRS and T-Systems Solutions for Research (SfR) concluded an IT service contract which came into effect on 1 January 2002 for the duration of six years. According to this, SfR will perform IT services of two different service categories, the so-called basic services and the services on call. The costs for the basic services are calculated based on the currently existing amounts (e.g. number of desktop PCs to be maintained); services on call are ordered only if required and charged on a time and material basis.

The basic services encompass the following service packages:

- Workstation systems and laboratory computers
- Business management IT applications and systems
- Infrastructural IT applications
- Networks and telecommunications
- Technical-scientific IT systems

The service costs are restricted to a price limit by contract.

## ■ User Satisfaction

From the beginning of the service contract, all employees have been able to take part in surveys on the user satisfaction with the SfR IT services.

The last survey so far was conducted in November/December 2007, and 67 % of the staff participated. The questionnaire contained a total of 16 questions on the range of IT services and the quality of SfR Services; for



◀ Nach unserem kaufmännisch-juristischen Geschäftsführer Hans J. Steinhauer unterzeichnet Johannes Gersing, kaufmännischer Geschäftsführer der SfR, den neuen Service-Vertrag  
*After signing the agreement:*  
Johannes Gersing (left), Managing Director of SfR, and Hans J. Steinhauer, Commercial Legal Director of GRS

the evaluation, a scale of 1 to 5 was given. SfR received for its IT service an excellent overall grade of 1.9.

## ■ The IT Service Contract 2008 – 2013

In the second half of the year 2006, GRS arranged a Europe-wide competition regarding a follow-up contract commencing at the beginning of 2008; again, SfR came off as a winner. After short but tough negotiations, at the beginning of May 2007, a new contract was concluded between GRS and SfR, which came into effect on 1 January 2008 for the duration of six years, i.e. until the end of 2013.

The definition of both the service categories and the service packages have proven of value within the frame of the first service contract and have been adopted unchanged. As an additional service package, IT security was added due to its permanently increasing significance. ■

# 9

## Stabsstelle Technik und Recht



Alexander Baginski

Die Stabsstelle Technik und Recht berät das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) auf dem Gebiet des Kernenergie-rechts. Die Vorhaben „Novellierung der Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (AtAV)“ und „Rechtliche Fragen im Zusammenhang mit der Vorsorge und dem Schutz vor Strahlenschäden“ haben unter anderem im Geschäftsjahr 2007 eine exponierte Stellung im Rahmen der Beratungstätigkeit eingenommen. Die thematischen Schwerpunkte der Vorhaben werden im Folgenden dargestellt.



Linda Buntic

### ■ „Novellierung der Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (AtAV)“

Gegenstand des Vorhabens „Novellierung der Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (AtAV) aufgrund der Neufassung der EU-Abfallverbringungsrichtlinie für radioaktive Abfälle“ ist es, den BMU bei der Überarbeitung der AtAV rechtlich zu beraten. Die AtAV in ihrer bisherigen Fassung beruht ebenfalls auf einer EU-Richtlinie, die sich auf den Vertrag zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (EAG-Vertrag) stützt.

Artikel 161 des EAG-Vertrags bestimmt, dass der Rat und die Kommission Verordnungen, Richtlinien und Entscheidungen erlassen, Empfehlungen aussprechen oder Stellungnahmen abgeben. Die Richtlinie ist für jeden Mitgliedstaat verbindlich, überlässt jedoch den innerstaatlichen Stellen die Wahl der Form und der Mittel, mit denen sie die gemeinschaftlichen Ziele im Rahmen ihrer internen Rechtsordnung verwirklichen. Sie dient in erster Linie dazu, die Rechtsvorschriften

anzugleichen. Wird eine Richtlinie von den Mitgliedsstaaten nicht in nationales Recht umgesetzt oder wird sie unvollständig oder verspätet umgesetzt, so erlangt die Richtlinie unmittelbare Wirkung. Betroffene können sich dann vor den nationalen Gerichten unmittelbar auf die Richtlinie berufen.

### Historie des Richtlinienentwurfs

Die Richtlinie 92/3/Euratom vom 03. Februar 1992 zur Überwachung und Kontrolle der Verbringungen radioaktiver Abfälle von einem Mitgliedstaat in einen anderen, in die Gemeinschaft und aus der Gemeinschaft wurde 1998 in die „Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet“ umgesetzt. Nach der Veröffentlichung zweier Vorschläge für eine Neufassung der Richtlinie (KOM (2004) 716 und KOM (2005) 673) wurde am 20. November 2006 die Richtlinie 2006/117/Euratom des Rates über die Überwachung und Kontrolle der Verbringungen radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente verabschiedet. Hintergrund der Novelle ist die anvisierte Abstimmung der Richtlinie 92/3/Euratom mit den jüngsten Richtlinien 96/29/Euratom zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen Gefahren durch ionisierende Strahlungen und der Richtlinie 2003/122/Euratom zur Kontrolle hoch radioaktiver umschlossener Strahlenquellen und herrenloser Strahlenquellen. Ferner sollte ein Gleichlauf mit internationalen Übereinkommen, insbesondere im Hinblick auf den aktuellen Beitritt der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom) zum Gemeinsamen Übereinkommen der IAEO über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle, erreicht werden. Aufgrund der bisherigen Erfahrungen sollten Begriffe präzisiert oder ergänzt und bisher nicht berücksichtigte Situationen behandelt werden. Ein weiteres Ziel war es, das existierende Verfahren für Verbringungen radioaktiver Abfälle von einem Mitgliedstaat in einen anderen zu vereinfachen.

# Technology and Law Staff Unit

The Technology and Law Staff Unit advises the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety (BMU) in the area of nuclear energy law. The projects "Amendment of the Ordinance on the Transport of Nuclear Waste into or out of the Federal Republic of Germany (AtAV)" and "Legal Issues connected to Precautionary Measures and Protection against Radiation Damages" represented an important part of the advisory activities in 2007. The main focuses of these projects will be illustrated below.

## I "Amendment of the Ordinance on the Transport of Nuclear Waste into or out of the Federal Republic of Germany (AtAV)"

It is the object of the project "Amendment of the Ordinance on the Transport of Nuclear Waste into or out of the Federal Republic of Germany (AtAV) due to the amendment of the EU waste transport directive for radioactive waste" to legally advise the BMU in the revision of the AtAV. The AtAV in its present version is also based on an EU regulation which in turn is based on the foundation treaty of the European Atomic Energy Community (EAEC treaty).

Article 161 of the EAEC treaty stipulates that the Council and the Commission issue ordinances, directives and decisions, make recommendations or comments. The directive is binding for every member state, but it leaves the national authorities the choice of the form and the means for implementing the common objectives within its national legal system. It primarily serves the purpose of adjusting legal regulations. If a directive is not implemented into national law by the member states or if it is implemented incompletely or belatedly, the directive takes immediate effect. Parties concerned can then refer to it before national courts.

## History of the draft directive

The Directive 92/3/Euratom of 03 February 1992 on the supervision and control of shipments of radioactive waste between member states into the Community and out of the Community was implemented in 1998 in the „Ordinance on transporting radioactive wastes into or out of the Federal Republic of Germany“. After two proposals for an amendment of the ordinance (COM (2004) 716 und COM (2005) 673) had been published, the Directive 2006/117/Euratom of the Council on the supervision and control of shipments of radioactive waste and spent fuel elements was passed on 20 November 2006. The background of the amendment is the intended coordination of the Directive 92/3/Euratom with the latest Directive 96/29/Euratom to establish basic safety standards for protecting the health of the workforce and the population against dangers by ionising radiation and the Directive 2003/122/Euratom to control highly radioactive enclosed radiation sources and orphan sources. Furthermore, the directives were to be synchronised with international treaties, especially with respect to the current accession of the European Atomic Energy Community (Euratom) to the joint IAEA Convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. Because of the previous experiences, terms should be specified or supplemented covering situations which had not been considered so far. A further objective was to simplify the existing procedure for transporting radioactive waste from one member state to another.

## Essential improvements of the directive

One essential change compared to the current legal status results from the scope of the Directive 2006/117/Euratom. While the scope of the AtAV in its previous version covers the transport of radioactive waste, it shall now also include the transport of spent fuel elements according to Article 1 of the Directive 2006/117/Euratom. This is due to considerations of the authors of the directive that it is not justified from a radiological point of view to exclude spent fuel

## Wesentliche Neuerungen der Richtlinie

Eine wesentliche Änderung im Vergleich zur heutigen Rechtslage ergibt sich aus dem Anwendungsbereich der Richtlinie 2006/117/Euratom. Während der Anwendungsbereich der AtAV in ihrer bisherigen Fassung die Verbringung radioaktiver Abfälle erfasst, soll nunmehr nach Artikel 1 der Richtlinie 2006/117/Euratom auch die Verbringung abgebrannter Brennelemente in den Anwendungsbereich fallen. Dem liegt die Überlegung des Richtliniengebers zugrunde, dass es aus radiologischer Sicht nicht gerechtfertigt sei, abgebrannte Brennelemente von dem Anwendungsbereich der Richtlinie auszunehmen. Des Weiteren wurde die Begriffsbestimmung der radioaktiven Abfälle in Artikel 5 Nr. 1 der Richtlinie 2006/117/Euratom neu gefasst. Danach sind radioaktive Abfälle „alle gasförmigen, flüssigen oder festen radioaktiven Stoffe, für die vom Ursprungsland und vom Bestimmungsland oder einer natürlichen oder juristischen Person, deren Entscheidung von diesen Staaten akzeptiert wird, keine weitere Verwendung vorgesehen ist und die als radioaktive Abfälle nach den Rechts- und Verwaltungsvorschriften des Ursprungslandes und des Bestimmungslandes der Kontrolle durch eine Aufsichtsbehörde unterliegen“.

Um das Verfahren zu vereinfachen und zu beschleunigen, wurden in den Artikeln 8 und 9 der Richtlinie 2006/117/Euratom Fristen eingeführt. Innerhalb dieser Fristen müssen die betroffenen Mitgliedstaaten der Verbringung zustimmen. Beispielsweise haben die zuständigen Behörden der Mitgliedstaaten innerhalb von 20 Tagen nach Eingang des Antrags zu prüfen, ob der Antrag ordnungsgemäß gestellt ist. Eine wesentliche Neuerung stellt auch die Einführung einer Zustimmungsfiktion dar. Liegt nach Ablauf einer bestimmten Frist keine Antwort der zuständigen Behörden des betroffenen Mitgliedstaates vor, so ist nach Artikel 9 Abs. 2 der Richtlinie 2006/117/Euratom davon auszugehen, dass diese Länder der beantragten Verbringung zugestimmt haben.

Erstmals geregelt wurden in Artikel 12 der Richtlinie 2006/117/Euratom Verbringungen, die nicht zu Ende geführt werden können oder dürfen, einschließlich der Kostentragung.

Die Richtlinie ist bis zum 24. Dezember 2008 in nationales Recht umzusetzen.

## „Rechtliche Fragen im Zusammenhang mit der Vorsorge und dem Schutz vor Strahlenschäden“

Der Gesetzgeber verfolgt mit dem Entwurf Umweltgesetzbuch (UGB-E) das Ziel, die Grundsätze einer besseren Rechtsetzung und des Bürokratieabbaus konsequent und aus einem Guss zu verwirklichen. Mit dem UGB-E soll das Umweltrecht zusammengeführt und harmonisiert werden. Es soll für Klarheit, Vereinfachung und Transparenz sorgen. Im Mittelpunkt steht eine vollzugsfreundliche und praxisgerechte Ausgestaltung. Davon sollen Umwelt, Wirtschaft und Behörden gleichermaßen profitieren. Dabei gilt der Grundsatz, dass das bestehende hohe Schutzniveau gewahrt bleibt, jedoch die auf zahlreiche Einzelgesetze verteilte Regelungsmaterie vereinfacht und zusammengefasst wird.

Die Umweltgesetzbücher I bis V befinden sich seit Herbst 2007 im Stadium des Vorentwurfs zum Referententwurf. Zu allen Büchern finden Ressortgespräche auf Bundesebene statt. Parallel hierzu werden bereits Rechtsverordnungsentwürfe erarbeitet.

### Allgemeines zur Struktur und zu den Inhalten des UGB-E

Im Ersten Buch des UGB-E sind die allgemeinen Vorschriften des Gesamt-UGB-E verankert. Der Entwurf soll unterschiedliche materielle Vorschriften und Verfahren aus dem geltenden Recht vereinheitlichen. Hauptinstrument dafür ist die sogenannte integrierte Vorhabengenehmigung (IVG), die einen neuen, im Kern einheitlichen Zulassungstyp für bislang verschiedenen Genehmigungsverfahren unterfallende Vorhaben verkörpert.

Die Bücher II – V des UGB-E sind auf bestimmte Fachgebiete des Umweltrechts (z. B. Gewässer, Natur und Landschaft) zugeschnitten.

### Viertes Buch UGB-E: Nichtionisierende Strahlung

Mit dem Vierten Buch des UGB-E (UGB IV-E) soll erstmals eine systematische gesetzliche Grundlage für den Schutz der Bevölkerung vor nichtionisierender Strahlung geschaffen werden. Es soll ein Rechtsrahmen

elements from the scope of the directive. Furthermore, the definition of the term “radioactive waste” in Article 5 No. 1 of the Directive 2006/117/Euratom was reworded. According to this definition, radioactive waste comprises “all gaseous, fluid or solid radioactive substances for which no further use is intended in the country of origin and in the country of destination or by a natural or legal person whose decision is accepted by these states and which as radioactive waste is subject to the control of a supervisory authority according to the legal and administrative regulations in the country of origin and the country of destination”.

To simplify and speed up the procedure, deadlines were introduced in Articles 8 and 9 of the Directive 2006/117/Euratom. Within these time limits the member states concerned must agree to the shipment. The responsible authorities of the member states thus, for example, have to check within 20 days after receipt of the application whether the application has been filed in due form. The introduction of an approval fiction also represents an essential improvement. If there is no response of the responsible authority of the member state concerned after expiry of a certain time limit, it is to be assumed according to Article 9 para. 2 of the Directive 2006/117/Euratom that these countries have agreed to the shipment applied for.

Shipments which can or may not be completed including bearing of costs have been regulated in Article 12 of the Directive 2006/117/Euratom for the first time.

The directive is to be implemented into national law by 24 December 2008.

## I “Legal Issues connected to precautionary measures and protection against radiation damages“

Using a consistent and integrated approach, it is the objective of the Environmental Code (UGB-E) to put the principles of better legislation into practice and to reduce red tape. The Environmental Code is

to streamline and harmonise environmental law. It shall ensure clarity, simplicity and transparency. The concept is practice-oriented and geared towards enforcement. Environment, industry and authorities are to benefit equally. The most important principle here is that the existing high level of protection will not be undermined and that the legal matter now regulated in numerous individual laws will be simplified and consolidated.

Since autumn 2007, the Environmental Code Books I to V have been in the Ministry’s draft stage. There are departmental talks relating to all books on federal level. At the same time, draft ordinances are already being elaborated.

### General structure and content of the UGB-E

The general provisions of the overall UGB-E are laid down in the first book. The draft is to unify different substantive regulations and procedures from current law. The main instrument herefor is the so-called integrated permit (integrierte Vorhabengenehmigung (IVG)) representing a new, basically uniform licensing type for projects which have so far been subject to different licensing procedures.

The books II – V of the UGB-E relate to certain categories of environmental law (e.g. water management, nature conservation).

### Fourth Book UGB-E: Non-ionising radiation

A systematic legal basis for the protection of the population against non-ionising radiation shall be created with the fourth book of UGB-E (UGB IV-E) for the first time. A legal frame which meets the current requirements of human and environmental protection is to be established.

Non-ionising radiation comprises all forms of radiation which contrary to ionising radiation do not have enough energy to electrically charge atoms and molecules. Electric, magnetic and electromagnetic fields as well as optical radiation belong hereto. This kind of radiation can also bring about harmful effects which render a limitation of the radiation exposure necessary. The number and variety of the sources of non-ionising radiation have been increasing steadily and can no longer be ignored in daily life.

installiert werden, der den aktuellen Ansprüchen an den Schutz des Menschen und der Umwelt genügt.

Nichtionisierende Strahlung umfasst sämtliche Strahlungsformen, die im Gegensatz zur ionisierenden Strahlung nicht genügend Energie aufweisen, um Atome und Moleküle elektrisch aufzuladen. Dazu zählen elektrische, magnetische und elektromagnetische Felder sowie die optische Strahlung. Auch diese Art der Strahlung kann schädliche Wirkungen hervorrufen, die eine Begrenzung der Strahlenexposition erforderlich machen. Anzahl und Vielfalt der Quellen nichtionisierender Strahlung nehmen ständig zu und sind ein nicht mehr wegzudenkender Bestandteil des täglichen Lebens geworden.

So sind alle Anwendungsbereiche elektrischer Energie mit niederfrequenten elektrischen und magnetischen Feldern verbunden. Alle drahtlosen Informationsübertragungs- und Kommunikationsverfahren nutzen hochfrequente elektromagnetische Felder oder optische Strahlung zur Datenübertragung. Die optische Strahlung wird darüber hinaus zu Beleuchtungszwecken oder zur Materialbearbeitung eingesetzt. Ultraviolette Strahlung spielt eine bedeutende Rolle in der Medizin und wird zudem oft für kosmetische Zwecke, z. B. zur Hautbräunung, eingesetzt.

Der Schutz des Menschen und der Umwelt vor nichtionisierender Strahlung wird bislang im Bundesimmissionsschutzgesetz vom 26. September 2002 (BImSchG) und speziell in der Verordnung über elektromagnetische Felder vom 16. Dezember 1996 (26. BImSchV) geregelt. Diese Regelungen haben sich in der Praxis bewährt und werden daher im UGB IV–E übernommen. Sie reichen aufgrund der oben aufgezeigten Vielfalt der Lebenssachverhalte jedoch nicht aus, um Mensch und Umwelt in der heutigen Zeit vor den schädlichen Wirkungen nichtionisierender Strahlung ausreichend zu schützen.

Über die gewerblich betriebenen Mobilfunkbasisstationen und Hochspannungsleitungen hinaus sind weitergehende Regelungen in folgenden Bereichen erforderlich:

### **Elektromagnetische Strahlung**

Die Regelungen der 26. BImSchV bleiben hinter der Empfehlung des EU-Ministerrates vom 12. Juni 1999 zur Begrenzung der Exposition der Bevölkerung ge-

genüber elektromagnetischen Feldern (0 Hz bis 300 Hz) (1999/519/EG, ABL. L 199/59 vom 30. Juli 1999) zurück. Die Expositionsgrenzwerte dieser EU-Ratsempfehlung für elektrische, magnetische und elektromagnetische Felder gewährleisten als einzuhaltende Schutzwerte den Schutz vor bekannten Gesundheitsgefahren und erheblichen Belästigungen.

Durch den Entwurf UGB IV–E und konkretisierende Anforderungen in Rechtsverordnungen soll der gesetzliche Rahmen für die Umsetzung des Grenzwertkonzepts der EU-Ratsempfehlung geschaffen werden. Dadurch werden künftig beispielsweise Gleichstromanlagen, die insbesondere im Nahverkehr und zur Stromweiterleitung eingesetzt werden, sowie private und hoheitliche Funkanlagen (z. B. öffentlich – rechtliche Rundfunkanstalten) erfasst.

### **Optische Strahlung**

Die optische Strahlung gliedert sich in drei Bereiche: die ultraviolette Strahlung (UV), das für den Menschen sichtbare Licht (VIS) und die Infrarotstrahlung (IR).

Eine Vielzahl von wissenschaftlichen Untersuchungen belegt, dass gerade die UV-Strahlung die Entstehung von Hautkrebs und den Verlauf einer bestehenden Hautkrebserkrankung entscheidend beeinflusst. Von internationalen Organisationen, wie z. B. der „International Agency for Research on Cancer“ (IARC), wird die UV-Strahlung daher als karzinogen eingestuft. Besonders bei Kindern und Jugendlichen erhöht die Exposition durch künstliche UV-Strahlung das Risiko einer späteren Hautkrebserkrankung. Die Strahlenschutzkommission (SSK) fordert daher ein Solarien-Nutzungsverbot für Minderjährige.

Darüber hinaus empfiehlt die SSK, in Übereinstimmung mit internationalen Empfehlungen (International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection: ICNIRP, European Society of Skin Cancer Prevention: EUROSkin, Weltgesundheitsorganisation: WHO), auch Erwachsenen auf die Nutzung von künstlicher UV-Strahlung zu nicht-medizinischen Zwecken zu verzichten, oder, sofern eine Person trotz des damit verbundenen gesundheitlichen Risikos auf die Solariennutzung nicht verzichten möchte, die Bestrahlungsstärke von Solarien auf 0,3 Watt pro Quadratmeter (W/m<sup>2</sup>) Körperoberfläche zu begrenzen.

All operative ranges of electrical energy are thus connected to low-frequency electric and magnetic fields. All wireless information transfer and communication procedures use high-frequency electromagnetic fields or optical radiation for data transfer. Furthermore, optical radiation is used for lightening purposes or for material processing. Ultraviolet radiation plays an important role in medicine and is also frequently used for cosmetic purposes, e.g. for skin tanning.

Human and environmental protection against non-ionising radiation has so far been regulated by the Federal Immission Control Act of 26 September 2002 (BImSchG) and specifically by the Ordinance on Electromagnetic Fields of 16 December 1996 (26th BImSchV). These regulations have proven their value in practice and have therefore been adopted by UGB IV-E. Due to the diversity of life circumstances illustrated above, they are, however, not enough to sufficiently protect man and the environment against harmful effects of non-ionising radiation today.

In addition to the commercially operated mobile phone base stations and high voltage transmission lines, further regulations are necessary in the following areas:

### Electromagnetic radiation

The regulations of the 26th BImSchV remain behind the EU Council of Ministers' recommendation of 12 June 1999 on limiting the exposure of the population to electromagnetic fields (0 Hz to 300 GHz) (1999/519/EG, ABL. L 199/59 of 30 July 1999). As protective levels to be complied with, the exposure limits of this EU Council recommendation for electric, magnetic and electromagnetic fields ensure the protection against known health hazards and considerable harassments.

The Ministry's draft of UGB IV-E and the more precise requirements of the ordinances shall create the legal frame for implementing the threshold concept of the EU Council recommendation. Direct current facilities, especially as used in local traffic and for power transmission as well as private and official radio installations (e.g. public broadcasting corporations) will thus be covered in the future.

### Optical radiation

Optical radiation is subdivided into three areas: ultraviolet radiation (UV), light visible for humans (VIS) and infrared radiation (IR).

A number of scientific studies demonstrates that especially UV radiation decisively influences the generation of skin cancer and the development of existing skin cancer. International organisations, like the "International Agency for Research on Cancer" (IARC), for example, therefore classify UV radiation as carcinogen. Especially among children and teenagers the exposure to artificial UV radiation increases the risk of a later skin cancer disease. The Radiation Protection Commission (SSK) therefore postulates a ban on solarium for minors.

In addition thereto, SSK in accordance with international recommendations (International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection: ICNIRP, European Society of Skin Cancer Prevention: EUROSkin, World Health Organisation: WHO), recommends that adults also refrain from using artificial UV radiation for non-medical purposes, or, if an individual does not want to refrain from using a solarium despite the health risks connected thereto, to limit the radiation force of solarium to 0.3 Watt per square metre (W/m<sup>2</sup>) body surface.

The ban for minors and the limitation of the radiation force for all parts of the population are covered by UGB IV-E in a legally systematic way. A substantiating ordinance is being planned.

### Medical radiation

There is furthermore a demand for regulation relating to the use of non-ionising radiation in medicine. To protect patients, non-ionising radiation above certain limits which, upon violation of these limits may lead to health impairments according to international and national expert organisations (ICNIRP, WHO, SSK), shall only be used in diagnostics and therapy after a physician with the necessary expertise for assessing and evaluating the effects especially of the non-ionising radiation on the human body, has carried out a justifying risk-benefit analysis. In medicine and dental medicine electric, magnetic and



Das Nutzungsverbot für Minderjährige und die Begrenzung der Bestrahlungsstärke für alle Bevölkerungsteile werden rechtssystematisch im UGB IV–E erfasst. Eine konkretisierende Rechtsverordnung befindet sich im Planungsstadium.

### **Medizinische Strahlung**

Ein Regelungsbedarf besteht darüber hinaus bei der Anwendung nichtionisierender Strahlung in der Medizin. Zum Schutz der Patienten soll nichtionisierende Strahlung oberhalb bestimmter Werte, die nach Auffassung internationaler und nationaler Fachorganisationen (ICNRP, WHO, SSK) bei ihrem Überschreiten gesundheitliche Beeinträchtigungen erwarten lassen, in der Diagnostik und in der Therapie nur angewendet

werden, wenn eine ärztliche Person mit der erforderlichen Fachkunde für die Abschätzung und Beurteilung der Wirkungen speziell der nichtionisierenden Strahlung auf den menschlichen Körper eine rechtfertigende Nutzen-Risiko-Analyse gestellt hat. In der Heil- oder Zahnheilkunde kommen in verschiedensten Bereichen elektrische, magnetische und elektromagnetische Felder mit sehr hohen Feldstärken sowie optische Strahlung zum Einsatz. Angewendet mit fachkundigem Hintergrundwissen und unter Minimierung der Strahlung können diese jedoch im Einzelfall einen heilenden Nutzen für den Patienten mit sich bringen. Zum Schutz vor solchen hochenergetischen Anwendungen in Diagnostik und Therapie wird im UGB IV–E am Vorbild der Röntgenverordnung eine unter beiden genannten Aspekten ausgewogene Regelung normiert. ■

electromagnetic fields with very high field strengths as well as optical radiation are used in the most diverse areas. Applied with expert background knowledge and minimising radiation these can, however, bring along curing benefits for the patient in individual

cases. Modelled on the X-Ray Ordinance, UGB IV-E provides a balanced regulation considering both aspects mentioned to protect against highly energetic applications in diagnostics and therapy. ■

# 10

## Kommunikation



Dr. Heinz-Peter Butz



Horst May

Das öffentliche Interesse an der Aufklärung und Erläuterung aktueller Entwicklungen und Ereignisse auf dem Gebiet der Kernenergie ist nach wie vor stark. 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 sach- und zielgruppengerechte Information der Öffentlichkeit, hat in der GRS einen hohen Stellenwert.

Die interne Kommunikation hat gerade vor dem Hintergrund der notwendigen Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik große Bedeutung. Hier nutzt die GRS die Möglichkeiten der elektronischen Information und Diskussion über das Intranet. Wesentliche Elemente sind darüber hinaus der Nachrichtendienst „GRS-intern“, der zeitnah über neue Entwicklungen im Unternehmen informiert sowie die technischen Seminare, die dazu dienen, Ergebnisse laufender Projekte zu präsentieren.

Die GRS kommuniziert intensiv mit der Fachwelt und steht mit ihr in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch. Sie unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Außerdem führt die GRS selbst zahlreiche wissenschaftliche Veranstaltungen mit nationaler und internationaler Beteiligung durch. In den letzten Jahren wurden diese Kommunikationsmöglichkeiten immer stärker genutzt. Neben eigenen Veranstaltungen organisiert sie Workshops und Seminare auch im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen.

Eine besondere Veranstaltung für die GRS war die Feier zu ihrem 30-jährigen Bestehen im Juni 2007.

### ■ Presse

Seit jeher ist die GRS kompetenter Ansprechpartner für Journalisten. Sie wurde zu nationalen wie internationalen Ereignissen um Information und fachliche Aufklärung gebeten. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses waren die Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke, darunter nach wie vor das Kernkraftwerk Tschernobyl, Fragen zum Sicherheitsmanagement und dem drohenden Kompetenzverlust in der Kerntechnik infolge zurückgehenden wissenschaftlichen Nachwuchses. Die Themen 2006/2007 im Einzelnen:

- Der Jahrestag des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl,
- Neues Einschlussbauwerk in Tschernobyl soll fertig gestellt werden,
- Menschliches Versagen in Kernkraftwerken,
- Der Störfall im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark-1 und seine Folgen,
- Der Generatorbrand im Kernkraftwerk Krümmel,
- WDR-Film „Der Störfall – Was geschah wirklich in den AKWs von Vattenfall“.

### Pressegespräch mit der GRS zum neuen Einschlussbauwerk in Tschernobyl

Am 17. September 2007 unterzeichneten das europäische Konsortium Novarka und die amerikanische Firma Holtec International Verträge mit dem Kernkraftwerk Tschernobyl. Novarka wird das neue Einschlussbauwerk, das „New Safe Confinement“ (NSC) errichten. Holtec soll das Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente fertigstellen. Vor der Vertragsunterzeichnung hat die Kölner Wissenschaftsjournalistin Dagmar Röhrlich ein Hintergrundgespräch mit den GRS-Experten Lutz Küchler und Dr. Hartmuth Teske geführt.

# Communication

The public interest in clarification and explanation of current developments and events in the field of nuclear energy continues to be strong. GRS has positioned itself as a competent partner of the public in issues relating to nuclear safety, radiation and environmental protection. As the Federal Government's central scientific and 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, international 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 the 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.

One special event was the GRS's 30<sup>th</sup> anniversary in June 2007.

## 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 safety of Eastern European nuclear power plants, still among these the Chernobyl Nuclear Power Plant, safety management issues and the imminent loss of expertise in nuclear technology due to the decreasing number of junior scientists. Other issues in 2006/2007 were:

- the anniversary of the accident in the Chernobyl Nuclear Power Plant,
- the new confinement in Chernobyl is to be completed,
- human failure in nuclear power plants,
- the accident in the Swedish Forsmark-1 Nuclear Power Plant and its consequences,
- the generator fire in the Krümmel Nuclear Power Plant,
- WDR film „Der Störfall – Was geschah wirklich in den AKWs von Vattenfall“ (“The incident – What did really happen in the nuclear power plants of Vattenfall”).

### Press meeting with GRS on the new safe confinement in Chernobyl

On 17 September 2007 the European Novarka consortium and the American Holtec International signed contracts with the Chernobyl Nuclear Power Plant. Novarka will build the "New Safe Confinement" (NSC). Holtec shall complete the interim storage facility for spent fuel elements. Before the contract was signed, the Cologne-based science journalist Dagmar

## 30 Jahre GRS: Auf einem guten Weg in die Zukunft

Am Dienstag, den 5. Juni 2007, feierte die GRS im Kölner Dorint Kongress Hotel ihren 30. Geburtstag. Am folgenden Tag fand in ihren Räumen in der Schwertnergasse 1 ein Fachforum statt, auf dem sie ihr Leistungsspektrum präsentierte.

Seit der Aufnahme des Geschäftsbetriebs im Januar 1977 ist es Aufgabe der GRS, Mensch, Umwelt und Natur vor den Gefahren und Risiken technischer, insbesondere kerntechnischer Anlagen, zu schützen. Seit 30 Jahren trägt die GRS dazu bei, mit ihren Forschungsarbeiten, Analysen und Bewertungen die Sicherheit zu verbessern und weiterzuentwickeln. Sie ist heute die zentrale Forschungs- und Sachverständigenorganisation der Bundesregierung für alle Fragen der kerntechnischen Sicherheit und der Entsorgung.

Die GRS will ihren maßgeblichen Einfluss auf die kerntechnische Sicherheit in Europa weiter festigen und, im Verbund mit anderen Sicherheitsorganisationen, eine führende Rolle einnehmen.

Die GRS wird die neuen Herausforderungen annehmen, die sich vor allem durch ein weiteres Zusammenwachsen Europas ergeben. Sie wird weiterhin ein zuverlässiger Partner in Fragen der Sicherheit, der Entsorgung und der Umwelt sein.

Anlässlich der 30-Jahre-Feier veröffentlichte die GRS die Festschrift „30 Jahre Forschungs- und Sachverständigentätigkeit – interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Methoden, qualifizierte Daten“.



▲ Die Grußadresse des Bundesumweltministeriums überbrachte der Parlamentarische Staatssekretär Michael Müller, Aufsichtsratsvorsitzender der GRS  
*Parliamentary State Secretary Michael Müller, Chairman of the Supervisory Board at GRS, conveyed a message of support by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety*



▲ Peter Hintze, Parlamentarische Staatssekretär im Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie  
*Peter Hintze, Parliamentary State Secretary in the Federal Ministry of Economics and Technology*

## I 30<sup>th</sup> Anniversary of GRS: On the right path into the future

On Tuesday, 5 June 2007, GRS celebrated its 30<sup>th</sup> anniversary at the Dorint Kongress Hotel Cologne. On the following day, an expert forum took place on the premises of GRS, Schwertnergasse 1, to present its spectrum of services.

Since its foundation in January 1977, the task of GRS has been to protect man, the environment and nature from technical hazards and risks, in particular those associated with nuclear facilities. For 30 years, GRS has been contributing to the improvement of safety with its research activities, analyses and assessments. Today, GRS is the central research and expert organisation of the Federal Government for all issues related to nuclear safety and waste management.

GRS seeks to strengthen its significant influence on nuclear safety in Europe and to take a leading role together with the other safety organisations.

GRS will meet the new challenges mainly arising from the coalescence of Europe and continue to be a reliable partner in the field of safety, waste management and environment.

Commemorating its 30<sup>th</sup> anniversary, GRS issued a publication entitled: “30 Jahre Forschungs- und Sachverständigentätigkeit – interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Methoden, qualifizierte Daten” (“30 Years of Research and Expert Assessment – Interdisciplinary Knowledge, Advanced Methods, Qualified Data”).



▲ Prof. Bruno O. Braun, Vorstandsvorsitzender der TÜV Rheinland Holding und stellvertretender Aufsichtsratsvorsitzender der GRS  
 Prof. Bruno O. Braun, CEO of the TÜV Rheinland Group and Vice-Chairman of the Supervisory Board at GRS

## Bayerisches Fernsehen interviewt Garching Kollegen

Am 11. Januar 2007 war das Bayerische Fernsehen (BF) zu Gast in der GRS Garching, um Interviews und Szenen für einen Fernsehbeitrag über Situationen zu drehen, in denen menschliches Versagen unter Stress zur Katastrophe führen kann. Auslöser für dieses Thema war der Transrapid-Unfall im Emsland am 22. September 2006. An Beispielen aus dem Schienenverkehr, der Luftfahrt, der Kerntechnik sowie weiteren Technikbereichen soll der Beitrag darstellen, welche vorbeugenden Maßnahmen getroffen werden, um stressbedingte Unfälle zu verhindern oder zu begrenzen, welche Rolle der Mensch dabei spielt und wie er unter Stress reagiert. Welche technischen und organisatorischen Vorkehrungen werden in Kernkraftwerken getroffen, damit das Personal bei einem Störfall/Unfall unter Stress nicht falsch reagiert? Wie wird das Personal darauf vorbereitet und geschult? Dies waren u. a. die Fragen, die Redakteur Dr. Till Rürger bei den Interviews stellte.

▼ Dr. Till Rürger (l.), Bayerisches Fernsehen, fragt hier u. a. Dr. Werner Fassmann (r.), GRS, wie das Kernkraftwerkspersonal auf Stresssituationen vorbereitet wird.

*Dr. Till Rürger (left), Bayerisches Fernsehen is interviewing Dr. Werner Fassmann (right), GRS, on how nuclear power plant staff is prepared for stressful situations.*



## 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 Weiterbildungsangeboten, Diskussionsforen, Nachrichten und der Dokumentation von Arbeitsprozessen 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 bietet allen Mitarbeitern zeitnah Informationen über neue Projekte, Kooperationen, eigene Veranstaltungen, Workshops, Kurse sowie personelle und organisatorische Veränderungen an.

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

Röhrlich interviewed GRS experts Lutz Küchler and Dr. Hartmuth Teske on the backgrounds.

### **Bavarian TV interviewed Garching colleagues**

On 11 January 2007 the Bavarian broadcasting corporation Bayerisches Fernsehen (BF) visited GRS Garching to film interviews for a report on situations when human failure under stress may lead to a catastrophe. The initiating event for this topic was the Emsland Transrapid accident on 22 September 2006. Using examples from rail traffic, aviation, nuclear technology as well as further technical areas, the report was to show which preventive measures are taken to avoid or limit accidents due to stress, which role the human individual plays here and how he/she reacts under stress. Which technical and organisational precautions are taken in nuclear power plants to ensure that staff does not react wrongly under stress? How is staff prepared and trained for these situations? These were some of the questions the journalist Dr. Till Rürger asked during the interview.

## **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 as well as 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 communication must ultimately be based on a shared understanding of corporate culture and the willingness to share knowledge and pass on experience. Transparency of business processes and an open dialogue across all hierarchies are essential elements of corporate culture.

Important technical instruments of internal communication are modern means of communication, which also include 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 provides 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 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 objective 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.

For newly appointed staff and those with still little work experience, GRS offers a training and further qualification programme. It is available to each staff member on the Intranet. It is the objective to qualify new staff as technical experts in the field of nuclear technology.

### **Internet**

The GRS homepage has continuously been updated and modernised. In many cases, due to the huge amount of information it contains, the homepage was also referred to for replying to press inquiries. Generally accessible GRS reports are increasingly published on the Internet as downloads. The availability of these reports to the public has thus been improved and, at the same time, printing and mailing costs have been reduced.



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.

Für neu eingestellte Mitarbeiter und solche mit noch geringer Berufserfahrung bietet die GRS ein Aus- und Weiterbildungsprogramm an. Es steht im Intranet jedem Mitarbeiter zur Verfügung. Ziel ist die Qualifikation als Sachverständiger im Bereich der Kerntechnik.

### Internet

Die GRS-Homepage wurde fortlaufend aktualisiert und modernisiert. 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.

### Online-Datenbankrecherchen

Die GRS-Sachverständigen sollen über den weltweit aktuellen „Stand von Wissenschaft und Technik“ (§7 Atomgesetz) auf ihrem Arbeitsfeld verfügen. Nationale und internationale Hosts bieten seit vielen Jahren wissenschaftlich-technische Datenbanken an. Sie sind eine ergiebige und etablierte Informationsquelle und ergänzen das Know-how aus eigenen Erfahrungen und persönlichen Kontakten zu Fachkollegen. Die GRS hat mit vielen fachspezifischen Datenbankanbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 2006/2007 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.

Bürger, Politiker, Schüler, Studenten sowie wissenschaftliche Lehrkräfte und Mitarbeiter sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde 2006/2007 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.

## Internationaler 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.

In den Jahren 2006 und 2007 haben über 30 größere Veranstaltungen stattgefunden, davon sind nachfolgend einige wichtige dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatten die beiden internationalen EUROSAFE-Foren in Paris (2006) und Berlin (2007) sowie die internationale Konferenz RepoSafe im November 2007, die in Braunschweig als Stadt der Wissenschaft des Jahres 2007 veranstaltet wurde.

### 8. EUROSAFE Forum 2006 in Paris

Das EUROSAFE-Forum am 13. und 14. November 2006 in Paris stand unter dem Generalthema „Entsorgung radioaktiver Abfälle – Anforderungen an die Langzeitsicherheit und gesellschaftliche Erwartungen“. Fast 400 Teilnehmer aus West- und Osteuropa und Übersee besuchten die Plenarvorträge, die Podiumsdiskussion und die Seminare.

Zunächst begrüßten Jacques Repussard, IRSN, Benoît De Boeck (in Vertretung für Jean-Jacques Van Binnebeek), AVN, und GRS-Geschäftsführer Lothar Hahn die Gäste. In ihren Ansprachen gingen sie auf das seit Mai 2006 gegründete „European Technical

## Online database searches

GRS experts have to comply with the world-wide “state of the art in science and technology” (Section 7 Atomic Energy Act) in their field 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 GRS’s own experience and from personal contacts to colleagues in the specific fields. GRS concluded licence agreements with many subject-specific database providers that cover the experts’ specific demand for information. Numerous scientific searches could thus again successfully be performed in 2006/2007 in the form of publication references, data compilations, company profiles, and full texts.

## Information material

GRS publishes its own information material to meet the information requirements of the public. Interested members of the public, politicians, students as well as lecturers and scientific staff belong to the typical clientele of these publications. To facilitate selection, the list of publications was updated again in 2006/2007 and mailed on request and it was also displayed to take away at events that are likely to attract attention of the public. In addition, it is available for download from the GRS website, as are a number of GRS reports.

## International scientific exchange of experience

GRS takes part in a continuous process of exchanging experiences with other experts and maintains links with relevant expert organisations world-wide. Experts from GRS participate in international committees and take part in seminars, workshops and conferences 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 2006 and 2007 more than 30 major events took place. Some of the most important ones

are documented below. Foremost were the two international EUROS SAFE Forums in Paris (2006) and Berlin (2007) as well as the international conference RepoSafe in November 2007 hosted by Braunschweig, the City of Science 2007.

### 8. EUROS SAFE Forum 2006 in Paris

The EUROS SAFE Forum on 13 and 14 November 2006 in Paris focused on “Radioactive waste management: Long-term Safety Requirements and Societal Expectations”. Almost 400 participants from Western and Eastern Europe and overseas attended the plenary talks, panel discussions and seminars.

At first, Jacques Repussard, IRSN, Benoît De Boeck (for Jean-Jacques Van Binnebeek), AVN, and GRS Director Lothar Hahn welcomed the guests. In their speeches they referred to the “European Technical Safety Organisation Network” (ETSON) founded by AVN, GRS and IRSN in May 2006 which is supported by the other members in the EUROS SAFE Programme Committee CSN, HSE, SKI and VTT. They emphasised that the network was open to other European TSOs. The objectives of the network are:

- promotion of a European scientific and technological TSO network in nuclear safety,
- a forum for exchanging R&D results and experiences in safety assessments,
- harmonisation of practice when assessing nuclear safety in Europe and
- the creation of initiatives for the definition and implementation of research programmes.

After the opening speeches AVN, GRS and IRSN, the “French Commission for Public Debate (CNDP) on radioactive waste” and the Paris-based critic of nuclear energy WISE explained their respective positions on the general topic of the forum in three plenary talks. In the following international panel discussion, five experts dealt with the topic “Nuclear industry and the precautionary principle: Can a decision for a repository in a geological formation be taken?” and answered questions from the audience.



◀ Eingangsbereich der Konferenzräume im „Pavillon Dauphine“  
Foyer of the conference rooms at  
“Pavillon Dauphine”

► In der begleitenden Posterausstellung wurden weitere Projekte der GRS und ihrer Partner dargestellt.  
*In the supporting poster exhibition further projects run by GRS and its partners were presented.*



Safety Organisation Network“ (ETSON) durch AVN, GRS und IRSN ein, das von den anderen Partnern im EUROSAFE Programmkomitee CSN, HSE, SKI und VTT unterstützt wird. Sie betonten, das Netzwerk stehe auch anderen europäischen TSO offen. Ziele des Netzwerks sind:

- Förderung eines europäischen wissenschaftlich-technischen TSO Netzwerks in der nuklearen Sicherheit,
- Forum zum Austausch von FuE-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.

Nach den Eröffnungsansprachen präsentierten AVN, GRS und IRSN, die „Französische Kommission zur öffentlichen Debatte über die Entsorgung radioaktiver Abfälle“ und die in Paris ansässige atomkritische Organisation WISE in drei Plenarvorträgen ihre jeweilige Position zum Generalthema des Forums. In der anschließenden international besetzten Podiumsdisc-

► Das Thema „Die Nuklearindustrie und das Prinzip der Vorsorge: Kann eine Entscheidung für ein Endlager in einer geologischen Formation gefällt werden?“ diskutierten (v. l.): Thomas Flüeler, ETH Zürich, Schweiz; Phil Davies, NDA, Großbritannien; Hans Issler, Nagra, Schweiz; Josefin Päiviö Jonsson, SKI, Schweden und die Moderatorin Marie-Dominique Montel

*The topic "Nuclear industry and the precautionary principle: Can a decision for a repository in a geological formation be taken?" is being discussed by (from left): Thomas Flüeler, ETH Zürich, Switzerland; Phil Davies, NDA, Great Britain; Hans Issler, Nagra, Switzerland; Josefin Päiviö Jonsson, SKI, Sweden and the moderator Marie-Dominique Montel*



◀ Interview mit Lothar Hahn, technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer der GRS, für das deutsche Programm des Deutschlandradios in Paris  
*Interview with Lothar Hahn, Technical and Scientific Director of GRS, for the German programme of Deutschlandradio in Paris*

On the second day, the safety of nuclear facilities, disposal and environment, radiation protection and securing nuclear material and nuclear facilities as well as current projects were introduced and discussed in four seminars.

### 9<sup>th</sup> EUROSAFE Forum 2007 in Berlin

The EUROSAFE Forum on 5 and 6 November 2007 in Berlin focused on "Securing Nuclear Safety in Future Years". About 350 participants from Western and Eastern Europe and overseas attended the

plenary talks, one panel discussion, one workshop and seminars.

The welcoming speeches were held by Lothar Hahn representing GRS, Jean-François Lacronique, President of the IRSN Administrative Board (for Jacques Repussard) and Jean-Jacques Van Binnebeek for AVN. They stressed the importance of ETSON for EUROSAFE's objective of harmonising the nuclear safety practices in Europe. The network was presented in September 2007 at the opening meeting of the "Sustainable Nuclear Energy Technology Platform" (SNE-TP) in Brussels. ETSON

kussion setzten sich fünf Experten mit dem Thema „Die Nuklearindustrie und das Prinzip der Vorsorge: Kann eine Entscheidung für ein Endlager in einer geologischen Formation gefällt werden?“ auseinander und stellten sich den Fragen des Publikums.

Am zweiten Tag wurden in den vier Seminaren Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen, Entsorgung und Umwelt, Strahlenschutz und Sicherung von Kernmaterial und kerntechnischen Einrichtungen aktuelle Arbeiten vorgestellt und diskutiert.

### 9. EUROS SAFE – Forum 2007 in Berlin

Das EUROS SAFE-Forum am 5. und 6. November 2007 in Berlin stand unter dem Motto „Gewährleistung der nuklearen Sicherheit in den nächsten Jahren“. Etwa 350 Teilnehmer aus West- und Osteuropa und Übersee besuchten die Plenarvorträge, eine Podiumsdiskussion, einen Workshop und Seminare.

Die Begrüßungsansprachen hielten Lothar Hahn für die GRS, Jean-François Lacronique, Präsident des IRSN-Verwaltungsrates (in Vertretung für Jacques Repusard) und Jean-Jacques Van Binnebeek für AVN. Sie betonten die Bedeutung von ETSO für das Ziel von EUROS SAFE, die kerntechnischen Sicherheitspraktiken in Europa einander anzunähern. Das Netzwerk wurde im September 2007 bei der Auftaktveranstaltung der

„Sustainable Nuclear Energy Technology Platform“ (SNE-TP) in Brüssel präsentiert. ETSO wird sich dort mit folgenden Zielsetzungen beteiligen:

- Verbesserung der Sicherheit laufender Anlagen,
- Frühzeitige Identifizierung der Sicherheitsaspekte neuer Reaktorkonzepte und
- Beiträge zur Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und -praktiken.

Die drei Veranstalter hoben darüber hinaus die große Bedeutung des „European Operating Experience (OEF) Feedback System“ für die Sicherheit hervor. Sie hatten OEF bereits der WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) und der EU vorgestellt. Zum OEF richtete das EUROS SAFE-Forum erstmals einen Workshop aus.

Grußworte aus dem Wirtschaftsministerium überbrachte Dr. Walter Sandtner und für die OECD/NEA deren Generaldirektor Luis E. Echávarri.

Nach den Eröffnungsansprachen präsentierten ein Vertreter des Betreibers EnBW, ein Vertreter der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI und für die TSO AVN, GRS und IRSN ihre jeweilige Position zum Hauptthema des Forums. In der anschließenden international besetzten Podiumsdiskussion setzten sich Experten mit dem Thema „Vor welchen Herausforderungen stehen wir bei der nuklearen Sicherheit in den nächsten Jahren? Wie kann man sie angehen?“ auseinander und diskutierten mit dem Publikum.

Den Festvortrag über „Erderwärmung und die Reaktion der Regierungen“ hielt Walter Schafhausen vom Bundesumweltministerium.

Am zweiten Tag wurden in einem Workshop über den Rückfluss der Betriebserfahrungen in Europa sowie den drei Seminaren Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und Forschung, Umwelt und Strahlenschutz,



◀ Luis E. Echávarri, Generaldirektor der OECD/NEA, erläutert die vielfältigen Verbindungen seiner Organisation zur GRS

*Luis E. Echávarri, Director General OECD/NEA explains the manifold connections of his organisation to GRS*



▲ Etwa 350 Gäste besuchten das EUROSAFE Forum im Maritim proArte Hotel in Berlin  
*About 350 guests attended the EUROSAFE Forum at the Maritim proArte Hotel in Berlin*

will participate there with the following objectives:

- safety improvement of the operating facilities,
- early identification of safety aspects of new reactor type concepts and
- contributions to the harmonisation of safety requirements and practices.

The three organisers furthermore stressed the great significance of the “European Operating Experience (OEF) Feedback System“ for safety. They had already introduced OEF to WENRA (Western European Nuclear Regulators’ Association) and to the EU. The EUROSAFE Forum for the first time organised a workshop on OEF.

Dr. Walter Sandtner conveyed a message of support by the Ministry of Economics, Director General Luis E. Echávarri did the same for OECD/NEA.

After the opening speeches, one representative of the operator EnBW, one representative of the Swedish supervisory authorities SKI and for TSO

AVN, GRS and IRSN explained their respective positions concerning the main focus of the forum. In the following international panel discussion experts dealt with the issues “Which are the challenges to be faced for securing nuclear safety in future years? How should they be addressed?”, and discussed with the audience.

The guest lecture entitled “Global warming and the reaction of the governments“ was held by Walter Schafhausen, Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety.

On the second day, current studies were presented and discussed in a workshop on European Operating Experience Feedback as well as in three seminars on the safety of nuclear facilities and research, the environment and radiation protection, the physical protection of nuclear material and nuclear facilities.

All existing talks of the forums 2006 and 2007 can be found on the EUROSAFE website ([www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org)).

Sicherung von Kernmaterial und kerntechnischen Einrichtungen aktuelle Arbeiten vorgestellt und diskutiert.

Alle vorhandenen Vorträge der Foren 2006 und 2007 sind auf der EUROSAFE-Internetseite ([www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org)) zu finden.

### RepoSafe-Konferenz findet große Resonanz in der Öffentlichkeit

Braunschweig war 2007 die Stadt der Wissenschaft. Daher veranstaltete die GRS zusammen mit dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) vom 6. bis 9. November 2007 die internationale Konferenz „RepoSafe“ in der Braunschweiger Stadthalle. International führende Experten präsentierten neueste Erkenntnisse bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Insgesamt nahmen rund 280 Gäste aus 16 Ländern an der Tagung teil.

Besondere Beachtung fand die Konferenz durch die Teilnahme von Bundesumweltminister Sigmar Gabriel, der Grußworte an die Teilnehmer richtete.

Die Tagung wurde von friedlichen Demonstrationen verschiedener Bürgerinitiativen begleitet. Vertreter der Initiativen waren zur Tagung selbst eingeladen und hatten einen Stand bei der Posterausstellung.

### Projektgespräch G8GP Physischer Schutz

Das letzte des zweimal jährlich mit dem Auftraggeber Auswärtiges Amt (AA) und seinem Controller, dem Bundesamt für Wehrtechnik und Beschaffung (BWB), durchzuführende Projektgespräch des GRS-Programmes G8GP Physischer Schutz (G8GP PhS) fand am 20. Oktober 2006 am GRS-Standort Köln statt. Auf der Auftraggeberseite waren nach der im AA üblichen Jobrotation neue Gesichter zu sehen. Hans J. Steinhauer, der als Jurist mit G8GP PhS vertraut war, nahm die Gelegenheit wahr, in seiner neuen Position als kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer die Gäste zu begrüßen und die Bedeutung des Programms für die GRS hervorzuheben. Neben der Vorstellung der Projektleiter und der beteiligten GRS-Mitarbeiter hatte das Projektgespräch zum Ziel, den aktuellen Bearbeitungsstand zu präsentieren sowie das weitere Vorgehen bei den anstehenden Problemen zu diskutieren und abzustimmen. In diesem Zusammenhang sind z. B. zu nennen: die Entsorgung von Radioisotopengeneratoren aus dem Ostseebereich und die Einbindung der bereits vereinbarten Förderungsmittel der EU in die bestehenden deutschen Aktivitäten zur Verbesserung des physischen Schutzes von Kernmaterial in der Russischen Föderation. Das Gespräch verlief in gewohnt harmonisch-konstruktiver Atmosphäre. Der Auftraggeber AA und sein Controller BWB zeigten sich mit den bisherigen Arbeitsergebnissen der GRS sehr zufrieden.

### Drittes SARNET-Treffen in Garching

Vom 29. Januar bis 2. Februar 2007 trafen sich in der GRS Garching 87 Wissenschaftler von 30 Organisationen aus 18 Ländern zum dritten „Review-Meeting“ des „Severe Accident Research Network of Excellence“ (SARNET). Die Wissenschaftler berichteten und diskutierten die erzielten Ergebnisse und die geplante Weiterarbeit in den Arbeitsgruppen CORIUM (In-Vessel melt retention), CONTAINMENT (Containment integrity) und SOURCE TERM. Das Forschungsvorhaben SARNET



◀ Bundesumweltminister Sigmar Gabriel begrüßt die Gäste der RepoSafe

*The Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety, Sigmar Gabriel, is welcoming the guests to RepoSafe*

## RepoSafe Conference met with great public response

In 2007 Braunschweig was the City of Science. Therefore, GRS together with the Federal Office for Radiation Protection (BfS) organised the international conference RepoSafe in Braunschweig town hall from 6 to 9 November 2007. Leading international experts presented the latest findings in radioactive waste management. A total of about 280 guests from 16 countries attended the conference.

The conference attracted particular attention due to the participation of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety, Sigmar Gabriel, who addressed greetings to the attendees.



▲ Das Fazit der Konferenz zieht Prof. Wernt Brewitz, GRS-Bereichsleiter Endlagersicherheitsforschung  
*Prof. Wernt Brewitz, GRS Division Manager Final Repository Safety Research is offering a summary of the conference*



▲ Bundestumweltminister Sigmar Gabriel umringt von Journalisten und friedlichen Demonstranten

*The Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety, Sigmar Gabriel, surrounded by journalists and peaceful protestors*

The conference was accompanied by peaceful demonstrations of different citizens' initiatives. Representatives of the initiatives had been invited to the conference itself and had a stand in the poster exhibition.

## Project meeting G8GP Physical Protection

The last of the project meetings of the G8GP Physical Protection project (G8GP PhS) to be carried out twice a year with the principal, the Federal Foreign Office (AA) and its monitor, the Federal Office for Defense Technology and Procurement (BWB), took place on 20 October 2006 at the GRS site in Cologne. After the common job rotation at the Federal Foreign Office, there were new faces on the principal's side. Hans J. Steinhauer who, as a lawyer, was familiar with G8GP PhS, took the opportunity to welcome the guests in his new function as Commercial Legal Director and to stress the importance of the programme for GRS. Besides the introduction of the project managers and the participating GRS staff, it was the object of the



gehört zum 6. EU-Rahmenprogramm der. Dessen Ziel ist es, ein europaweites Netzwerk der Organisationen zu etablieren, die zu Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der schweren Störfälle in Kernkraftwerken beitragen. In SARNET sind 52 Organisationen eingebunden. Das Vorhaben läuft über viereinhalb Jahre (1. April 2004 - 30. September 2008).

### Perspektiven in der Kerntechnik

Unter diesem Titel veranstaltete der Deutsche Atomforum e.V./Informationskreis KernEnergie – wie in den vergangenen Jahren – zwei Kolloquien mit einer anschließenden Jobbörse und Kernkraftwerksbesuch. Ziel war es, qualifiziertem Nachwuchs in den Natur- und Ingenieurwissenschaften zu vermitteln, dass die Kernenergiebranche trotz Ausstiegsgesetz auch noch langfristig sehr gute Berufsaussichten bietet. Die Resonanz bei den vor einer Berufswahl stehenden Studenten war unverändert hoch. Die Teilnehmerzahl muss aus Effizienzgründen auf maximal 50 Personen begrenzt werden.

Die teilnehmenden Unternehmen erhalten durch diese Kolloquien die Gelegenheit, ihr Unternehmensprofil und Aufgabenspektrum zu präsentieren in der Absicht, bei den jungen Wissenschaftlern Interesse an einem Arbeitsplatz zu wecken. Vorweg: Angesichts des hohen Bedarfs in der gesamten Branche ist es für

die GRS eine besondere Herausforderung, gegen die dort vertretenen Hersteller (AREVA, Westinghouse), Betreiber (E.ON, RWE) und TÜV (SÜD und NORD), die allein schon in diesem Jahr weit über 500 Neueinstellungen planen, ausreichendes Nachwuchspersonal zu gewinnen.

Am Kolloquium in Speyer (11. bis 14. März 2007) beteiligten sich seitens der GRS Dr. Heinz-Peter Butz („Die GRS: Aufgaben und Kompetenz“) zusammen mit Robert Grinzinger („Der Forsmark-Störfall“) und Ulrich Noseck („Ausrichtung und Ziele der deutschen Endlagerforschung“). Die Jobbörse fand reges Interesse. Hervorzuheben ist die wiederholte Nachfrage nach Praktika, Diplom- und Doktorarbeiten bei der GRS. Die Interessenten wurden ermutigt, Initiativbewerbungen einzureichen. Das angebotene Informationsmaterial wurde gerne angenommen. Der Bericht von Robert Grinzinger, der sich nach eigener Kolloquiumsteilnahme erfolgreich zur GRS beworben hatte, fand starkes Interesse bei den jungen Wissenschaftlern. Die tagsüber geführten Diskussionen wurden bei den Abendessen sowie beim Kernkraftwerksbesuch fortgesetzt.

Die Veranstaltung „Nord“ fand in Osnabrück (18. bis 20. März 2007) statt und wurde seitens der GRS von Dieter Müller-Ecker mit Volker Wild sowie Wernt Brewitz bestritten. Die Interessenlage der Studenten war ähnlich wie in Speyer. Aufgrund eines höheren Anteils an Studenten im letzten Semester war die Nachfrage nach konkreten Jobs jedoch größer. Dem vergleichsweise hohen Anteil an Physikern konnte durch Volker Wild, ebenfalls Physiker, ein authentisches Bild der möglichen Arbeitsgebiete in der GRS vermittelt werden. Die GRS-Teilnehmer sind optimistisch, den einen oder anderen Studenten zu einer Bewerbung bewegen zu haben.



◀ Im Rahmen der Jobbörse fanden rege Diskussionen auch zu den Arbeitsmöglichkeiten bei der GRS statt: Dr. Heinz-Peter Butz (l.) und Robert Grinzinger, beide GRS, mit einer Studentin

*Vivid discussions of the employment opportunities at GRS during the Job Exchange: Dr. Heinz-Peter Butz (left) and Robert Grinzinger, both GRS, with a female student*



◀ Perspektiven in der Kerntechnik: Nach dem Seminar besuchten die Teilnehmer das Kernkraftwerk Philippsburg  
*Perspectives in Nuclear Technology: After the seminar the participants visited the Philippsburg Nuclear Power Plant*

project meeting to present the current status as well as to discuss and coordinate the further procedure for the upcoming problems. Examples to be mentioned in this connection are: the disposal of radioisotope generators from the Baltic Sea area and the incorporation of the EU subsidies already agreed on into the existing German activities for improving the physical protection of nuclear material in the Russian Federation. The meeting took place in the usual harmonious and constructive atmosphere. The principal, AA, and his monitor, BWB, were very satisfied with the work results GRS has achieved so far.

### Third SARNET Meeting in Garching

From 29 January to 2 February 2007, 87 scientists from 30 organisations of 18 countries met for the third “Review Meeting” of the “Severe Accident Research Network of Excellence” (SARNET) at GRS, Garching. The scientists reported and discussed the results achieved and the planned further work in the research groups CORIUM (in-vessel melt retention), CONTAINMENT (containment integrity) and SOURCE

TERM. The research project SARNET belongs to the 6<sup>th</sup> European Commission R&D Framework Programme. It is its objective to establish a Europe-wide network of organisations which contribute to research and development in the areas of severe accidents in nuclear power plants. Among the members of SARNET there are 52 organisations. The project duration is four and a half years (1 April 2004 - 30 September 2008).

### Perspectives in Nuclear Technology

Under this heading the German Atomic Forum/Informationskreis KernEnergie – like in the previous years – organised two congresses with a subsequent job exchange and a visit of a nuclear power plant. It was the objective to convince qualified junior natural scientists and engineers that the nuclear energy industry also in the long run still offers excellent job prospects even despite the nuclear phaseout law. The response among the students who were to make their career choices remained high. For reasons of efficiency, the number of participants had to be limited to a maximum of 50 attendees.

### Unabhängigkeit, Transparenz, Vertrauen – Diskussionsthemen bei der TSO-Konferenz in Frankreich

Zum ersten Mal fand vom 23. bis 27. April 2007 eine internationale Konferenz der „Technical and Scientific Support Organisations (TSOs)“ statt. Sie wurde unter dem Titel „The Challenges faced by TSOs in Enhancing Nuclear Safety“ von der IAEA zusammen mit IRSN in Aix-en-Provence veranstaltet. Rund 200 Gäste von Sachverständigenorganisationen, Aufsichts- und Genehmigungsbehörden und Betreibern aus 50 Nationen und von internationalen Organisationen haben daran teilgenommen. Die GRS wurde repräsentiert durch den Vortrag ihres Geschäftsführers Lothar Hahn. In drei Grundsatzreden wurden die Herausforderungen aus der Sicht der Behörde, des Betreibers und einer regionalen Regierung erörtert. Die folgenden 20



▲ Lothar Hahn, GRS, sprach über die unabhängige technische und wissenschaftliche Beratung für die behördliche Entscheidungsfindung  
*Lothar Hahn, GRS, talked about independent technical and scientific consulting for official decision making*

Vorträge der Konferenz waren vier Themenbereichen zugeordnet:

- Rollen, Funktionen und Bedeutung von TSOs
- Herausforderungen für TSOs und deren Effektivität
- Internationale Kooperationen, Netzwerke und Anwendung der IAEA Safety Standards
- Perspektiven der Anforderungen an technisch-wissenschaftliche Beratung

Gleich zu Beginn der Konferenz kam es zu einer Diskussion über die Definition des Begriffes „TSO“, die nicht einheitlich festgelegt ist: „Technical and Scientific Support Organisation“, „Technical Support Organisation“ oder – wie die GRS und ihre Partner sich definieren – „Technical Safety Organisation“. Unter den Begriffen werden derzeit Sachverständigenorganisationen verstanden, die Aufsichtsbehörden aber auch Betreiber und Hersteller unterstützen können. Die TSOs können vom hoch spezialisierten Einzelunternehmer bis zu interdisziplinären Sachverständigenorganisationen mit mehreren hundert Mitarbeitern reichen. In einigen Ländern ist die Funktion der TSO in die Aufsichtsbehörde integriert.

Eine wesentliche Eigenschaft von TSOs ist die Unabhängigkeit. Auch dieser Begriff ist international nicht eindeutig definiert. Er wurde von den Teilnehmern sowohl auf die Arbeitsergebnisse als auch auf die Struktur und die Finanzierung einer Organisation bezogen. Eine TSO muss über ausreichende Kompetenzen und Ressourcen verfügen, um unabhängige Aussagen zu technisch-wissenschaftlichen Fragestellungen zu bearbeiten. Hinsichtlich der Qualität der Arbeitsergebnisse wurde hervorgehoben, dass diese für den Auftraggeber nachvollziehbar und transparent sein müssen.

Weiterhin wurde betont, dass TSOs mehr Forschungstätigkeiten durchführen sollten, um die Sicherheit bestehender und zukünftiger Anlagen zu gewährleisten.

Vor dem Hintergrund aktueller Herausforderungen wie Vertrauen, Unabhängigkeit, wissenschaftlich-technischer Sachverstand, Personalbestand, Qualifikation, Finanzierung und langfristiger Ausrichtung wurde die Bedeutung internationaler Zusammenarbeit („networking“) von TSOs für den Austausch von Erkenntnissen und Erfahrungen hervorgehoben. In diesem Zusam-

These conferences provide an opportunity to the participating companies to present their corporate profile and range of tasks and to thus stimulate the interest of young scientists in a job. It should be mentioned here first that considering the high demand of the entire industry, it is a particular challenge for GRS to attract a sufficient number of junior scientists compared to the producers (AREVA, Westinghouse), operators (E.ON, RWE) and TÜV (South and North) who were also present and who for this year alone have already planned far more than 500 new employments.

Dr. Heinz-Peter Butz (“GRS: Tasks and Competence”), Robert Grinzinger (“The Forsmark Accident”) and Ulrich Noseck (“Orientation and Objectives of German Final Repository Research”) attended the conference in Speyer (11 to 14 March 2007) on behalf of GRS. The job exchange attracted great interest. There were repeated requests for internships, diploma and doctoral theses at GRS. The interested students were encouraged to submit an unsolicited application. The information material offered was accepted readily. Robert Grinzinger’s report, who after having attended a conference himself had successfully applied for a job at GRS, was met with great interest among the young scientists. The discussions started during the day were continued at dinner as well as during the visit of a nuclear power plant.

The conference “North” took place in Osnabrück (18 to 20 March 2007). GRS was represented by Dieter Müller-Ecker, Volker Wild and Wernt Brewitz. The interests of the students were similar to those in Speyer, but because of a higher percentage of students in their final term, the demand for specific jobs was higher. Being a physicist himself, Volker Wild could provide an authentic picture of possible work areas at GRS to the comparatively high percentage of physicists present. The GRS participants are optimistic that they have induced the one or the other student to apply at GRS.

### **Independence, transparency, trust – Issues for discussion at the TSO Conference in France**

From 23 to 27 April 2007 an international conference of the “Technical and Scientific Support Organisations (TSOs)” took place for the first time. It was organised jointly by IAEA and IRSN in Aix-en-Provence under

the title “The Challenges faced by TSOs in Enhancing Nuclear Safety”. About 200 guests from expert organisations, supervisory and licensing authorities and operators from 50 nations and international organisations participated. GRS was represented by the talk of its general manager Lothar Hahn. In three keynote speeches the challenges were discussed from the perspectives of the authority, the operator and a regional government. The following 20 conference talks belonged to the four subject areas:

- Roles, functions and significance of TSOs
- Challenges for TSOs and their effectiveness
- International co-operations, networks and application of IAEA Safety Standards
- Perspectives of requirements to be met by technical and scientific consulting

Right at the start of the conference there was a discussion on the definition of the term „TSO“ which is not determined in a uniform way: “Technical and Scientific Support Organisation”, “Technical Support Organisation” or – as GRS and its partners define themselves – “Technical Safety Organisation”. The terms currently describe expert organisations which can support supervisory authorities, but also operators and producers. TSOs may range from a highly specialised one-man business to an interdisciplinary expert organisation with several hundred employees. In some countries the TSO function is integrated in the supervisory authority.

One essential property of TSOs is their independence. This term too has not been uniformly defined internationally. The participants related this term to the work results as well as to the structure and financing of the organisation. A TSO must have sufficient competences and resources to elaborate independent statements on technical and scientific issues. Concerning the quality of the work results, it was emphasised that these must be comprehensible and transparent for the principal.

Furthermore, it was stressed that TSOs should perform research to ensure the safety of existing and future plants.

Before the background of current challenges like trust, independence, scientific and technical expertise,



▲ Bei der begleitenden Poster Ausstellung präsentierte sich auch das GRS-Tochterunternehmen RISKAUDIT  
*GRS subsidiary RISKAUDIT presented itself at the supporting poster exhibition*

menhang wurde mehrfach das von der GRS, IRSN und AVN gegründete „European TSO Network“ als Beispiel erwähnt.

Internationale Netzwerke können Länder mit kleinem Nuklearprogramm und eingeschränkten finanziellen Ressourcen unterstützen, um Anlagen zu beaufsichtigen und ihre Sicherheit zu gewährleisten. Internationale Zusammenarbeit kann auch hilfreich sein, um den Anforderungen gegenüber international agierenden Betreiber- und Herstellerorganisationen gerecht zu werden. Große Herausforderungen an nationale Aufsichtsbehörden und TSOs ergeben sich zum Beispiel bei der Bewertung neuer Reaktorkonzepte.

Die Zusammenfassung der Ergebnisse und die Empfehlungen der Konferenz sowie sonstige Informationen stehen auf der Webseite der IAEO ([www.iaea.org](http://www.iaea.org)) zur Verfügung.

### **KTA-Regelseminar am 12. und 13. Juni 2007 sehr gut besucht**

Am 12. und 13. Juni 2007 fand in der GRS-Köln das Seminar „KTA-Regeln für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken“ statt. Helmut Schulz (GRS), hatte es vor einigen Jahren initiiert. Nach 2001, 2004 und 2006 wurde diese Fortbildungsveranstaltung nun zum 4. Mal durchgeführt. Mit über 50 Teilnehmern fand sie wieder reges Interesse bei Behörden, Gutachter- und Betreiberorganisationen aus Deutschland, den Niederlanden und der Schweiz. Referenten waren sowohl externe Fachleute als auch aktive und ehemalige Kollegen der GRS, die an der Erstellung und Überarbeitung der jeweiligen Regeln beteiligt waren oder sind. Außerdem wurde das gesamte Seminar von dem für mechanische Komponenten zuständigen Vertreter der KTA-Geschäftsstelle, Dr. Hans-Rainer Bath begleitet.



▲ TSO Konferenz: Zum Thema „Strengthening Technical and Scientific Support: Recommendations for the Future“ diskutierten (v. l. nach r.): J. Repussard, IRSN, Frankreich; J.-J. Van Binnebeek, AVN, Belgien; H. Nariai, JNES, Japan; G. Li, NNSA, China (Vorsitzender); B. Gordon, SEC NRS, Russland; S. K. Chande, AERB, Indien; J. Zdárek, NRI Rez, Tschechien; C. Waeterloos, Europäische Kommission  
 TSO Conference: J. Repussard, IRSN, France; J.-J. Van Binnebeek, AVN, Belgium; H. Nariai, JNES, Japan; G. Li, NNSA, China (Chairman); B. Gordon, SEC NRS, Russia; S. K. Chande, AERB, India; J. Zdárek, NRI Rez, Czech Republic; C. Waeterloos, European Commission (from left to right) discussed the issue of “Strengthening Technical and Scientific Support: Recommendations for the Future“

human resources, qualification, financing and long-term orientation, the importance of international co-operation (“networking”) of TSOs to exchange findings and experiences was emphasised. In this connection the “European TSO Network“ founded by GRS, IRSN and AVN was mentioned several times as an example.

International networks can support countries with a small nuclear programme and limited financial resources in monitoring plants and ensuring their safety. International co-operation can also be helpful to meet the requirements of international operator and producer organisations. Great challenges of supervisory authorities and TSOs result from the assessment of new reactor concepts, for example.

The summary of the results and the recommendations of the conference as well as other information can be found on the IAEA website ([www.iaea.org](http://www.iaea.org)).

#### **KTA Safety Standards Seminar on 12 and 13 June 2007 very well attended**

On 12 and 13 June 2007 the seminar “KTA Safety Standards to be met by pressurised components in nuclear power plants“ took place at GRS Cologne. Helmut Schulz (GRS) had initiated this seminar several years ago. After 2001, 2004 and 2006 this further training event was now carried out for the fourth time.

### Informationen zum Trafobrand im KKW Krümmel

Der Trafobrand im Kernkraftwerk Krümmel hat große öffentliche Aufmerksamkeit gefunden. Presse, Funk und Fernsehen berichteten ausführlich darüber. Die GRS war vielgefragter Ansprechpartner der Medien.

In einer kurzfristig anberaumten Informationsveranstaltung am 5. Juli 2007 in der GRS Köln erläuterten die GRS-Kollegen Claus Versteegen und Volker Wild den aktuellen Stand der Untersuchungen zu den Ereignissen in Krümmel. Das große Interesse im Hause zeigte sich an der Zahl von über 70 Teilnehmern.

### Villigster Sommeruniversität 2007

Die Villigster Sommeruniversität 2007 stand unter dem Generalthema „Energieszenarien“. Etwa 50 Studentinnen und Studenten nahezu aller Fachrichtungen (Physik, Maschinenbau, Geologie, Medizin, Rechtswissenschaften, Biologie, Psychologie, Soziologie) haben sich während eines siebentägigen Seminars mit den physikalischen, technischen und wirtschaftlichen Fragen der aktuellen Energieproblematik beschäftigt. Das Thema Kernenergie und Reaktorsicherheit wurde in einem Fachvortrag von Dr. Heinz-Peter Butz (GRS) präsentiert. Bemerkenswert war die große Aufgeschlossenheit der Studentinnen und Studenten, mit der das zum Teil kontroverse Thema Risikoakzeptanz diskutiert wurde. Es zeigte sich, dass die Risikowahrnehmung von der jeweiligen Fachrichtung durchaus beeinflusst wird.

### GRS-Vortrag beim Verein Deutscher Ingenieure (VDI) zum Störfall in Forsmark von 2006

Zum Thema „Störfälle in Siedewasserreaktoren“ trugen Dr. Reinhard Stück (Co-Autor Volker Wild), GRS, und Horst Eitschberger vom Kernkraftwerk Leibstadt (Schweiz) am 15. November 2007 beim VDI in Düsseldorf Ablauf und Ursachen des Störfalls, der sich am 25. Juli 2006 im Kernkraftwerk Forsmark ereignete, vor. Rund 30 Fachleute und Studenten der Uni Bochum folgten den Ausführungen. In Forsmark waren zwei Notstromdiesel nach Ausfall der 400-kV-Netzanbindung nicht zugeschaltet worden. Ursache waren verschiedene Fehler in Einrichtungen, die zur Beherrschung von Netzstörungen vorgesehen sind. Insbesondere

waren auch falsch eingestellte Abschaltwerte für die hintereinandergeschalteten Gleich- und Wechselrichter mitverantwortlich für den Ereignisablauf. Der Störfall wurde auf Stufe 2 der INES (International Nuclear Event Scale) eingestuft. Der Reaktor erhielt erst nach mehreren Wochen die Genehmigung zum Wiederaufstart.

Reinhard Stück ging in seinem Vortrag auch auf die Rolle der GRS bei der Auswertung nationaler und internationaler Vorkommnisse in Kernkraftwerken ein.

Der Störfall hatte insbesondere in Deutschland öffentliches Aufsehen erregt. Horst Eitschberger erläuterte einen Störfall im Kernkraftwerk Leibstadt vom 6. März 2007. Dort war es durch einen Fehler bei Wartungsarbeiten im Leistungsbetrieb zu einer automatischen Druckabsenkung mit Schnellabschaltung des Reaktors gekommen. Der Störfall wurde INES-Stufe 1 zugeordnet. Nach drei Tagen hatte die schweizerische Aufsichtsbehörde HSK das Wiederaufstarten der Anlage genehmigt.

Horst Eitschberger ging detailliert auf die Grundursachen-Analyse (Root Cause Analysis) ein und auf das so genannte „Pre Job Briefing“, die Besprechung von Einzelheiten mit allen Beteiligten vor Beginn der Wartungsarbeiten. Dieses war erst vor zwei Jahren in Leibstadt aufgrund von Empfehlungen der WANO (World Association of Nuclear Operators) eingeführt worden. Bei dem Störfall hatte das Briefing nicht stattgefunden.

Der Störfall hatte nur sehr geringe öffentliche Aufmerksamkeit erfahren.

Beide Vorträge wurden intensiv diskutiert.

### Technisches Treffen der IAEO in Bonn zur Vorbereitung eines „Global Nuclear Safety Network“

Vom 10. bis 12. Dezember 2007 fand im BMU in Bonn das Technische Treffen der IAEO zu „Global Cooperation on Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution“ statt. Die Veranstaltung war mit ca. 50 Teilnehmern aus 17 Ländern sowie Vertretern der OECD/NEA, der Europäischen Kommission und der IAEO gut besucht.

Die GRS war neben der IAEO und dem BMU maßgeblich sowohl an der Vorbereitung als auch der Durch-

With over 50 participants it again attracted great interest among authorities, expert and operator organisations from Germany, the Netherlands and Switzerland. Presenters were external experts as well as active and former colleagues from GRS who had or still do participate in the establishment and revision of the respective rules. Furthermore, the complete seminar was accompanied by the KTA representative responsible for mechanical components, Dr. Hans-Rainer Bath.

### **Information on the transformer fire in the Krümmel NPP**

The transformer fire in the Krümmel Nuclear Power Plant attracted great public attention. The press, radio and TV reported hereon detailedly. GRS was a much sought after contact of the media.

In an informative meeting scheduled at short-notice on 5 July 2007 at GRS Cologne, GRS employees Claus Versteegen and Volker Wild explained the current state of the investigations relating to the Krümmel incident. An audience of more than 70 participants demonstrated the great in-house interest.

### **Villigst Summer University 2007**

The Villigst Summer University 2007 was themed “Energy Scenarios”. About 50 students of almost all branches of study (physics, mechanical engineering, geology, medicine, law, biology, psychology, sociology) dealt with the physical, technical and economic issues of the current energy problems during a seven-day seminar. Nuclear energy and reactor safety were presented in a lecture by Dr. Heinz-Peter Butz (GRS). The open-mindedness of the students when discussing the partially controversial topic of risk acceptance was remarkable. It showed that risk perception is definitely influenced by the respective branch of study.

### **GRS lecture at Verein Deutscher Ingenieure (VDI) on the Forsmark accident in 2006**

On 15 November 2007, Dr. Reinhard Stück (co-author Volker Wild), GRS, and Horst Eitschberger of the Leibstadt Nuclear Power Plant (Switzerland) gave a lecture entitled “Accidents in Boiling Water Reactors”

on the procedure and the causes of the accident in the Forsmark Nuclear Power Plant which occurred 25 July 2006 at VDI Düsseldorf. About 30 experts and students of Bochum university listened to the explanations on 15 November 2007. In Forsmark two diesel backup generators had not been connected after the 400-kV-power connection had failed. The reasons were different malfunctions in the facilities intended for controlling power failures. Especially the wrongly adjusted shutdown values for the rectifier and inverter arranged in series were also responsible for the course of events. The incident was categorised as INES Level 2 (International Nuclear Event Scale). Not until several weeks after the accident the reactor was permitted to restart.

In his talk Reinhard Stück also dealt with GRS's role in the assessment of national and international incidents in nuclear power plants.

Especially in Germany, the accident had attracted public interest. Horst Eitschberger explained an incident in the Leibstadt Nuclear Power Plant on 6 March 2007. Here a fault in maintenance work during power operation had led to an automatic pressure decrease with reactor scram. The incident was categorised as INES Level 1. After three days the Swiss supervisory authority HSK permitted the restart of the plant.

Horst Eitschberger detailedly addressed the issue of the “Root Cause Analysis” and the so-called “Pre-Job Briefing”, i.e. the review of details with everybody involved before the start of the maintenance works. This procedure had been introduced in Leibstadt only two years ago because of WANO (World Association of Nuclear Operators) recommendations. This briefing had not taken place before the incident.

The incident had only attracted very little public attention.

Both talks were discussed intensively.

### **IAEA Technical Meeting in Bonn to prepare “Global Nuclear Safety Network”**

From 10 to 12 December 2007 the IAEA Technical Meeting on “Global Cooperation on Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants and Measures for their Resolution” took place at the BMU in Bonn. With about 50 participants from 17 countries as well as representatives



führung und mit Vortragenden an der Veranstaltung beteiligt.

Für den Gastgeber begrüßte MinDir. Wolfgang Renneberg die Teilnehmer. Weitere Grußadressen überbrachten Miroslav Lipar von der IAEO und der technisch-wissenschaftliche Geschäftsführer der GRS Lothar Hahn.

Ein zentrales Thema dieser Veranstaltung war, die Voraussetzungen für die Einführung eines „Global Nuclear Safety Networks (GNSN)“ zu erarbeiten. Damit sollte den Forderungen der G8-Staaten in Heiligendamm (Juni 2007) zur Verbesserung des Informationsaustausches, der Kooperation und der Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit durch den Einsatz eines Internet-basierten weltweiten Informationsnetzwerkes nachgekommen werden.

Hierbei wurde herausgestellt, dass generische Sicherheitsfragen ein wichtiges Element eines solchen weltweiten Netzwerkes darstellen. Als ein Beispiel für einen guten nationalen Ansatz wurde die GRS-Datenbank GESI (Generische Sicherheitsfragen) angesehen.

Diskussionspunkte waren u. a. die Struktur, der Inhalt, die Sprache und die Zulassungsbedingungen zu einem solchen „Global Nuclear Safety Network“.

Als ein Ergebnis der Tagung wurde in der Schlussdiskussion empfohlen, bereits bestehende nationale Systeme in ein globales System zu integrieren, um den Aufwand zu begrenzen.

## Wissenschaft für Interessierte

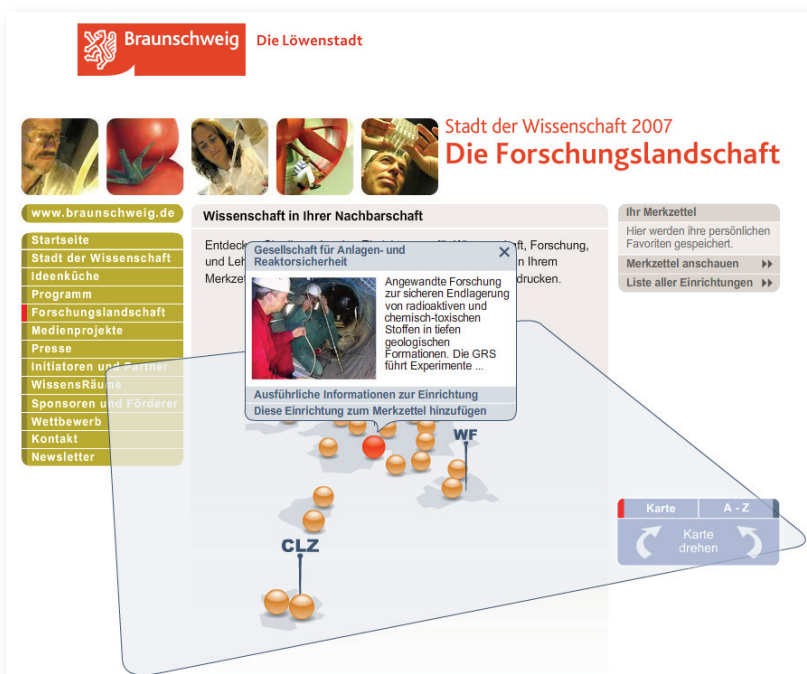
### („Science goes Public“)

#### GRS präsentiert sich auf Braunschweigs neuer Internetseite „Stadt der Wissenschaft 2007“

Das Braunschweiger Stadtmarketing hat eine Internetseite eingerichtet, auf der aktuelle Informationen zu finden sind über die Aktivitäten der „Stadt der Wissenschaft 2007“. Dort präsentieren sich die wissenschaftlichen Institutionen der Region, darunter auch die GRS.

#### Finale als Stadt der Wissenschaft

Im Beisein des Ministerpräsidenten von Niedersachsen, Christian Wulff, und anderer Honoratioren aus Politik, Wirtschaft und Wissenschaft übergab der Oberbürgermeister von Braunschweig, Stadt der Wissenschaft 2007, Dr. Gert Hoffmann, symbolisch den Staffelstab in Form einer überdimensionalen Torte an Jena, Stadt der Wissenschaft 2008. Der Festakt, moderiert von Nina Ruge, fand am 14. Dezember vor 4.000 begeisterten Zuschauern in der VW-Halle statt. Viele musikalische, humoristische und sportliche Einlagen boten ein buntes Bühnenprogramm. In einem eigens für dieses Event gedrehten Film kam auch die GRS ins Bild, die sich mit der Konferenz RepoSafe aktiv in das Programm „Stadt der Wissenschaft“ eingebracht hatte. Selbst Bundeskanzlerin Angela Merkel hat ein Grußwort übermittelt, das über die Hallenleinwand eingespielt wurde.



◀ Die GRS präsentierte sich auf Braunschweigs neuer Internetseite „Stadt der Wissenschaft 2007“

*GRS presented itself on Braunschweig's new website "City of Science 2007"*



▲ **Beraterreffen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) am 7. und 8. Juni 2007 in der GRS Berlin:** Zweck war, die Arbeiten an dem Technical Document (TECDOC) der IAEO zu Common Cause Failures in softwarebasierten Leittechniksystemen fortzuführen, eingeladen hatte der zuständige wissenschaftliche Sekretär der IAEO, Oszval Glöcker (links)

**Consultant Meeting of the International Atomic Energy Agency (IAEA) on 7 and 8 June 2007 in GRS Berlin:** *Its purpose was to continue the work on the IAEA Technical Document (TECDOC) on common-cause failures in software-based instrumentation & control systems, invited by the IAEA Scientific Secretary in charge, Oszval Glöcker (left)*

of OECD/NEA, the European Commission and IAEA, the meeting was well attended.

Besides IAEA and BMU, GRS was significantly involved in the preparation and conduct of the meeting and with lecturers.

MinDir Wolfgang Renneberg welcomed the participants on behalf of the host. Further messages of greeting were delivered by Miroslav Lipar of IAEA and the Technical and Scientific Director of GRS, Lothar Hahn.

The elaboration of the pre-requirements for introducing a "Global Nuclear Safety Network (GNSN)" was the central topic of the meeting. The requirements made by the G8 states in Heiligendamm (in June 2007) concerning an improvement of the exchange of information, co-operation and harmonisation of the safety requirements in the field of nuclear safety should be complied with by using an internet-based worldwide information network.

It was stressed that generic safety issues represent an important element of such a worldwide network. The GRS database GESI (Generic Safety Issues) was considered an example for a good national approach.

Points for discussion were among other issues the structure, the content, the language and the admission requirements of such a "Global Nuclear Safety Network".

As a result of the meeting it was recommended in the final discussion to integrate already existing national systems into a global system to limit efforts.

## ■ "Science goes Public"

### GRS presented itself on Braunschweig's new website "City of Science 2007"

Braunschweig town marketing set up a website where current information on activities of the "City of Science 2007" can be found. Scientific institutions of the region, and among these GRS, present themselves there.

### Finale as City of Science

In the presence of the Prime Minister of Lower Saxony, Christian Wulff, and other dignitaries from



▲ Luftaufnahme des Forschungsgeländes  
*Aerial view of the research area*

## ▮ Lange Nacht der Wissenschaft in Garching

### **50 Jahre Forschungszentrum Garching: Lange Nacht der Wissenschaft mit der GRS**

Zur Feier des 50-jährigen Bestehens des Forschungszentrums Garching fanden im September und Oktober 2007 verschiedene Veranstaltungen statt. Die Entstehung des Forschungszentrums geht zurück auf die Inbetriebnahme des ersten deutschen Forschungsreaktors am 31. Oktober 1957, dem so genannten „Atomei“.

Die GRS präsentierte sich in den Festschriften der Technischen Universität München und der Stadt Garching und beteiligte sich an der langen Nacht der Wissenschaft.

### **„Lange Nacht der Wissenschaft“ übertrifft Erwartungen**

Weit über 100 Besucher interessierten sich am 13. Oktober von 18:00 Uhr bis 24:00 Uhr für die Arbeiten von GRS und ISTec. Aufgaben und Ziele der GRS und die Herausforderungen der nuklearen Sicherheit stellte Dr. Heinz-Peter Butz, GRS, dar. Thomas Voggenberger, GRS, gab einen Überblick über die Arbeit mit den Analysesimulatoren und demonstrierte am Bildschirm einen Störfallablauf. Entwicklungen, Methoden, Konzepte und auch Illusionen bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle in Deutschland erläuterte Dr. Helge Moog vom GRS-Bereich Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig. Die Vorträge wurden intensiv und zum Teil kontrovers diskutiert.

Die Fragen, was unter einer zustandsorientierten Instandhaltung zu verstehen ist, wie Schadensfrüherkennungsverfahren funktionieren, welchen Nutzen sie haben und wie sie an Original-ICE3-Drehgestellen angewendet werden, erläuterten und demonstrierten Bernhard Makuschies, Bernd Olma und Reinhold Sunder von ISTec. ■

politics, economy and science, the Lord Mayor of Braunschweig, City of Science 2007, symbolically handed over the baton in the form of an oversized torte to Jena, City of Science 2008. The ceremonial act which was presented by Nina Ruge took place in the VW Hall on 14 December in front of an audience of 4,000 enthusiastic spectators. Numerous musical, humorous and sportive contributions presented a colourful stage programme. In a film which had especially been produced for this event, GRS, which had actively participated in the "City of Science" programme with the RepoSafe conference, was also shown. Even Federal Chancellor Angela Merkel sent her greetings which were shown on the big screen of the hall.

## I The Long Night of Science in Garching

### 50 years Research Centre Garching: The Long Night of Science with GRS

To celebrate the 50th anniversary of the Research Centre Garching different events took place in September and October 2007. The origin of the research centre goes back to the commissioning of

the first research reactor, the so-called "Atomic Egg" on 31 October 1957.

GRS presented itself in commemorative publications of Munich University of Technology and the town of Garching and participated in the Long Night of Science.

### "Long Night of Science" exceeds expectations

More than 100 visitors showed an interest in the work of GRS and ISTec on 13 October between 6:00 p.m. and 12:00 p.m. The functions and objectives of GRS and the challenges of nuclear safety were outlined by Dr. Heinz-Peter Butz, GRS. Thomas Voggenberger, also GRS, provided an overview of the work with analysis simulators and demonstrated an accident sequence on screen. Developments, methods, concepts and also illusions in the final disposal of radioactive waste in Germany were explained by Dr. Helge Moog of the GRS Division Final Repository Safety Research in Braunschweig. The talks were discussed intensively and partially controversially.

What is future-oriented maintenance?, How do early damage detection procedures work? Which benefit do they offer? How are they used with original ICE3 bogies? These questions were dealt with by Bernhard Makuschies, Bernd Olma and Reinhold Sunder of ISTec. ■

# 11

## Projektträger/ Behördenunterstützung



Hans-Ulrich Felder



Reinhard Zipper

### ■ Projektträgerschaft und Projektbe- leitung

Die GRS ist seit 1978 Projektträger für Reaktorsicherheitsforschung (PT/R) 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. Der Bereich Projektträger/Behördenunterstützung (PT/B) nimmt alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr. Er

- wirkt mit an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten,
- trifft eigenverantwortlich Förderentscheidungen und
- kontrolliert kontinuierlich den Fortschritt der bewilligten Vorhaben und bewertet diese abschließend fachlich und administrativ.

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; der Bereich PT/B leistet hierzu fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

Im Berichtszeitraum hat der Bereich PT/B ca. 200 Vorhaben mit einem Fördervolumen von jährlich etwa 16 Millionen € für das BMWi betreut. Der Bereich PT/B hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft, im Rahmen der Projektträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung lässt sich 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

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.

#### Multinationale Zusammenarbeit

##### OECD NEA

Ein Eckpfeiler der internationalen Zusammenarbeit des BMWi auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung ist die multinationale Kooperation unter dem Dach der OECD-Nuclear Energy Agency (OECD-NEA). Speziell das „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI) bietet ein Forum zum wissenschaftlichen Austausch über Fragestellungen zur Sicherheit nuklearer Anlagen. Das CSNI diskutiert die Ergebnisse und beschließt die Arbeitsprogramme seiner Arbeitsgruppen, die mit Fachexperten der Mitgliedsländer besetzt sind. Ein Mitarbeiter des Bereichs PT/B vertritt – in enger Abstimmung mit dem BMWi – in Arbeitskreisen und während der Sitzungen des CSNI die deutschen Interessen.

Zur Erforschung sicherheitstechnischer Fragestellungen, die einen erheblichen experimentellen Aufwand

# Project Management Agency/ Authority Support

## I Project management and project supervision

Since 1978 GRS has been the Project Management Agency for Reactor Safety Research (PT/R) of the respective federal ministries, BMFT, BMBF, BMWA und BMWi in charge. Since January 1998 GRS has been acting as an authorised project management agency, i.e. GRS has been entitled to hold in trust federal funds (reactor safety research of the BMWi). The Project Management Agency/Authority Support (PT/B) Division takes care of all functions relating to project sponsorship for reactor safety research by the BMWi taking the specifications of the ministry into account.

- GRS participates in the update of sponsorship objectives and contents,
- takes sponsorship decisions in own responsibility,
- continuously supervises the progress of the approved projects and finally assesses these technically and administratively.

The so-called in-house projects of the ministry, especially all research projects carried out by GRS by order of the BMWi, are excluded from project management. The BMWi alone decides on their sponsoring, the PT/B Division provides technical support to BMWi as a project advisor.

In the period under review, the PT/B Division oversaw approx. 200 projects with a sponsorship volume of about 16 million € p.a. on behalf of the BMWi. The PT/B division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, surveyed the compliance with the approval conditions, took sponsorship decisions as a part of the project management, monitored and documented the orderly execution and assessed the results with respect to whether the technical objectives were achieved.

The Project Management Agency Reactor for Safety Research consults independent project committees is composed of leading experts of German reactor safety research for specialist advice. The recommendations of the committees are an essential criterion for the sponsorship decisions taken by the Project Management Agency.

## I Support of the BMWi in international co-operation

The international co-operation of the BMWi in the field of reactor safety research is accomplished on the basis of bilateral governmental or departmental treaties, individual agreements or because of the membership of the Federal Republic of Germany in multinational organisations.

### Multinational Co-operation

#### OECD NEA

One cornerstone of the international co-operation of the BMWi in the field of nuclear safety research is the multinational co-operation under the umbrella of the OECD Nuclear Energy Agency (OECD-NEA). Especially the "Committee on the Safety of Nuclear Installations" (CSNI) provides a forum for scientific exchange on issues relating to the safety of nuclear facilities. The CSNI discusses the results and concludes work programmes of its working groups staffed by technical experts of the member states. One staff member of the PT/B Division represents the German interests in special technical groups and during CSNI meetings in close coordination with the BMWi.

The OECD provides a forum for joint research projects to investigate safety issues requiring a considerable

erfordern, bietet die OECD eine Plattform für gemeinsame Forschungsprojekte. Die deutsche Teilnahme an solchen internationalen Forschungsprojekten ergänzt die nationalen Forschungsaktivitäten des BMWi auf dem Gebiet der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung, leistet Beiträge zum Erhalt der sicherheitstechnischen Kompetenz in Deutschland sowie zum Erhalt weltweit einmaliger experimenteller Einrichtungen. Vertreter des Bereichs PT/B sind im Auftrag des BMWi an der fachlichen und der vertraglichen Gestaltung dieser Projekte beteiligt und kontrollieren die vertragsgemäße Durchführung durch Mitwirkung in den jeweiligen Kontrollgremien, den Management Boards. 2006/2007 befanden sich 14 OECD-Projekte in der Durchführung.

### Europäische Union (EU)

Das BMWi stellt den deutschen Delegierten im „Consultative Committee for the Research and Training Programme in the Field of Nuclear Energy (Fission)“ (CCE-Fission), dem beratenden Programmausschuss der EU-Kommission für die Forschungsprogramme des Euratom zur Kern(spaltungs)energie. Der Bereich PT/B bereitet im Auftrag des BMWi die Sitzungen des Programmausschusses für die deutsche Delegation inhaltlich vor und gibt Empfehlungen zu den behandelten Themen.

Durch ihre Mitarbeit in dem beratenden Programmausschuss CCE-Fission und in allen wichtigen Fachgruppen nimmt die GRS an der Definition der Projektziele und -inhalte, so z. B. bei der inhaltlichen Vorbereitung der jährlichen Arbeitsprogramme des 7. Euratom-Programms, teil. Die GRS wirkt damit und durch Beteiligung an ausgewählten Forschungsprojekten mit, den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik zu erweitern.

Der Bereich PT/B ist darüber hinaus Nationale Kontaktstelle für den Maßnahmenbereich „Kerntechnik und Reaktorsicherheit“ und informiert und berät interessierte wissenschaftliche Institutionen zu aktuellen Ausschreibungen der EU-Kommission.

### Bilaterale Zusammenarbeit

Die praktische Ausführung von Regierungs- und Ressortabkommen zur bilateralen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung und

Entwicklung fällt in die Zuständigkeit des BMWi. Der Bereich PT/B leistet hierzu administrative und fachliche Unterstützung. Laufzeiten einzelner Verträge werden nachgehalten und anstehende Verlängerungen/Erneuerungen angeregt und vorbereitet. Zur inhaltlichen Fortschreibung der Abkommen werden unter Einbeziehung deutscher Forschungsstellen gemeinsam interessierende Themenfelder sowie konkrete Aktivitäten mit den ausländischen Partnern abgestimmt.

Im Folgenden wird beispielhaft über die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit (WTZ) mit der Russischen Föderation und Frankreich berichtet.

### WTZ mit der Russischen Föderation

Am 24./25. Mai 2007 fand in den Räumen der GRS am Standort Garching die „4. gemeinsame Koordinationssitzung der Expertengruppe der Föderalen Agentur für Atomenergie (Rosatom) und des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) der Bundesrepublik Deutschland zur Fortsetzung der wissenschaftlich-technischen Kooperation beider Länder auf den Gebieten der Reaktorsicherheitsforschung und Endlagerforschung“ statt. Wie bei den früheren Sitzungen hat der Bereich PT/B die Sitzung im Auftrag des BMWi inhaltlich und organisatorisch vorbereitet.

In dieser Sitzung wurden 20 Forschungsprojekte zur Sicherheit von Kernkraftwerken und anderer kerntechnischer Anlagen sowie 14 Forschungsvorhaben zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen beschlossen. Das Protokoll hierüber wurde vom Leiter der deutschen Delegation und Sitzungsleiter, Dr. Walter Sandtner (BMWi) und dem Leiter der russischen Delegation, Valerie Vanyukov (Rosatom) in einer feierlichen Zeremonie unterzeichnet. An der Protokollunterzeichnung nahmen außer den beiden Delegationen auch Prof. Dr. Adolf Birkhofer, Prof. Dr. Franz Mayinger und Dr. Klaus Wolfert als Gäste teil.

Die nächste Sitzung der gemeinsamen Expertengruppe wurde für das Frühjahr 2009 in Moskau vereinbart.

### WTZ mit Frankreich

Die Zusammenarbeit des BMWi mit dem französischen „Commissariat à l'Énergie Nucléaire“ (CEA) ist nach der Ausgliederung des für die Zusammenarbeit zuständigen Instituts IRSN ins Stocken geraten. Der Bereich

experimental effort. The German participation in such international research projects supplements the national research activities of the BMWi in the field of the project-sponsored reactor safety research, it has a share in maintaining safety-related competence in Germany as well as in maintaining unique experimental facilities worldwide. By order of the BMWi, representatives of the PT/B Division participate in the technical and contractual design of these projects and they supervise the contractual execution by taking part in the respective supervisory committees or management boards. In 2006/2007 14 OECD projects were being executed.

### European Union (EU)

The BMWi names the German delegate of the “Consultative Committee for the Research and Training Programme in the Field of Nuclear Energy (Fission)” (CCE-Fission), the Advisory Committee of the European Commission on Programme Management of the

Euratom research programmes on nuclear (fission) energy. On behalf of the BMWi, the PT/B Division prepares the meetings of the Advisory Committee on Programme Management for the German delegation as regards content and makes recommendations on the issues to be dealt with.

By taking part in the Advisory Committee on CCE-Fission Programme Management and in all important expert groups, GRS participates in the definition of project targets and contents, thus, for example, in the preparation of the annual work programmes of the 7th Euratom programme. GRS thus, and by participating in selected research projects, contributes to the expansion of the international state of the art.

In addition thereto, the PT/B Division is the national contact point for the “Nuclear Technology and Reactor Safety” scheme and informs and advises interested scientific institutions on current announcements of the European Commission.



▲ Die Delegationsleiter Dr. W. Sandtner (BMW, rechts) und V. Vanyukov (Rosatom) unterzeichnen am 25. Mai 2007 das Schlussprotokoll zur 4. gemeinsamen Koordinationssitzung der Expertengruppe der Föderalen Agentur für Atomenergie (Rosatom) und des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMW).

*The leaders of the delegations, Dr. W. Sandtner (BMW, right) and V. Vanyukov (Rosatom), sign the final minutes of the 4<sup>th</sup> joint coordination meeting of the expert group of the Russian Federal Nuclear Power Agency (Rosatom) and the Federal Ministry of Economics and Technology (BMW) on 25 May 2007.*





PT/B nahm im Auftrag des BMWi Schritte zur Reaktivierung dieser sehr wichtigen Kooperation auf. Ziel ist, in einem Koordinatorengespräch zwischen BMWi und CEA, 2008 konkrete gemeinsame Aktivitäten zu beschließen.

### Unterstützung des BMWi bei Sonderaufgaben

Zu den Sonderaufgaben im Rahmen der Unterstützung des BMWi zählen in erster Linie Tätigkeiten zur

- Verbreitung von Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung,
- Ad hoc-Zuarbeit bei der Beantwortung von Anfragen aus dem Parlament, von Bürgern oder der Presse sowie zur
- Mitwirkung bei der übergeordneten Abstimmung inhaltlicher Fragen im Kompetenzverbund Kerntechnik.

## Bericht „Themen der Reaktorsicherheitsforschung“

Der Bericht des Kompetenzverbundes Kerntechnik über Themen der Reaktorsicherheitsforschung aus dem Jahre 2003 wurde in enger Zusammenarbeit mit den führenden deutschen Forschungseinrichtungen auf diesem Gebiet vom Bereich PT/B fortgeschrieben.

Die Evaluierungskommission des BMWi gab in ihrem im Januar 2000 veröffentlichten Abschlussbericht u. a. die Empfehlung, die fachliche und arbeitsteilige Zusammenarbeit in Deutschland auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung mit Unterstützung des Kompetenzverbundes Kerntechnik mit Nachdruck zu verfolgen. Am 16. März 2000 trat daraufhin der Kompetenzverbund Kerntechnik zu seiner ersten Sitzung zusammen.

Eine der ersten Aufgaben des Kompetenzverbundes war es, den Abschlussbericht der Evaluierungs-

The screenshot shows the website 'Willkommen auf der GRS-FBW Datenbank'. The main content area is titled 'Projektträger Reaktorsicherheitsforschung'. It contains a navigation menu on the left with categories like 'Allgemeine Informationen', 'Berichte suchen', and 'Druckfassung'. The main text describes the project's goal and provides information on how to find reports, including a list of years (2006, 2005, 2004) with 'laden' buttons. A table titled 'Vorhaben der Reaktorsicherheitsforschung' shows the years and their corresponding report status.

Vorhaben der Reaktorsicherheitsforschung	
Jahresberichte Suche nach Vorhaben	
Jahr auswählen	
Jahr	
2006	laden
2005	laden
2004	laden

Ältere Fortschrittsberichte finden Sie [hier](#).

- ▲ Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung betreibt unter [www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de) eine Datenbank mit Fortschrittsberichten zu Vorhaben der Reaktorsicherheitsforschung des BMWi.  
*Project Management Agency Reactor Safety Research operates a database with progress reports on reactor safety research projects of the BMWi under [www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de).*

## Bilateral co-operation

The practical implementation of governmental and departmental agreements on bilateral co-operation in the field of nuclear safety research and development come under the responsibility of the BMWi. The PT/B Division here provides administrative and technical support. The validities of individual contracts are monitored and upcoming prolongations/renewals are suggested and prepared. To update the subject terms of the agreements, interesting topics as well as concrete activities are coordinated with the foreign partners and German research institutions.

The scientific and technological co-operation will be exemplified by the co-operation with the Russian Federation and France.

## Scientific and technological co-operation with the Russian Federation

On 24/25 May 2007 the 4<sup>th</sup> joint coordination meeting of the expert group of the Russian Federal Nuclear Power Agency (Rosatom) and the Federal Ministry of Economics and Technology took place on the premises of GRS, Garching location, to continue the scientific and technological co-operation of both countries in the fields of reactor safety and repository research. Like for the earlier meetings, the PT/B Division prepared the content and the organisation of the meeting on behalf of the BMWi.

In this meeting 20 research projects relating to the safety of nuclear power plants and other nuclear facilities as well as 14 research projects on the final disposal of radioactive waste were concluded. The minutes hereon were signed by the leader of the German delegation and chairperson, Dr. Walter Sandtner (BMW) and the leader of the Russian delegation, Valerie Vanyukov (Rosatom) in a solemn ceremony. In addition to the two delegations, Prof. Dr. Adolf Birkhofer, Prof. Dr. Franz Mayinger and Dr. Klaus Wolfert also attended the joint signature as guests.

The next meeting of the joint expert group is scheduled in Moscow in spring 2009.

## Scientific and technological co-operation with France

The co-operation of the BMWi with the French Commissariat à l'Energie Nucléaire“ (CEA) has come to a standstill after the breakup of the IRSN institute in charge of the co-operation. The PT/B Division took steps to reactivate this very important co-operation on behalf of the BMWi. It is the objective to agree on concrete joint activities in a coordinator meeting between the BMWi und CEA in 2008.

## Support of the BMWi concerning special functions

Special functions to support the BMWi are in the first place activities relating to

- spreading the results of reactor safety research,
- ad hoc assistance during the response to inquiries from parliament, citizens or the press as well as
- the participation in the superordinate coordination of matters concerning the Competence Pool in Nuclear Technology.

## Report “Issues of Reactor Safety Research“

The report of the Competence Pool in Nuclear Technology of 2003 was updated by the PT/B Division in close co-operation with the leading German research facilities in this field.

In its final report published in 2000, the Evaluation Commission of the BMWi among other things made the recommendation to emphatically pursue a division of labour in the technical co-operation in the field of nuclear safety and repository research in Germany with the support of the Competence Pool in Nuclear Technology. Hereupon the Competence Pool held its first meeting on 16 March 2000.

It was one of the first tasks of the Competence Pool to technically specify and up-date the final report of the Evaluation Commission for the period until 2006. The report “Issues of Nuclear Safety and Repository

kommission für den Zeitraum bis 2006 fachlich zu detaillieren und fortzuschreiben. Im Juli 2003 wurde der unter der Federführung des Bereichs PT/B erarbeitete Bericht „Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2002 – 2006; Reaktorsicherheitsforschung“ veröffentlicht. Damit lag ein Leitfaden für die künftige fachliche Zusammenarbeit der deutschen Forschungseinrichtungen in der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik vor. Der Bereich PT/B hat nun für den Zeitraum 2007 – 2011 diesen Bericht, ebenfalls federführend, fortgeschrieben.

### ■ Datenbank für Fortschrittsberichte

Ergänzend zur routinemäßigen Verbreitung der Fortschritts- und Abschlussberichte betreibt der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung unter [www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de) eine Datenbank mit Fortschrittsberichten zu Vorhaben der Reaktorsicherheitsforschung des BMWi. Benutzerfreundliche Selektionswerkzeuge ermöglichen schnelle Recherchen zu Themengebieten und/oder bestimmten Forschungseinrichtungen. ■

Research in Germany 2002 – 2006; Reactor Safety Research” elaborated under the auspices of the PT/B Division was published in July 2003. This represented one guideline for the future technical co-operation of the German research institutions in reactor safety research within the frame of the Competence Pool in Nuclear Technology. The PT/B Division has now taken the lead in up-dating this report for the period 2007 – 2011.

## ■ Database for progress reports

In addition to spreading progress and final reports, the Project Management Agency Reactor Safety Research operates a database with progress reports on reactor safety research projects of the BMWi under [www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de). User-friendly selection tools render fast inquiries relating to topics and/or certain research institutions possible. ■

# 12

## Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH



Dr. Wolfgang Wurtinger

Im Jahr 2007 lagen die Arbeitsschwerpunkte der ISTec GmbH auf der weiteren Absicherung der in den letzten Jahren begonnenen Neuausrichtung des Unternehmens. Neben der Stabilisierung der Umsätze und Aufträge auf dem nuklearen Sektor in den Geschäftsfeldern Diagnose- und Sicherheitstechnik konnten auch die nicht-nuklearen Aktivitäten auf den Gebieten Verkehrstechnik und Windenergie weiter ausgebaut werden.

Mit dem WKA-COMOS steht dem ISTec ein „Condition-Monitoring System“ zur Verfügung, das zur Standardausstattung der von der Firma Fuhrländer vertriebenen und neu auf dem Markt angebotenen 2,5 MW Windenergieanlage FL 2500 gehört. Sinn und Zweck des CMS ist neben der Früherkennung von Schadensentwicklungen die Optimierung von Instandhaltungsmaßnahmen.

Darüber hinaus wurde die von ISTec für den ICE-2 entwickelte „Onboard“-Diagnostik zur Überwachung der Laufdrehgestelle für die Nachrüstung des ICE-3 weiterentwickelt. Die Arbeiten, die im Auftrage der DB AG durchgeführt werden, aber in den letzten Jahren stark zurück gefahren werden mussten, konnten inzwischen wieder aufgenommen und intensiviert werden.

Auf dem Gebiet der Endlagersicherheit bildeten Arbeiten im Auftrage des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) zur Ableitung sicherheitstechnischer Anforderungen an die Endlagerfähigkeit radioaktiver Abfälle und zur Entwicklung von Verfahren für die probabilistische Analyse der Betriebssicherheit von Endlagern weitere Schwerpunkte. Im IT-Sektor stand die Fertigstellung des im Konsortium mit der GNS 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, im Mittelpunkt der Arbeiten.

Zu den wichtigen Arbeiten auf dem Forschungssektor zählte das Projekt zur Entwicklung von Verfahren für die Fehlerfrüherkennung von Sensoren und Messkanälen. Weitere Forschungsarbeiten wurden auf dem

Gebiet der Qualifizierung digitaler Sicherheitsleittechnik durchgeführt. Dazu zählt das Vorhaben zur Entwicklung eines geeigneten Komplexitätsmaßes für leittechnische Software und von Methoden zur Ableitung von Zuverlässigkeitskenngrößen aus der Komplexität, das 2007 neu begonnen wurde.

Beispielhaft für das ISTec-Arbeitsspektrum werden nachfolgend zwei Projekte vorgestellt.

### ■ Nachweismethode zur Kernbehälter-Integrität im Zusammenhang mit Problemen an Kernbehälter/Kernumfassungsschrauben

#### Ausgangssituation

In einer Reihe von DWR-Anlagen werden seit 2006 an den Schraubenköpfen von Kernbehälter- und Kernumfassungsschrauben Anrisse festgestellt. Die Befunde basieren auf visuellen Inspektionen oder Ultraschall-Prüfungen.

Bereits 1988 waren Schäden an diesen Verbindungselementen aufgetreten, die umfangreiche Sanierungsarbeiten nach sich zogen. Durch die damals noch nicht verfügbaren optimierten Manipulationstechniken für Schraubenuntersuchungen und Schraubenwechsel mussten einige Druckwasserreaktoren langfristig abgeschaltet werden.

ISTec hat nun eine Nachweismethode zur Beurteilung der Kernbehälterintegrität entwickelt, die es erlaubt, jederzeit während des Anlagenbetriebs Informationen über die mechanische Integrität des Kernbehälters und seiner Verbindungselemente zu erhalten und dabei eine in allen DWR-Anlagen verfügbare Instrumentierung zu nutzen.

# Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 2007, the key activities of ISTec GmbH were to further ensure the new business orientation started during the last few years. In addition to stabilising turnover and orders in the nuclear sector of the diagnosis and safety technology segments, the non-nuclear activities in the areas of traffic engineering and wind energy could also be further extended.

With WKA-COMOS ISTec has a “Condition-Monitoring System” which is part of the standard equipment of the 2.5 MW wind power facility FL 2500 launched and distributed by Fuhrländer. In addition to the early detection of developing damages, the purpose of CMS is to optimise maintenance measures.

Furthermore, the on-board diagnosis technique for monitoring bogies developed by ISTec for the ICE-2 was developed further for backfitting the ICE-3. The developments which have been carried out on behalf of DB AG, but which had to be reduced strongly in the last few years, could be resumed and intensified in the meantime.

In the area of final repository safety, the studies commissioned by the Federal Office of Radiation Protection (BfS) to derive safety-related requirements concerning the final disposal of radioactive waste and to develop procedures for the probabilistic analysis of the operational safety of final repositories represented further key activities. In the IT sector the completion of the RAMMSIS programme developed in a consortium with GRS to follow-up, control and document the radioactive remnants and waste occurring upon the decommissioning of nuclear-powered submarines run by the Russian North Sea Fleet represented the main focus of the work.

Among the important studies in the research sector was the project to develop procedures for an early problem recognition of sensors and measuring channels. Further research was carried out in the field of qualifying digital safety instrumentation and control. The project on the development of a suitable degree of complexity for instrumentation and control software and of methods

for deriving reliability parameters from this complexity, which was started in 2007, belongs hereto.

The ISTec work range will be exemplified by the two projects below.

## ■ Verification method for core barrel integrity in connection with problems at core barrel / core baffle bolts

### Background

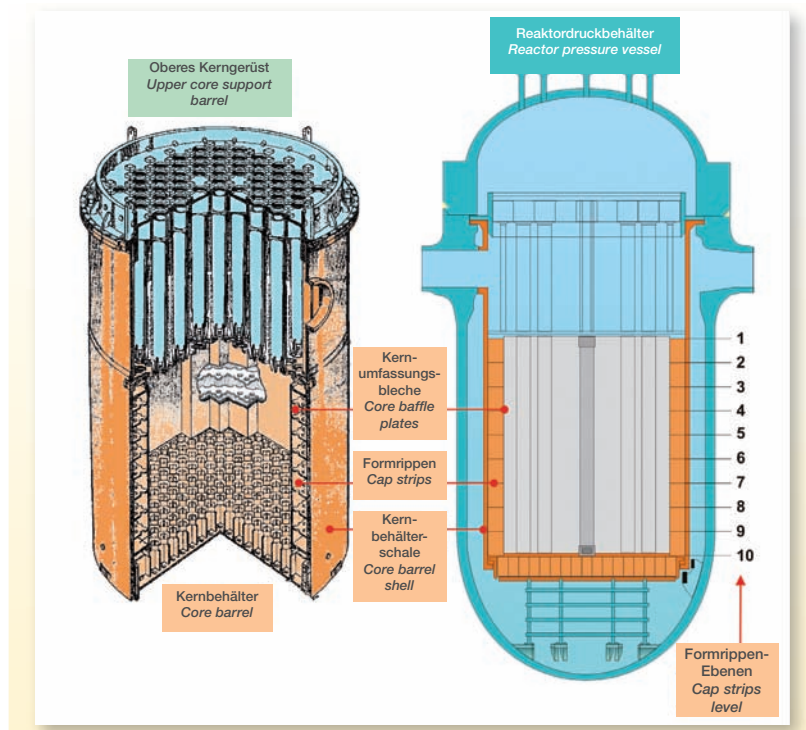
In a number of PWR plants incipient cracks have been detected at the bolt heads of core barrel and core baffle bolts. The findings are based on visual inspections or ultrasonic examinations.

Damages at these connecting elements had already occurred in 1988 which resulted in substantial restorations. As the optimised manipulation techniques for inspecting and exchanging bolts were not yet available, some pressurised water reactors had to be shutdown for a long time.

ISTec has now developed a verification method for assessing core barrel integrity which permits the acquisition of information on the mechanical integrity of the core barrel and its connecting elements during power operation at any time using an instrumentation available in all PWR plants.

### Constructive design

The core barrel of a pressurised water reactor in the upper third consists of a cylindrical shell with four outlet openings – supported at the outlet nozzles of the pressure vessel – and a lower part which as a “composite construction” consists of the outer cylindrical



▲ Reaktordruckbehälter mit Kerneinbauten  
 Reactor pressure vessel with core internals

### Konstruktiver Aufbau

Der Kernbehälter eines Druckwasserreaktors besteht im oberen Drittel aus einer zylindrischen Schale mit vier Austrittsöffnungen – die sich an den Austrittsstützen des Druckbehälters abstützen – und einem unteren Teil, der als „Verbundkonstruktion“ aus dem äußeren zylindrischen Teil der Kernbehälterschale, den in zehn Ebenen angebrachten Formrippen und den nach innen abschließenden Kernumfassungsblechen besteht. Im Kernbehälteroberteil befindet sich das Obere Kerngerüst, welches u. a. zur Aufnahme der Steuerabführungsrohre dient. Kernbehälter und Oberes Kerngerüst sind über Flanscheinspannungen mit dem Reaktordruckbehälter verbunden.

Nachdem in jeder Formrippenebene 64 Kernbehälterschrauben und 120 Kernumfassungsschrauben eingesetzt sind, ergeben sich bei 10 Formrippenebenen integral 640 Schraubverbindungen zwischen Kernbehälterschale/Formrippen und 1.200 zwischen Formrippen und Kernumfassungsblechen. Diese Konstruktion ist repräsentativ für Druckwasserreaktoren. Eine Ausnahme bilden die Konvoi-Anlagen. Hier ist der Kernbehälter geschweißt.

### Betriebliches Verhalten

Aufgrund des konstruktiven Aufbaus des Kernbehälters und der Kühlmittelströmung werden im Betrieb zwei Schwingungsformen angeregt:

- Eine Biegeschwingung der Gesamtkonstruktion um die Fixpunkte Flanscheinspannung (Niederhalterfedern) oder RDB-Austrittsstützen (Stützenkontakt).
- Eine Schalenschwingung der Gesamtkonstruktion in Form des Ovalisierungsmodes, geprägt durch die am Umfang unterschiedlich breiten und somit unterschiedlich steifen Kernumfassungsbleche.

### Nachweisverfahren

Die zur integralen Beurteilung von Kernbehälterschale/Kernumfassung geeignete Schwingungsform ist die Schalenschwingung, die ausschließlich mit der Neutronenfluss-Außeninstrumentierung nachweisbar ist. In den am Umfang mit 90°-Teilung positionierten Ionisationskammern ist diese Schwingungsform durch spezielle Phasenlagen der Messsignale untereinander identifizierbar. Eine vereinfachte Darstellung der Schalenschwingung des Kernbehälters zeigt, dass infolge der Steifigkeitsverhältnisse der Kernumfassung die Maximalamplituden der Ovalisierungsschwingung bei 45° – 225° und 135° – 315° liegen.

Aufgrund der Sensorpositionierung gegenüberliegender Excore-Neutronenflussdetektoren (d. h. 180° versetzte Positionen) ist bei diesen Signalen ein gleichphasiger Einfluss im Neutronenflussrauschen zu erwarten, bei 90° versetzt positionierten Excore-Neutronenflusssignalen ein gegenphasiger Einfluss.

Bei ca. 18.5 Hz ist in allen Neutronenflusslonisationskammern ein schwach ausgeprägter Peak erkennbar, der farblich markiert ist. Die Spektren stammen von einer 4-Loop-DWR-Anlage mit 1.400 MW. Aus Quervergleichen mit anderen Reaktoranlagen ist bekannt, dass die Schalenschwingung des Ovalisierungsmodes in diesem Frequenzbereich liegen sollte. Der eigentliche Nachweis der Schwingungscharakteristik gelingt über Korrelationsverfahren anhand von zwei Neutronenfluss-Signalaarungen:

Deutlich ist in den beiden Kohärenzfunktionen ein Peak bei 18.5 Hz erkennbar, die zugehörigen Phasenspekt-

part of the core barrel shell, the cap strips fitted in ten layers and the core baffle plates finishing on the inside. In the upper core barrel part there is the upper core structure, which among other things serves the intake of the control rod guide thimbles. Core barrel and upper core structure are connected to the reactor pressure vessel via flange restraints.

After 64 core barrel bolts and 120 core baffle bolts have been inserted into each cap strip layer, there are 640 integral screwed connections between the core barrel shell/cap strips and 1,200 between cap strips and core baffle plates. This construction is representative for pressurised water reactors. An exception are Konvoi plants where the core barrel is welded.

### Operational behaviour

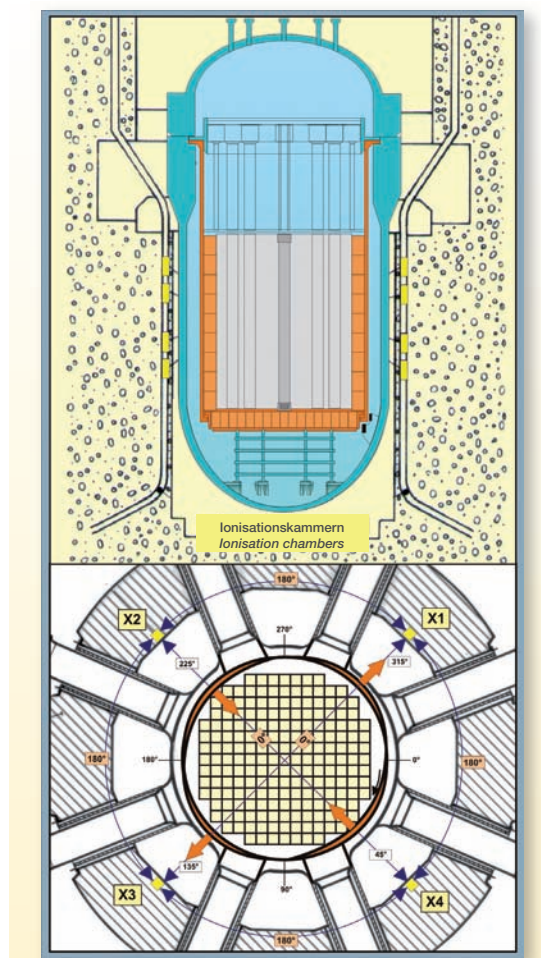
Because of the constructional design of the core barrel and the coolant flow, two forms of vibration are excited during operation:

- A bending vibration of the overall construction around the bench marks flange restraint (hold down spring) or RPV-outlet nozzle (nozzle contact).
- A shell vibration of the overall construction in the form of the ovalisation mode characterised by the core baffle plates which differ in width and thus in stiffness at the perimeter.

### Verification procedure

The vibration form suitable for an integral assessment of core barrel shell/core baffles is the shell vibration which can solely be demonstrated with the neutron flux ex-core instrumentation. In the ionisation chambers positioned with 90°-partitions at the perimeter this vibration form can be identified by specific phasing of the measurement signals. A simplified depiction of the shell vibration of the core barrel shows that the maximum amplitudes of the ovalisation vibration are between 45° – 225° and 135° – 315° due to the stiffness conditions of the core baffles.

Because of the sensor positioning of the opposing ex-core neutron flux detectors (i. e. positions displaced by 180°), an in-phase effect is to be expected in the neutron flux noise, for ex-core neutron flux signals displaced by 90° an antiphase effect.



▲ Neutronenfluss-Außeninstrumentierung am Reaktordruckbehälter und zugeordnete Phasenbeziehungen zwischen den Neutronenfluss-Messpositionen bei einer Schalenschwingung des Behälters  
*Neutron flux ex-core instrumentation at the reactor pressure vessel and the respective phase relations between the neutron flux measurement positions upon shell vibration of the core barrel*

At approx. 18.5 Hz an unincisive peak can be seen in all neutron flux ionization chambers which is marked in colour. The spectra originate from a 4-loop-PWR plant with 1,400 MW. From cross-comparisons with other reactor plants it is known that the shell vibration of the ovalisation mode should be in this frequency range. The actual verification of the vibration characteristics works via correlation procedures with the help of two neutron flux signal combinations:

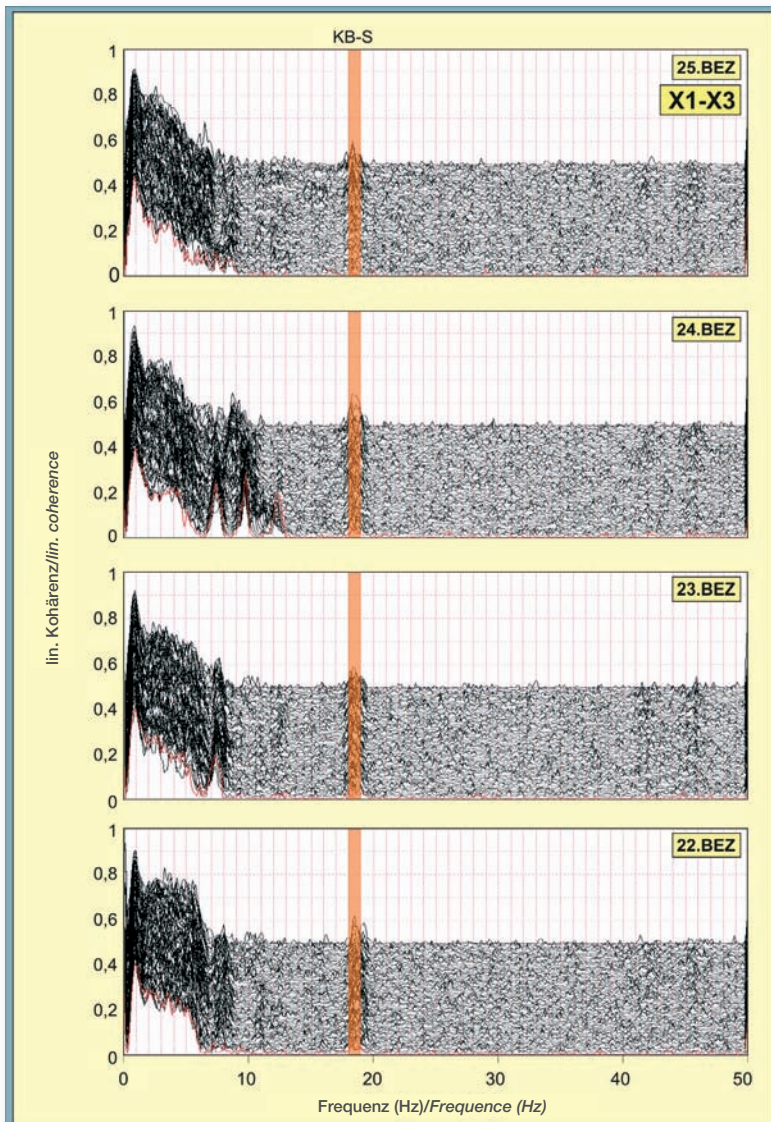
A peak at 18.5 Hz can clearly be seen in the two coherence functions. The respective phase spectra



ren weisen in diesem Frequenzband bei den „gegenüberliegenden“ Signalen X1–X3 auf „Gleichphasigkeit“, bei den 90° versetzt positionierten Signalpaarungen X1–X2 auf „Gegenphasigkeit“ hin. Dieses Phasenverhalten bestätigt, dass die Schwingungsfrequenz von 18.5 Hz den postulierten Schalenschwingungsmodus des Kernbehälters kennzeichnet.

### Trendanalysen

Über die von unten nach oben laufende Zeitachse der vier Betriebszyklen (22. – 25. BEZ) kann das Verhalten der Kernbehälter-Schalenschwingung sensitiv beurteilt werden. Dabei zeigt sich ein stabiles Frequenzverhalten des betreffenden Kohärenz-Peaks.



### Bewertung

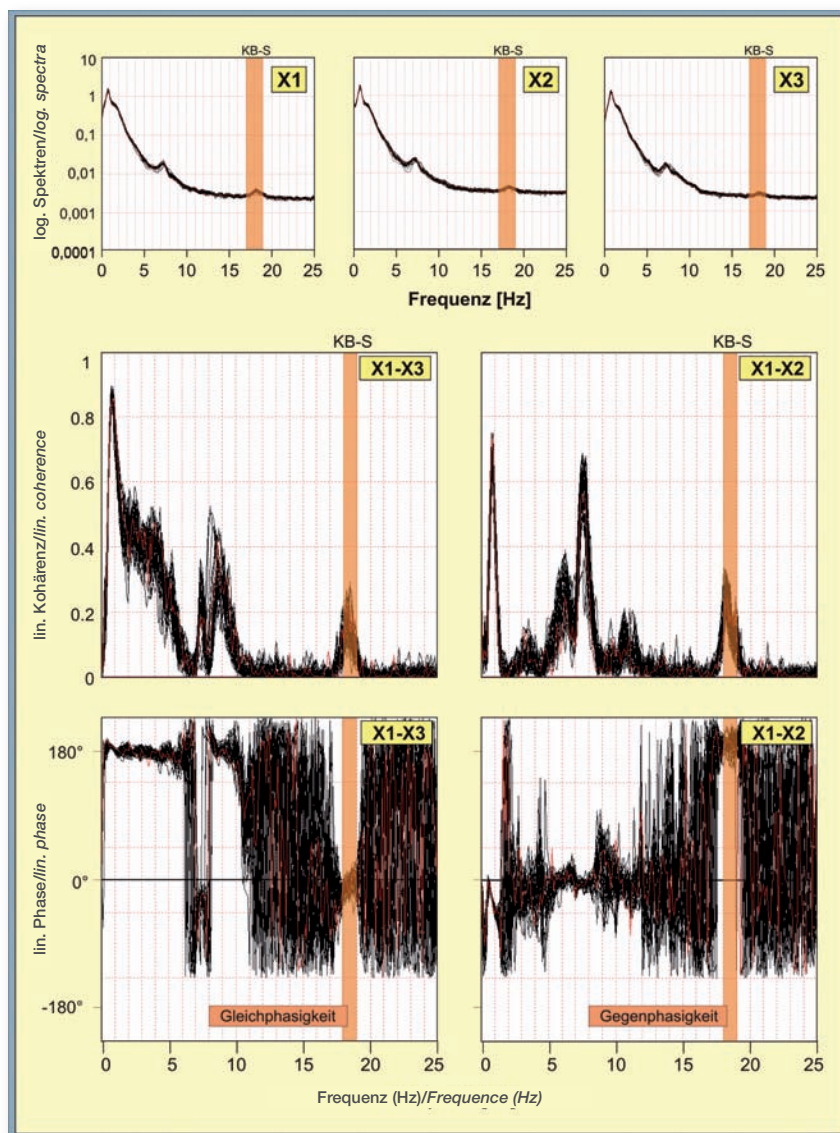
Der über die Neutronenfluss-Rauschanalyse korrelationsanalytisch nachweisbare Schalenschwingungsmodus des Kernbehälters inklusive Kernumfassung liegt bei 4-Loop-Anlagen im Frequenzbereich von 18 – 19 Hz. Er gestattet eine globale Beurteilung der Integrität der Kernbehälter-Verbundkonstruktion. Während einzelne Schraubenbrüche noch keine nachweisbare Verschiebung dieser Eigenfrequenz hervorrufen, ist bei großflächigem Schraubenversagen eine Reaktion im Schwingungsverhalten zu unterstellen. Damit könnte eine derartige Entwicklung quasi „online“ erfasst und verfolgt werden. Darüber hinaus würden sich auch Klaffungen an den Umfassungsblechen ausbilden. Damit würde Kühlmittel Randbrennelemente quer anströmen und intensive Schwingungen der betroffenen Brennelemente hervorrufen. Diese sogenannte „Jet-Anregung“ wäre dann ebenfalls mit der Neutronenfluss-Außeninstrumentierung nachweisbar.

### Entwicklung probabilistischer Verfahren für die Bewertung der Betriebssicherheit von Endlagern

Während bei Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke und bei der Sicherheitsbewertung der Nachbetriebsphase von Endlagern für radioaktive Abfälle probabilistische Verfahren verfügbar und etabliert sind, existieren keine vergleichbar entwickelten Verfahren zur Bewertung der Betriebssicherheit von Endlagern. Zwar wurde bereits 1989 die sicherheitstechnische Ausgewogenheit des geplanten Endlagers Konrad mit probabilistischen Verfahren von der GRS bewertet, jedoch stellt diese Studie keine umfassende probabilistische Sicherheitsanalyse dar. In dieser Untersuchung wurden generische Daten ausgewertet und für die

◀ Peakverhalten der Kernbehälter-Schalenschwingung am Beispiel der Kohärenzspektren X1–X3 über einen vierjährigen Zeitraum

*Peak characteristics of the core barrel shell vibration based on coherence spectra X1–X3 over a four-year period*



Neutronenfluss-Leistungsdichtespektrum von drei in einer Messebene eingesetzten Neutronenfluss-Ionisationskammern X1, X2, X3. Die Korrelationsanalysen zum Nachweis der Kernbehälter-Schalenschwingung am Beispiel der Excore-Neutronenflussspektren X1 – X3 und X1 – X2 zeigen, dass die Schwingungsfrequenz von 18.5 Hz den postulierten Schalenschwingungsmodus des Kernbehälters kennzeichnet.

*Neutron flux power density range of three neutron flux ionisation chambers X1, X2, X3. The correlation analyses for demonstrating the core barrel shell vibration using the ex-core neutron flux spectra X1 – X3 and X1 – X2 show that the vibration frequency of 18.5 Hz characterises the postulated shell mode vibration of the core barrel.*

in this wave band refer to in-phase for the “opposing” signals X1-X3 and to antiphase for the signal combinations X1-X2 displaced by 90°. These phase characteristics confirm that the vibration frequency of 18.5 Hz characterises the postulated shell mode vibration of the core barrel.

### Trend analyses

The core barrel shell vibration behaviour can be assessed sensitively via the vertical time axis of the four operating periods (22<sup>nd</sup> – 25<sup>th</sup> fuel cycle). There is a stable frequency behaviour of the respective coherence peak here.

### Assessment

The shell mode vibration of the core barrel including the core baffles which can be demonstrated correlation-analytically is within the frequency range of 18 – 19 Hz in 4-loop plants. It permits a global assessment of the integrity of the core barrel composite construction. While individual bolt breaks do not yet bring about a verifiable shift of this natural frequency, a reaction in the vibration behaviour is to be assumed upon large-scale bolt failure. Thus, such a development could be virtually be detected and pursued “online”. In addition thereto, gaps would also form at the shrouding plates. Coolant would thus cross-flow against boundary fuel elements and bring about intensive vibrations of the fuel elements concerned. This so-called “baffle jetting”

systematisch ermittelten Störfälle Erwartungswerte für die Störfalleintrittshäufigkeiten berechnet. Die Verteilung der Auswirkungen wurde jedoch nicht berücksichtigt.

Um das sicherheitstechnische Instrumentarium weiterzuentwickeln, erarbeitete ISTec Verfahren zur Durchführung probabilistischer Analysen für die Betriebsphase eines Endlagers für radioaktive Abfälle. Hintergrund ist die Forderung des BfS in der „Sicherheitsphilosophie für die Endlagerung“, dass Sicherheitsanalysen für Endlager auf Basis eines Risikokonzepts durchzuführen sind.

Bei diesem Vorhaben soll am Beispiel der Störfallanalyse für die Betriebsphase eines Endlagers geprüft und bewertet werden, ob die verfügbare statistische Datenbasis und die Auswerteverfahren ausreichen, belastbare Aussagen aus einer probabilistischen Sicherheitsanalyse ableiten zu können. Die Ergebnisse dieses Vorhabens sind von großer sicherheitstechnischer Bedeutung für Ereignisse mit hohem Schadensausmaß, die aufgrund ihrer ermittelten geringen Eintrittswahrscheinlichkeit dem Restrisiko zugeordnet werden. Insgesamt liefert dieses Vorhaben einen Beitrag, wie die vom BfS vertretene Sicherheitsphilosophie für die Endlagerung in die Praxis umgesetzt werden kann.

### Weiterentwicklung statistischer Verfahren

Zur Weiterentwicklung der statistischen Verfahren wird der Begriff „Ereignisrisiko“ definiert. Das Ereignisrisiko ist das Risiko, dass der Betrieb während des Vorhersagezeitraums ereignisbedingt unterbrochen wird. Dabei ist der Vorhersagezeitraum nicht im physikalischen

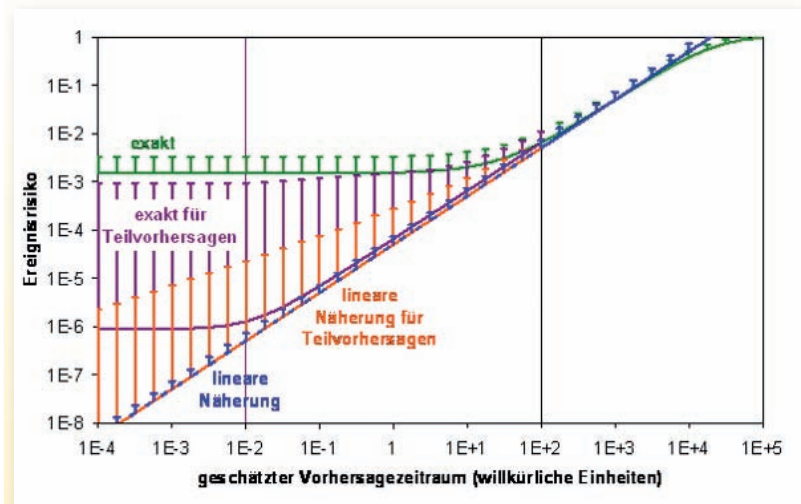
Sinne als Zeitspanne mit Zeiteinheiten zu verstehen, sondern als statistische Größe mit willkürlichen Einheiten, z. B. (Anzahl Komponenten oder Anforderungen pro Jahr) mal (Anzahl Jahre Betriebszeit). Das Ereignisrisiko ist von größerem Interesse als die Ereigniszahl im Vorhersagezeitraum.

Zur Charakterisierung des Ereignisrisikos sind sowohl Mittelwert als auch Standardabweichung notwendig. Die Ermittlung beider Größen erfordert die Abschätzung der folgenden Verteilungen:

- Verteilung der Störfälle,
- Verteilung der Störfallhäufigkeiten,
- Verteilung des Beobachtungszeitraums der generischen Anlagen,
- Verteilung des Vorhersagezeitraums.

Für die Störfallverteilung kann eine Poisson-Verteilung angenommen werden, da diese die einzige einparametrische nicht-negative unbegrenzte diskrete Verteilung ist. Die Verteilung der Störfallhäufigkeiten ist hierzu komplementär. Die Verteilungen von Beobachtungs- und Vorhersagezeiträumen können als Gamma-verteilt angenommen werden, da sie nicht negativ sein können.

Mit diesen Randbedingungen kann eine exakte nichtlineare Verteilungsfunktion für das Ereignisrisiko abgeleitet werden. In der Vergangenheit wurde demgegenüber eine lineare Näherung gewählt.



◀ Gegenüberstellung von exakter Lösung (grün) und linearer Näherung (blau) für das Ereignisrisiko als Funktion des geschätzten Vorhersagezeitraums. Die Linien geben das mittlere Risiko an, die Balken die Standardabweichungen. Dabei kann die Betriebszeit in unterschiedlichen, auf die generischen Beobachtungen abgestimmten Einheiten angegeben sein, z. B. Betriebsjahre mal Anzahl der Anforderungen pro Jahr oder Förderspiele pro Jahr. Comparison of the exact solution (green) and the linear approximation (blue) for the event risk as a function of the estimated forecast period. The lines indicate the average risk, the bars the standard deviations. Here the operating period can be given in different units, coordinated with the generic observations, e.g. operating years multiplied by the number of challenges per year or haulage cycles per year.

would then also be verifiable with the neutron flux ex-core instrumentation.

## I The development of probabilistic procedures for the assessment of the operational safety of final repositories

While probabilistic procedures for safety analyses of nuclear power plants and safety assessments of the post-operational phase of final repositories for radioactive waste are available and established, there are no comparably developed procedures for the assessment of the operating safety of final repositories. Although the safety-related balance of the planned Konrad repository was already assessed by GRS with probabilistic procedures in 1989, this study does not represent a comprehensive probabilistic safety analysis. In this study, generic data were analysed and incident frequencies were calculated for systematically determined incidents. The distribution of the effects was, however, not considered.

To further develop the safety-related instruments, ITSec has elaborated procedures to carry out probabilistic analyses for the operating phase of a final repository for radioactive waste. The background is the BfS requirement in the "Safety Philosophy for Final Disposal", that safety analyses for final repositories are to be performed on the basis of a risk concept.

Using accident analysis for the operating phase of a final repository as an example, it shall be examined and assessed in this project whether the available statistical database and the analysis procedures suffice to derive reliable statements from a probabilistic safety analysis. The results of this project are of great safety-related significance for events with a high extent of damage which are categorised as residual risk. On the whole, this project presents a contribution to how the safety philosophy for final disposal advocated by the BfS can be implemented in practice.

## Further development of statistical procedures

To further develop the statistical procedures, the term "event risk" is defined. The event risk is the risk that the operation is interrupted during the forecast period due to an event. The forecast period here is not to be understood in the physical sense as a period with time units, but as a statistical parameter with arbitrary units, e.g. (number of components or challenges per year) multiplied by (number of years/operating period). The event risk is more interesting than the number of events during the forecast period.

The mean value as well as the standard deviation are necessary to characterise the event risk. The determination of both parameters requires to estimate the following distributions:

- distribution of the incidents,
- distribution of the incident rates,
- distribution of the period of the generic plants under review,
- distribution of the forecast period.

A distribution of Poisson can be assumed for incident distribution as this is the only single parameter, non-negative, unlimited, discrete distribution. The distribution of the incident rates is complementary hereto. The distributions of periods under review and forecasted periods can be assumed as gamma-distributed as they cannot be negative.

With these boundary conditions an exact non-linear distribution function can be derived for the event risk. In contrast thereto, a linear approximation was chosen in the past.

The greatest risk by definition is 1. For long operating periods 1 would be exceeded with linear approximation, while the exact approximation converges towards 1. For shorter operating periods the exact solution converges towards a minimum value different from zero (this results from the mathematical deviation and is connected to the uncertainty that a challenge can or cannot occur, but that a partial challenge is excluded). In contrast thereto, the linear solution approaches zero. The blue and red bars represent the upper part of the 2- $\sigma$ -range.

Das größte Risiko hat per Definition den Wert 1. Bei großen Betriebszeiten würde bei der linearen Näherung der Wert 1 überschritten, während die exakte Näherung gegen 1 konvergiert. Bei kleinen Betriebszeiten konvergiert die exakte Lösung gegen einen von Null verschiedenen Minimalwert (dies ergibt sich aus der mathematischen Ableitung und hängt mit der Unsicherheit zusammen, dass eine Anforderung entweder eintreten oder nicht eintreten kann, eine teilweise Anforderung jedoch ausgeschlossen ist). Im Gegensatz dazu läuft die lineare Lösung gegen Null. Die blauen und roten Balken stellen den oberen Teil der 2- $\sigma$ -Bandbreite dar.

Die lineare Näherung erlaubt, ein Ereignis in eine beliebige Anzahl von Teilereignissen zu unterteilen. So kann z. B. der Störfall thermische Beaufschlagung eines Abfallgebundes beim Brand eines Transportfahrzeuges in einen Störfall auf den ersten 100 m Transportstrecke und auf einen weiteren Störfall auf dem Rest der Transportstrecke unterteilt werden. Das mittlere Ereignisrisiko eines Teilereignisses ist bei der linearen Näherung immer kleiner als das Gesamtereignis. Eine Unterteilung in beliebig viele Teilereignisse führt damit zu einem beliebig kleinen Ereignisrisiko. Da sehr kleine Risiken per Definition irrelevant sind, führt dies zu einem falschen Schluss über die Risiken dieser Teilereignisse.

Das Problem lässt sich darauf zurückführen, dass die Teilereignisse die gleiche generische Beobachtung nutzen wie das Gesamtereignis. Eine korrekte Vorgehensweise erfordert eine der Aufteilung in die Teilereignisse entsprechende Aufteilung der Beobachtungen. Das mittlere Risiko eines Teilereignisses bleibt dabei unverändert, jedoch steigen die Standardabweichungen. Dies wird aus der Abbildung ersichtlich:

Geteilt wird ein Risiko bei einem geschätzten Vorhersagezeitraum von 100 (schwarze senkrechte Linie). In der linearen Näherung geht die Standardabweichung bei unendlicher Teilung (entspricht unendlich kleinem Vorhersagezeitraum) gegen Null (orange Bandbreiten), allerdings weniger schnell als für das ungeteilte Ereignis (blau). In der exakten Lösung folgt das mittlere Risiko der Teilereignisse zunächst der linearen Lösung, kon-

vergiert aber unterhalb eines Vorhersagezeitraumes von 0,01 gegen einen von Null verschiedenen Grenzwert. Die zugehörigen Standardabweichungen (violette Balken) konvergieren früher und sagen erheblich größere Risiken voraus.

Das bedeutet, dass die mit der Unterteilung verbundene Vergrößerung der Unsicherheiten dazu führt, dass diese Teilereignisse keineswegs irrelevant werden.

## Ergebnisse

Das beschriebene statistische Verfahren wurde am Beispiel des Endlagers Konrad getestet. Die Sicherheitsanalyse für dieses Endlager umfasst ca. 100 Einzelereignisse, für die bei einigen die gleichen generischen Daten zugrunde gelegt werden. Dabei hat sich gezeigt, dass derartige Ereignisse zu einem Gesamtereignis zusammenzufassen sind. Bei der früher durchgeführten Anlagenbewertung mit der linearen Annäherung hat sich diese Notwendigkeit nicht ergeben mit der Folge, dass die Relevanz dieser Ereignisse statistisch unterschätzt wurde.

## Schlussfolgerung

Die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen für ein Endlager für radioaktive Abfälle hängen in gleicher Weise von verfügbaren generischen Daten wie von geeigneten statistischen Verfahren zur Datenauswertung ab. Jedes statistische Verfahren basiert auf Annahmen, z. B. die Annahme der größten Wahrscheinlichkeit, was wiederum neue Annahmen erfordert. Die geringe Verfügbarkeit an generischen Daten macht weitere Annahmen, insbesondere zur Übertragbarkeit, erforderlich.

Um fehlerhafte Einschätzungen der Relevanz von Ereignissen zu vermeiden, sind daher bei probabilistischen Sicherheitsanalysen stets die zugrunde gelegten Annahmen bei den statistischen Verfahren und generischen Daten und die hiermit verbundenen statistischen Unsicherheiten mit zu berücksichtigen. ■

The linear approximation permits to divide an event into any number of partial events. Thus the incident thermal impact onto a waste package upon fire of a transport vehicle, for example, can be divided into an incident on the first 100 m of transport distance and a further incident on the remaining transport distance. The average event risk of a partial event upon linear approximation is always smaller than the overall event. A subdivision in any number of partial events thus leads to a user-defined smaller event risk. As very small risks are irrelevant by definition, this leads to a wrong conclusion about the risks of these partial events.

The problem can be ascribed to the fact that partial events use the same generic observation as the overall event. A correct approach requires a division of the observations corresponding to the division into partial events. Here the average risk of a partial event remains unchanged, but the standard deviations increase. This can also be seen in the Figure:

A risk with an estimated forecast period of 100 is divided (black vertical line). In the linear approximation the standard deviation upon infinite division (corresponds to an infinitely short forecast period) approaches zero (orange scopes), however less fast than for the undivided event (blue). In the exact solution, the average risk of the partial events at first follows the linear solution, but it converges towards a threshold value different from zero below a forecast period of 0.01. The respective standard deviations (purple bars) converge earlier and forecast significantly greater risks.

This means that the extension of the uncertainties connected to the subdivision does by no means mean that these partial events become irrelevant.

## Results

The described statistical procedure was tested using the Konrad final repository as an example. The safety analysis for this final repository comprises approx. 100 singular events for which in some cases the same generic data are used. It showed that such events are to be summarised to one overall event. The plant assessment carried out previously by linear approximation, did not result in this necessity with the consequence that the relevance of these events was statistically underestimated.

## Conclusion

The results of probabilistic safety analyses for a final repository for radioactive waste depend on the available generic data as well as on suitable statistic procedures for data analysis. Every statistical procedure is based on assumptions, e.g. the assumption of the largest probability which again requires assumptions. The limited availability of generic data renders further assumptions, especially on transferability necessary.

To avoid faulty assessments of the relevance of events, the values assumed in the statistic procedures and the generic data and the statistic uncertainties connected thereto are therefore always also to be considered. ■

# 13

## RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) – Multilaterale Aktivitäten zur Sicherheitsbewertung und Methodentransfer



André Petry

Die GRS und ihr französischer Partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Mittel- und Osteuropas und die verstärkte Zusammenarbeit zwischen GRS und IRSN waren Anlass, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) zu gründen. RISKAUDIT hat seinen Sitz in Châtillon bei Paris und beschäftigt dort derzeit elf Mitarbeiter aus GRS und IRSN.

Die wesentlichen Tätigkeitsfelder sind:

- Akquisition und vertragliche Abwicklung von Vorhaben der Europäischen Kommission und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und des Umweltschutzes,
  - Vertretung der Interessen von GRS und IRSN bei Akquisition und Projektmanagement,
  - Beratung der Europäischen Kommission zu internationalen Unterstützungs- und Zusammenarbeitsprogrammen,
  - Intensivierung der GRS/IRSN-Kooperation,
  - Vertretung von GRS und IRSN auf internationaler Ebene sowie in multinationalen Gremien,
  - Betrieb der beiden gemeinsamen RISKAUDIT/GRS/IRSN-Büros in Moskau und Kiew.
- Transfer und Austausch von Wissen und Methoden als Grundlage für die Entwicklung einer hohen Sicherheitskultur,
  - Sicherheitsbewertungen nach international anerkannten Maßstäben in internationalen Expertenteams,
  - Harmonisierung von Regeln und Richtlinien,
  - Gutachten zur Bewertung und Genehmigung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit bestehender Anlagen in Osteuropa,
  - Gutachten zur Bewertung und Genehmigung von Rückbaumaßnahmen,
  - Gutachten zur Bewertung und Genehmigung von Maßnahmen zur Abfallbehandlung.

RISKAUDIT ist zurzeit vornehmlich auf folgenden Gebieten tätig:

- Zusammenarbeit der europäischen Genehmigungsbehörden sowie der ihnen zugeordneten Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO),

Bei der Umsetzung dieser vielfältigen Aufgaben greift RISKAUDIT in erster Linie auf Experten von GRS und IRSN zurück. RISKAUDIT arbeitet darüber hinaus mit TSOs aus fast allen westeuropäischen Ländern sowie aus den USA und Kanada zusammen.

RISKAUDIT ist auch in die Arbeit der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) der Europäischen Kommission eingebunden. Im Auftrag und mit Beteiligung der RAMG bewertet RISKAUDIT die Ergebnisse der bisherigen Zusammenarbeitsprojekte zur Stärkung der atomrechtlichen Behörden und ihrer TSOs in Russland, in der Ukraine, in Armenien, Kasachstan, Georgien und Weißrussland. Darüber hinaus berät RISKAUDIT die Europäische Kommission bei der Definition ihrer jährlichen Aktionsprogramme zur Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und ihren TSOs.

Die Projekte von RISKAUDIT werden vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission im Rahmen der Programme zur internationalen Zusammenarbeit und über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) finan-

# RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) – Multilateral Activities for Safety Assessments and Transfer of Methods

GRS and its French partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) started in 1989 to jointly investigate the safety of Russian type reactors. The start of the European support programmes for Central and Eastern European countries and the intensified co-operation between GRS and IRSN were the incentive to found the subsidiary RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) in 1992. RISKAUDIT is located in Châtillon near Paris and currently employs eleven colleagues from GRS and IRSN.

The main fields of activity are:

- Acquisition and contractual handling of projects of the European Commission and the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) in the field of nuclear safety, radiation and environmental protection,
- representation of the interests of GRS and IRSN in acquisition and project management,
- consultancy to the European Commission with respect to international support and co-operation programmes,
- intensification of the co-operation between GRS and IRSN,
- representation of GRS and IRSN on an international level as well as in multinational committees,
- operation of the two common RISKAUDIT/GRS/IRSN-Offices in Moscow and Kiev.

At present, RISKAUDIT's main fields of work are:

- Co-operation of the European licensing authorities as well as the Technical Safety Organisations (TSO) assigned to them,
- transfer and exchange of knowledge and methods as a basis for developing a high safety culture,

- safety assessments in accordance with internationally recognised standards in international expert teams,
- harmonisation of rules and guidelines,
- expertise for assessing and licensing of measures to enhance the safety of existing facilities in Eastern Europe,
- expertise for assessing and licensing of dismantling measures,
- expertise for assessing and licensing of measures for waste treatment.

For the implementation of these manifold tasks RISKAUDIT primarily uses experts from GRS and IRSN. In addition thereto, RISKAUDIT co-operates with TSOs from almost all Western European countries as well as from the USA and Canada.

RISKAUDIT is also involved in the work of the Regulatory Assistance Management Group (RAMG) of the European Commission. On behalf and with the participation of RAMG, RISKAUDIT assesses the results of the previous co-operation projects for strengthening nuclear authorities and their TSOs in Russia, Ukraine, Armenia, Kazakhstan, Georgia and Belarus. Furthermore, RISKAUDIT advises the European Commission in the definition of its annual action programmes for co-operation with the nuclear authorities and their TSOs.

RISKAUDIT projects are mainly funded through contracts with the European Commission within international co-operation programmes and through contracts with the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). So far RISKAUDIT has been working in Armenia, Bulgaria, Kazakhstan, Lithuania, Romania and Russia as well as in Slovakia, the Czech Republic, Ukraine, Hungary, Georgia and Belarus.



ziert. RISKAUDIT arbeitete bisher in Armenien, Bulgarien, Kasachstan, Litauen, Rumänien und Russland sowie in der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine, Ungarn, Georgien und Weißrussland.

Aufgrund der großen Anzahl kerntechnischer Anlagen in Russland und in der Ukraine und des Umfangs der für diese Länder durchgeführten Arbeiten eröffneten GRS und IRSN gemeinsam Anfang der 1990er-Jahre technische Büros in Moskau und Kiew. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

## I Zusammenarbeit mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Rostechnadzor

RISKAUDIT unterstützt seit 1992 die russische Behörde und ihre wichtigste technische Sicherheitsorganisation SEC NRS in zahlreichen Projekten. Dabei stehen folgende Aspekte im Vordergrund:

- Weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen. Diese umfasst die methodologische Unterstützung von Rostechnadzor, koordiniert von der RAMG und unter Einbeziehung westlicher Behörden und TSOs.
- Zusammenarbeit mit Rostechnadzor bei seinen Aufsichts- und Genehmigungsaktivitäten durch gemeinsame gutachterliche Tätigkeiten russischer und westlicher TSOs. Diese Arbeiten zielen einerseits auf Genehmigungsverfahren zu Modernisierungsmaßnahmen ab, die nach dem „2+2“-Ansatz (Behörde zusammen mit westlichen und russischen TSOs auf der einen Seite, und Betreiber mit westlicher Unterstützung auf der anderen Seite) durchgeführt werden und betreffen andererseits auch Genehmigungsfragen bei der Errichtung oder Modernisierung von Abfallbehandlungsanlagen.

### Methodologische Unterstützung von Rostechnadzor

Das Ziel der langfristig angelegten EU-Vorhaben zum Methodentransfer ist es, Rostechnadzor als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich

zu stärken. Unter Leitung von RISKAUDIT, fachlicher Federführung der GRS und Beteiligung von TSOs und Behörden aus weiteren EU-Mitgliedsstaaten, wurde bereits eine Reihe dieser Vorhaben erfolgreich durchgeführt. Die Hauptthemenpunkte waren:

- Regeln und Richtlinien,
- Genehmigung und Aufsicht,
- Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- Notfallschutz sowie
- Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit

In einem kürzlich abgeschlossenen Vorhaben wurde von westlichen und russischen Experten gemeinsam ein umfassendes Konzept erarbeitet, das die Ertüchtigung des Informations- und Analysezentrum von Rostechnadzor nach internationalen Maßstäben zum Ziel hat. Nach dessen Umsetzung wird eine wirksame Verbesserung des Notfallmanagements möglich sein. 2007 wurde ein weiteres Vorhaben erfolgreich abgeschlossen, das die Weiterentwicklung der Analyse- und Bewertungsmethoden für die russische Behörde zum Ziel hatte. Gemeinsam mit russischen Experten wurden Analysesimulatoren für verschiedene Anlagentypen entwickelt und thermohydraulische Analysen zu ausgewählten Transienten und Störfällen in WWER- und RBMK-Reaktoren durchgeführt. Darüber hinaus wurden 2007 zwei Vorhaben begonnen, die die Unterstützung von Rostechnadzor beim Rückbau des Schwerwasserforschungsreaktors IFEF sowie des KI-Forschungsreaktors und bei der Kontrolle und Erfassung von Kernmaterial zum Gegenstand haben.

### Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen

In drei parallel laufenden Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde bei der gutachterlichen Tätigkeit im Rahmen der Genehmigung von insgesamt neun Modernisierungsvorhaben, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. Die Zusammenarbeit nach dem „2+2“-Ansatz umfasst ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Kalinin, Leningrad, Nowoworonesch, Balakowo und Bilibino. Dieser „2+2“-

Due to the large number of nuclear facilities in Russia and Ukraine and to the scope of work carried out for these countries, GRS and IRSN opened common technical offices in Moscow and Kiev at the beginning of the 1990ies. These offices are managed by RISKAUDIT.

## I Co-operation with the Russian supervisory and licensing authority Rostekhnadzor

Since 1992 RISKAUDIT has been supporting the Russian authority and its most important technical safety organisation SEC NRS in numerous projects. Emphasis is here placed on the following aspects:

- Further improvement of the licensing procedures and practices for nuclear facilities. This comprises the methodological support of Rostekhnadzor, coordinated by RAMG and the involvement of Western authorities and TSOs.
- Co-operation with Rostekhnadzor in its supervisory and licensing activities by joint expert activities of Russian and Western TSOs. This work on the one hand is directed at licensing procedures for modernisation measures which are carried out according to the "2+2" approach (the authority together with Western and Russian TSOs on the one side, and operator with Western support on the other side). On the other hand it also concerns licensing issues relating to the establishment or modernisation of waste treatment facilities.

### Methodological support to Rostekhnadzor

It is the objective of the long-term EU projects on methodology transfer to continuously strengthen Rostekhnadzor as an independent and competent authority. Managed by RISKAUDIT, under the technical leadership of GRS and with the participation of TSOs and authorities from further EU member states, a number of these projects has already successfully been completed. The main focuses were:

- Rules and guidelines,
- licensing and supervision,
- training and maintaining of competence of the authority staff,
- emergency preparedness as well as
- information management and public relations

In a recently completed project Western and Russian experts jointly developed a comprehensive concept which is aimed at improving the efficiency of the information and analysis centre of Rostekhnadzor according to international standards. After its implementation, an effective improvement of emergency management will be possible. In 2007 a further project was completed successfully which was aimed at the further development of the analysis and assessment methods of the Russian authority. Analysis simulators for different plant types were developed jointly with Russian experts and thermohydraulic analyses were carried out for select transients and accidents in VVER and RBMK reactors. In addition thereto, two projects were started in 2007 which are supporting Rostekhnadzor in the dismantling of the heavy-water research reactor ITEF as well as the KI-research reactor and in the control and accounting of nuclear material.

### Support in expert assessment of modernisation measures

RISKAUDIT supports the Russian authority in three parallel projects with expert activities within the licensing of a total of nine modernisation projects financed by Tacis funds. The co-operation according to the "2+2" approach comprises selected safety improvements in the Kalinin, Leningrad, Novovoronezh, Balakovo and Bilibino plants. At the same time, this "2+2" approach pursues the aim of technically strengthening of the Russian operators and the licensing authority by European partners. It can be considered as a "training on the job". During all planning and implementation steps of the modernisation measures and their assessment Russian and Western experts work together successfully.

Ansatz verfolgt das Ziel, parallel die russischen Betreiber und die Genehmigungsbehörde durch europäische Partner fachlich zu stärken. Er kann als „Training on the Job“ angesehen werden. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten russische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

### **Unterstützung bei Genehmigungsfragen zur Abfallbehandlung und zum Rückbau kerntechnischer Anlagen**

In insgesamt fünf Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde zu Fragen der Abfallbehandlung. Dabei handelt es sich um folgende Anlagen oder Massnahmen:

- Leningrad: Anlage zur Verfestigung radioaktiver Abfälle
- Kola: Anlage zur Behandlung flüssiger Abfälle
- Smolensk: Neue Abfallbehandlungsanlage
- Murmansk: Sanierung der Radon-Anlage

### **Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU**

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of Understanding“, das die ukrainische Regierung, die G7-Staaten und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften im Dezember 1995 unterzeichnet haben. Auf Basis dieses Memorandums hat die Ukraine Ende des Jahres 2000 das Kernkraftwerk Tschernobyl endgültig abgeschaltet. Dieses Memorandum sieht außerdem westliche Unterstützung bei der Bereitstellung von Ersatzkapazitäten, bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit sowie auf weiteren Gebieten vor.

RISKAUDIT ist bereits seit 1995 an der Umsetzung des Memorandums beteiligt, wobei sie sich auf die Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU konzentrierte. Schwerpunkte dieser Zusammenarbeit sind gutachterliche Arbeiten im Rahmen des Shelter Implementation Plans, der Maßnahmen zur Stilllegung

von Tschernobyl 1-3 und der Sicherheitsverbesserungen in ukrainischen Kernkraftwerken.

### **Methodologische Unterstützung von SNRCU**

Das Ziel der langfristig angelegten Tacis-Vorhaben zum Methodentransfer ist es, SNRCU als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter administrativer Leitung von RISKAUDIT wird derzeit ein Tacis-Vorhaben mit den folgenden Schwerpunkten umgesetzt:

- Regeln und Richtlinien,
- Qualitätsmanagement-System innerhalb des SNRCU,
- Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- Internationales Projektmanagement sowie
- Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit.

Darüber hinaus wurden im Rahmen dieses Vorhabens ein GRS-Mitarbeiter und ein STUK-Mitarbeiter (Finnland) zur ukrainischen Behörde für einen längeren Zeitraum abgestellt. Diese Vor-Ort-Präsenz diente der Unterstützung des SNRCU bei der strategischen Ausrichtung, Organisation und Methodologie seiner Aufsichts- und Genehmigungsaktivitäten.

### **Shelter Implementation Plan (SIP)**

RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit Sciencetech (USA) die ukrainische Behörde als „Licensing Consultant“ im Genehmigungsprozess zur Sanierung des Sarkophags, der Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl umschließt. Experten der GRS, des IRSN und von Sciencetech bewerten gemeinsam mit ukrainischen Gutachtern die für den Shelter Implementation Plan relevanten Antragsunterlagen. Hierbei konnten die Arbeiten zu den Stabilisierungsmassnahmen im Wesentlichen abgeschlossen werden. Nachdem der Auftragnehmer für den Bau der neuen Umhüllung um den Sarkophag („New Safe Confinement (NSC)“) nunmehr feststeht, wird im Weiteren die Begutachtung von Antragsunterlagen zum NSC im Mittelpunkt stehen.

### Support in licensing issues for waste treatment and dismantling nuclear facilities

RISKAUDIT supports the Russian authority in waste treatment issues in a total of five projects. The following plants or measures are concerned here:

- Leningrad: facility for radioactive waste solidification
- Kola: facility for liquid waste treatment
- Smolensk: new waste treatment facility
- Murmansk: restoration of the radon facility

- Rules and guidelines,
- quality management system within SNRCU,
- training and maintaining of competence of the authority staff,
- international project management as well as
- information management and public relations.

Furthermore, one GRS employee and one STUK employee (Finland) were delegated to the Ukrainian authority for a longer period. This on-site presence served the support of SNRCU in its strategic orientation, organisation and the methodology of its supervisory and licensing activities.

### I Support of the Ukrainian safety authority SNRCU

The “Memorandum of Understanding“ signed by the Ukrainian government, the G7 states and the Commission of the European Union in December 1995 represents the basis for RISKAUDIT’s work in Ukraine. On the basis of this memorandum, Ukraine finally closed down the Chernobyl Nuclear Power Plant at the end of the year 2000. This memorandum also arranges for Western support in the provision of replacement capacities, the improvement of nuclear safety as well as in other areas.

RISKAUDIT has already been involved in the implementation of the memorandum since 1995 concentrating on the support of the Ukrainian safety authority SNRCU. The main emphases of this co-operation are expert assessment within the Shelter Implementation Plan, measures for decommissioning Chernobyl 1-3 and safety improvements of Ukrainian nuclear power plants.

#### Methodological support of SNRCU

It is the objective of the long-term Tacis project on methodological transfer to continuously strengthen SNRCU as an independent and competent authority. Under the administrative management of RISKAUDIT, a Tacis project is currently being implemented with the following emphases:

#### Shelter Implementation Plan (SIP)

RISKAUDIT together with Sciencetech (USA) jointly supports the Ukrainian authority as a “licensing consultant“ in the licensing process for upgrading the sarcophagus enclosing Unit 4 of the Chernobyl Nuclear Power Plant. Experts of GRS, IRSN and Sciencetech jointly assess the licensing documents relevant for the Shelter Implementation Plan together with Ukrainian experts. The works relating to the stabilisation measures could essentially be completed here. Now that the contractor for the construction of the “New Safe Confinement (NSC)“ enclosing the sarcophagus has been determined, the assessment of the NSC application documents will take centre stage.

#### Measures connected with the decommissioning of Units 1, 2 and 3 of the Chernobyl Nuclear Power Plant

Lead-managed by RISKAUDIT, GRS and three further Western TSOs and the Ukrainian expert organisation SSTC work on the assessment of the licensing documents for the disposal facilities in Chernobyl. The licensing procedures for the new construction of plants and upgrading of facilities necessary because of the decommissioning of the reactor units are technically supervised in a Tacis project. The following plants are assessed:

- Interim storage facility for spent fuel assemblies (ISF-1 und ISF-2),

### Maßnahmen im Zusammenhang mit der Stilllegung der Blöcke 1, 2 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl

Unter Federführung von RISKAUDIT arbeiten die GRS, drei weitere westliche TSOs und der ukrainische Gutachter SSTC an der Bewertung der Genehmigungsunterlagen für die Entsorgungsanlagen in Tschernobyl. In einem Tacis-Projekt werden die Genehmigungsverfahren für die Anlagenneubauten und Nachrüstung von Einrichtungen, die durch die Stilllegung der Reaktorblöcke notwendig sind, fachlich begleitet. Folgende Anlagen werden begutachtet:

- Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-1 und ISF-2),
- Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall (LRTP),
- Anlagenkomplex zur Behandlung und Zwischen-/Endlagerung fester radioaktiver Abfälle (ICSRM), bestehend aus
  - Wiedergewinnungsanlage für niedrigaktive und mittelaktive Feststoffe,
  - Anlage zur Sortierung und Weiterverarbeitung von niedrigaktiven und mittelaktiven Feststoffen,
  - Überirdisches Lager für kurzlebigen schwach- und mittelaktiven Abfall.

Für jede Anlage unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei folgenden Genehmigungsschritten:

- Bewertung der Strategie und Erstellung von regulatorischen und technischen Dokumenten,
- fachliche Bewertungen im Rahmen der Auslegungsgenehmigung,
- fachliche Bewertungen der Sicherheitsberichte sowie technischer Spezifikationen im Rahmen der Errichtungsgenehmigung.

### Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsprojekten

In mehreren Projekten unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei der Genehmigung einer

Reihe von Modernisierungsmaßnahmen, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. Die Zusammenarbeit nach dem „2+2“-Ansatz zielt auf ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Rowno, Khmelnitcki, Zaporoschje und Südukraine ab. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten ukrainische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

## Unterstützung der Genehmigungsbehörden in Bulgarien, Litauen und in Rumänien

### Bulgarien

Die Projekte zur Unterstützung der bulgarischen Behörde (NRA) und ihrer TSOs, die gegenwärtig unter Leitung von RISKAUDIT umgesetzt werden, erstrecken sich auf die Stärkung der Kompetenz bei der Genehmigung der Rückbauaktivitäten des Kernkraftwerks Kosloduij sowie auf die Bewertung von Sicherheitsberichten.

In einem weiteren Projekt berät RISKAUDIT die bulgarische Behörde auf dem Gebiet der PSA-Bewertung. Hierbei geht es um:

- Durchführung einer unabhängigen Bewertung der PSA für die Anlagen Kosloduij-5 und -6,
- Methodentransfer zur bulgarischen Behörde und ihrer TSOs auf dem Gebiet der PSA-Bewertung,
- Erstellung eines Leitfadens zur regulatorischen Bewertung von PSA.

### Litauen

Im Rahmen der Unterstützung der litauischen Behörde VATESI und ihrer TSOs wurden im Jahre 2007 folgende Projekte erfolgreich abgeschlossen:

- Unterstützung von VATESI bei der Begutachtung und Genehmigung bei Design, Einbau und In-

- liquid radioactive waste treatment plant (LRTP),
- industrial complex for solid radioactive waste management (ICSRM) and interim / final storage, consisting of
  - a recovery facility for low and intermediate-level solids,
  - a facility for sorting and further processing of low- and intermediate-level solids,
  - surface storage facility for short-lived low- and intermediate-level waste.

For each facility RISKAUDIT supports the Ukrainian authority in the following licensing steps:

- Assessment of the strategy and drafting of regulatory and technical documents,
- expert assessments as a part of design licensing,
- expert assessments of the safety reviews as well as technical specifications as a part of the construction permit.

### Support in the expert assessment of modernisation projects

RISKAUDIT supports the Ukrainian authority in several projects for licensing a series of modernisation measures funded by Tacis. The co-operation according to the "2+2" approach is directed at selected safety improvements in the Rovno, Khmel'nitski, Zaporoshje and South Ukraine plants. Ukrainian and Western experts co-operate successfully in all steps during planning and implementing the modernisation measures as well as their assessment.

## I Support of the licensing authorities in

### Bulgaria, Lithuania and Romania

#### Bulgaria

The projects to support the Bulgarian authority (NRA) and its TSOs, which are currently being implemented

under the direction of RISKAUDIT, range from strengthening of the competence during licensing of the dismantling activities of the Kozloduy Nuclear Power Plant to the assessment of safety reviews.

In a further project RISKAUDIT advises the Bulgarian authority in the field of PSA review. This is about:

- Performing an independent review of the PSA for the Kozloduy-5 and -6 plants,
- transfer of methods to the Bulgarian authority and its TSOs in the field of PSA review,
- establishment of a guideline for regulatory review of PSAs.

#### Lithuania

As a part of the support of the Lithuanian authority VATESI and its TSOs, the following projects were successfully completed in 2007:

- Support of VATESI in the assessment and licensing of the design, installation and commissioning of the new servo drives of the Ignalina-2 plant,
- support of VATESI in the analysis and assessment of beyond-design basis accidents in RBMK-1500 plants. Joint analyses were carried out in the following areas:
  - Assessment of the radioactive inventory in irradiated fuel material,
  - fuel behaviour,
  - thermodynamic cycle characteristics,
  - confinements characteristics,
  - processes in the spent fuel .

RISKAUDIT is currently supporting the Lithuanian authorities (VATESI as well as the radiation protection centre RPC) in the activities for decommissioning the Ignalina Nuclear Power Plant. The main emphases of the project supporting VATESI are:

- Dismantling and decontamination,

betriebsnahme der neuen Servo-Antriebe in der Anlage Ignalina-2,

- Unterstützung von VATESI bei der Analyse und Bewertung auslegungsüberschreitender Störfälle bei RBMK-1500-Anlagen. Hier wurden gemeinsame Analysen auf folgenden Feldern durchgeführt:
  - Bewertung des radionuklidischen Inventars in bestrahltem Brennstoffmaterial,
  - Brennstoffverhalten,
  - thermodynamisches Kreislaufverhalten,
  - Verhalten des Confinements,
  - Prozesse im Brennelementlagerbecken.

Derzeit unterstützt RISKAUDIT die litauischen Behörden (sowohl VATESI als auch das Strahlenschutzzentrum RPC) bei den Aktivitäten zur Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina. Schwerpunkte des Vorhabens zur Unterstützung von VATESI sind:

- Abbau und Dekontaminierung,
- Zwischenlager für abgebrannten Brennstoff,
- Neue Anlagen zur Behandlung und Lagerung fester Abfälle,
- Deponie für sehr niedrigradioaktive Abfälle,
- Lager für kurzlebige niedrig- und mittelaktive Abfälle.

Schwerpunkte des Vorhabens zur Unterstützung des Strahlenschutzzentrums RPC sind:

- Begutachtung von Antragsunterlagen in Bezug auf Fragen des Strahlenschutzes,
- Begutachtung und Bewertung sowie Minimierung der Strahlenbelastung des Personals und der Öffentlichkeit während des Rückbaus und der Dekontaminierung,
- Qualitätssicherungsprogramme,
- Radiologische Überwachung der Rückbauaktivitäten.

## Rumänien

Gegenstand eines Vorhabens, das Ende 2007 erfolgreich abgeschlossen wurde, war die Verbesserung der Effektivität der rumänischen Aufsichtsbehörde CNCAN sowie die Erhöhung der Fachkompetenz der Behördenmitarbeiter, insbesondere auch im Hinblick auf das Genehmigungsverfahren zu Cernavoda-2.

## Unterstützung der Genehmigungsbehörden Armeniens, Georgiens, Kasachstans und Weißrusslands

### Armenien

Ziel der Unterstützung der armenischen Behörde ANRA sowie ihrer Sachverständigenorganisation ist es, deren fachliche Kompetenz zu stärken. In den gegenwärtig von RISKAUDIT durchgeführten Projekten konzentrieren sich die Arbeiten auf die Gebiete:

- Methodologische Unterstützung – Methodentransfer zu Aufgabenfeldern wie z. B.
  - Management, Personalqualifizierung und Qualitätssicherung,
  - Regeln und Richtlinien,
  - Inspektionstätigkeit,
  - Notfallplanung,
  - Bewertung der Betriebssicherheit,
  - Begutachtung von Sicherheitsberichten,
  - Leck-vor-Bruch Konzept sowie Leckerkennung,
- Unterstützung bei der Bewertung von technischen Unterlagen zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen („2+2“-Ansatz) in der Anlage Medsamor-2,
- Unterstützung bei der Vorbereitung der Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Medsamor.

- interim storage facility for spent fuel,
- new facilities for treating and storing solid waste,
- repository for very low-level radioactive waste,
- storage facility for short-lived low-and intermediate-level radioactive .

The main emphases of the project supporting the radiation protection centre RPC are:

- Assessment of the licensing documents with respect to radiation protection issues,
- expert assessment and evaluation as well as minimisation of the radiation exposure of the staff and the public during dismantling and decontamination,
- quality assurance programmes,
- radiological supervision of the dismantling activities.

## Romania

The object of a project which was successfully completed at the end of 2007 was the improvement of the effectiveness of the Romanian supervisory authority CNCAN as well as the increase of the technical competence of the authority staff, in particular with respect to the licensing procedure of Cernavoda-2.

## I Support of the licensing authorities of Armenia, Georgia, Kazakhstan and Belarus

### Armenia

It is the objective of the support of the Armenian authority ANRA as well as its expert organisation to strengthen their technical competence. In the projects currently being performed by RISKAUDIT, the work concentrates on the following areas:

- Methodological support – transfer of methods relating to scopes of duties like,
  - Management, professional skills enhancement and quality assurance,
  - rules and guidelines,
  - inspection activities,
  - emergency planning,
  - assessment of operational safety,
  - expert assessment of safety reviews,
  - leak-before-break concept as well as leakage detection.
- Support in the assessment of technical documents relating to measures improving safety (“2+2“ approach) in the Medsamor-2 plant,
- support in the preparation of the decommissioning of Units 1 and 2 of the Medsamor Nuclear Power Plant.

In addition thereto, two employees of the Czech authority SUJB are currently being delegated to ANRA as a part of a Tacis project led by RISKAUDIT. It is the objective of this on-site presence to support ANRA in the improvement of its organisation and its efficiency in regulatory work.

### Georgia

Since the end of 2006 RISKAUDIT has been supporting the Georgian supervisory authority in the areas:

- Revision of the current legislation, especially with respect to the transport of radioactive substances, waste treatment and storage as well as inspections relating to nuclear safety and radiation protection,
- establishment of a database on radiation sources,
- development of an inspection procedure for nuclear safety and radiation protection.



Darüber hinaus werden gegenwärtig im Rahmen eines von RISKAUDIT geführten Tacis-Vorhabens zwei Mitarbeiter der tschechischen Behörde SUJB zu ANRA abgestellt. Diese Vor-Ort-Präsenz hat zum Ziel, ANRA bei der Verbesserung seiner Organisation und seiner Effizienz bei der regulatorischen Arbeit zu unterstützen.

### Georgien

Seit Ende 2006 unterstützt RISKAUDIT die georgische Aufsichtsbehörde auf den Gebieten:

- Überarbeitung der gegenwärtigen Gesetzgebung, insbesondere in Bezug auf Transport radioaktiver Stoffe, Abfallbehandlung und -lagerung sowie Inspektionen zur nuklearen Sicherheit und zum Strahlenschutz,
- Erstellung einer Datenbank zu Strahlenquellen,
- Schaffung eines Inspektionsverfahrens für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz.

### Kasachstan

2007 wurde das Tacis-Projekt zur Unterstützung der kasachischen Behörde KAEC bei Genehmigungsfragen zur Stilllegung des BN-350-Reaktors in Aktau erfolgreich abgeschlossen. Hier wurden Genehmigungsprozeduren für das Abfallmanagement während der Stilllegung und des Rückbaus, für den Transport und die Lagerung radioaktiver Abfälle entwickelt.

### Weißrussland

In Weißrussland unterstützt RISKAUDIT das Ministerium für Notfallsituationen (MES) und das Staatliche Zentrum für Strahlungsüberwachung und -kontrolle (RCRCM) im Rahmen des EU-geförderten Methodentransfers. Das dritte Jahresprogramm mit den folgenden Themengebieten steht derzeit vor dem Abschluss:

- Regeln und Richtlinien,
- Informationsmanagement, Inspektion und Genehmigung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes,
- Abfallmanagement,

- Notfallschutz,
- Methoden zur Messung von Transuranelementen im Boden,
- Transport nuklearer Materialien.

Eine Fortsetzung dieser Unterstützungsaktivitäten ist vorgesehen.

## Übergreifende Arbeiten für die Europäische Kommission

Im Rahmen eines Auftrages der DG Transport & Energie (DG TREN) der Europäischen Kommission analysiert RISKAUDIT derzeit die nationalen Regeln der EU-Mitgliedsstaaten bezüglich des Transports radioaktiver Materialien. Ziel dieser Arbeiten ist es, der Europäischen Kommission fundierte Vorschläge und Schlussfolgerungen zur Vereinheitlichung des EU-Regelwerkes zu erarbeiten.

Im Rahmen der beschriebenen Aktivitäten und Projekte ist RISKAUDIT derzeit federführend verantwortlich, gemeinsam mit den Behörden und TSOs der Tacis-, Phare- und INSC-Länder, die Felder für die zukünftige Zusammenarbeit anhand der INSC-Ziele zu prüfen und der Europäischen Kommission entsprechende fachlich fundierte Projektvorschläge zu unterbreiten.

RISKAUDIT hat in den aktuellen Arbeiten konsequent seine koordinierende Arbeit zur Unterstützung der osteuropäischen Behörden und die Zusammenarbeit mit ihnen im Rahmen von EU- und EBWE-Projekten fortgesetzt. Die dabei entwickelte konstruktive Sicherheitspartnerschaft zwischen Behörden und deren TSOs aus Ost und West und die Zusammenarbeit mit der Europäischen Kommission und der EBWE wird auch in Zukunft weiter vorangebracht werden. ■

## Kasakhstan

The Tacis project to support the Kazakh authority KAEC in licensing issues relating to the decommissioning of the BN-350 reactor in Aktau was successfully completed in 2007. There, the licensing procedures for waste management during decommissioning and dismantling, for the transport and the storage of radioactive waste were developed.

## Belarus

In Belarus RISKAUDIT supports the Ministry for Emergency Situations (MES) and the State Centre for Radiation Monitoring and Control (RCRCM) as a part of the EU-funded transfer of methods. The third annual programme with the following scope of topics is currently being completed:

- Rules and guidelines,
- information management, inspection and licensing in the field of radiation protection,
- waste management
- emergency protection,
- methods for measuring transuranium elements in the soil,
- transport of nuclear materials.

It is intended to continue these supporting activities.

## Overall work for the European

### Commission

As a part of an order of DG Transport & Energy (DG TREN) of the European Commission, RISKAUDIT is currently analysing the national rules of the EU member states with respect to the transport of radioactive materials. It is the objective of these studies to develop sound suggestions and conclusions for unifying the EU body of rules and regulations.

Within the frame of the activities and projects described, RISKAUDIT is currently in charge of examining the fields for future co-operation with the help of the INSC objectives together with the authorities and TSOs of the Tacis, Phare and INSC countries and of submitting corresponding technically sound project suggestions to the European Union.

RISKAUDIT has been consistently continuing its coordinating work to support the Eastern European authorities and the co-operation with them as a part of EU and EBRD projects in its current work. The constructive safety partnership between authorities and their TSOs from East and West developed here and the co-operation with the European Commission and the EBRD will also go ahead in the future. ■

# 14

## 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) STUK	01.10.1998	Consulting Services Agreement
		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)	22.01.1999	Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management)
	USNRC	23.07.1998	Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research
	SNRCU/SSTC	24.04.2006	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 SETH**

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Deutschland/Schweiz
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	AREVA NP/PSI
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	PKL/PANDA
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik Reaktor/Containment
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	Brennstoffverhalten/Human Factor
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
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	12
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2002 – 2008

**OECD-Projekt PSB**

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Russische Föderation
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	FZ Elektrogorsk
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	PSB
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik (WWER-1000)
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	7
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2003 – 2007

**OECD-Projekt MASCA-2**

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Russische Föderation
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Kurtschatow-Institut
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	RASPLAV/TULPAN/TF/STF/KORPUS/TIGEL
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Schmelzeverhalten im RDB
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	1
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2003 – 2006

**OECD-Projekt PKL-2B**

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Deutschland
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	AREVA-NP
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	PKL
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2004 – 2007



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 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>	Thermohydraulik Reaktor/Containment
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	10 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
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2005 - 2009

#### OECD-Projekt HALDEN

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Norwegen
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Institut for Energiteknik
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	HALDEN-Reaktor/MTO Lab
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Brennstoffverhalten/Mensch-Maschine Schnittstelle
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	19
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2006 - 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>	11
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2006 - 2010

#### OECD-Projekt MCCI-2

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	USA
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Argonne National Laboratory
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	Melt Concrete TF
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Schmelze-Beton-Wechselwirkung
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2006 - 2009

**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