

**[ Jahresbericht 2009 ]**

## Impressum

### Herausgeber

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH  
Abt. Kommunikation  
Ltg.: Sven Dokter

### Redaktion

Sven Dokter, Horst May, Christina Malsbenden

### Lektorat

Sabine Roggenkämper, Verena Güllmann

### Grafische Umsetzung

Regina Knoll, Dieter Komp, Vivian Scheithe

### Bildnachweis

Archiv GRS, Areva, GNS,  
Antoine Devouard (Paris)

Vervielfältigung, auch auszugsweise, nur mit Genehmigung der  
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.

<b>1. Einführung</b> .....	<b>1</b>
<b>2. Organisation und wirtschaftliche Entwicklung</b> .....	<b>5</b>
<b>3. Reaktorsicherheitsforschung</b> .....	<b>15</b>
3.1 Modellentwicklung für COCOSYS und ASTEC Eintrag von Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters .....	23
3.2 Simulation von Kernkraftwerken mit lokaler 3-D Kühlmittelmodellierung Entwicklung eines gekoppelten 1-D – 3-D thermohydraulischen Rechenprogramms.....	31
3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten .....	40
<b>4. Reaktorsicherheitsanalysen</b> .....	<b>50</b>
4.1 Verhalten passiver mechanischer Komponenten in KKW Mitwirkung der GRS an OECD/NEA-Projekten .....	55
4.2 Ausfalleffektanalysen (FMEA) von Kabelfehlern im Rahmen einer Brand-PSA.....	62
4.3 Fortschritte bei der Verifikation von Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen .....	68
<b>5. Endlagersicherheitsforschung</b> .....	<b>72</b>
5.1 Nachweis des sicheren Einschusses für ein Endlager im Salzgestein.....	79
5.2 Quecksilber – ein alter Schadstoff wird entsorgt .....	86
<b>6. Strahlen- und Umweltschutz</b> .....	<b>92</b>
6.1 Untersuchungen zum Abbrandkredit bei Kritikalitätsanalysen für bestrahlte Brennelemente.....	98
6.2 Arbeiten zum Störfallhandbuch für Anlagen der nuklearen Brennstoffversorgung.....	104
6.3 Übertägige Untersuchungen zur Erkundung von Endlagerstandorten Explorationsmethoden und ihre Bewertung hinsichtlich eines Tonsteinstandortes .....	112
<b>7. Projekte und Internationales</b> .....	<b>117</b>
7.1 Mitwirkung in nationalen wie internationalen Fachgremien.....	119
7.2 Internationale Aktivitäten .....	124
<b>8. Projektträger/Behördenunterstützung</b> .....	<b>133</b>
<b>9. Personal und Recht</b> .....	<b>141</b>
<b>10. Kommunikation</b> .....	<b>148</b>
<b>11. IT-Management</b> .....	<b>155</b>
<b>12. Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec)</b> .....	<b>159</b>

13. RISKAUDIT IRSN/GRS International.....	165
14. Kooperationsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen.....	171



Lothar Hahn  
Technisch-wissenschaftlicher  
Geschäftsführer



Hans J. Steinhauer  
Kaufmännisch-juristischer  
Geschäftsführer

## Liebe Leserin, lieber Leser,

»Stillstand ist Rückschritt«, so lautet ein häufig zitierter Ausdruck eines ehemaligen Managers. Wir finden, dass dieser Satz – verstanden als Aufforderung zur kontinuierlichen Verbesserung – auch für die GRS und ihre Aufgaben gilt.

Er gilt vor allem, wenn es darum geht, den für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen maßgebenden Stand von Wissenschaft und Technik durch Forschung und Entwicklung voranzutreiben und neue Erkenntnisse in die Tätigkeit als Gutachter des Bundes einzubringen. So muss beispielsweise die Weiterentwicklung der Methoden zur Sicherheitsanalyse mit der technologischen Entwicklung Schritt halten, nach Möglichkeit sogar einen Schritt voraus sein. Hier könnte der Stillstand zu Defiziten in der Bewertung und damit in der Gewährleistung von Sicherheit führen.

Der Satz gilt aber auch für die Weiterentwicklung unseres Unternehmens, etwa durch Aus- und Weiterbildung zukünftiger Experten. Hier würde Stillstand bedeuten, einen zukünftigen Mangel an dem für sicherheitsgerichtete Forschung und Bewertung zwingend erforderlichen Know-how in Kauf zu nehmen.

Was die GRS in 2009 bewegt hat, darüber können Sie sich in diesem Jahresbericht informieren. Schon an dieser Stelle möchten wir Ihnen mit einigen Beispielen einen ersten Eindruck davon vermitteln, welche Themen uns fachlich beschäftigt haben.

## ... welche Themen uns fachlich beschäftigt haben

**Reaktorsicherheit.** Eine Aufgabe unserer Reaktorsicherheitsforschung liegt in der ständigen Weiterentwicklung und Validierung von Rechen-codes zur Analyse von hypothetischen Störfällen und Unfallabläufen. In einem Projekt, das Ihnen in Kapitel 3.1 vorgestellt wird, konnte 2009 der GRS-Rechencode COCOSYS um ein Modul zur Simulation des sogenannten Direct Containment Heating (DHC) erweitert werden. DHC bezeichnet die Freisetzung von Kernschmelze und Gasen aus dem Reaktordruckbehälter (RDB) in das Containment bei einem unfallbedingtem Versagen des RDB unter erhöhtem Innendruck. Mit dieser Erweiterung von COCOSYS ist es nun möglich, die Vorgänge vom Beginn der Kernzerstörung bis zum Verhalten der Kernschmelze im Containment lückenlos zu simulieren.

Ein wesentlicher Bestandteil der Arbeiten im Bereich der Reaktorsicherheitsanalysen besteht in der Untersuchung und Bewertung von sicherheitsrelevanten Ereignissen in kerntechnischen Anlagen im In- und Ausland. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse und Empfehlungen zur Verbesserung der Sicherheit fließen unter anderem in sogenannte Weiterleitungsnachrichten ein, die an alle zuständigen Behörden, Betreiber und andere Gutachterorganisationen verteilt werden. Sie geben immer wieder Anlass für konkrete technische und organisatorische Maßnahmen, mit denen das Sicherheitsniveau weiter erhöht wird. Gegenstand von Weiterleitungsnachrichten in 2009 waren unter anderem die Ergebnisse einer vertieften Auswertung des Transformatorbrands im Kernkraftwerk (KKW) Krümmel im Jahr 2007 und der Absturz einer Betonplatte im Reaktorgebäude von Block C des KKW Gundremmingen. Mehr zu den Ergebnissen der gutachterlichen Arbeit, aber beispielsweise auch zur Entwicklung einer neuen Analyse-methode für

die Auswirkungen brandbedingter Ausfälle in der Elektro- und Leittechnik erfahren Sie in den Kapiteln 4.0 ff.

Gerade in ihrem Arbeitsfeld Reaktorsicherheit baut die GRS ihre internationalen Aktivitäten stetig weiter aus. Dabei ist sie – neben der internationalen Zusammenarbeit im Rahmen von Forschungsvorhaben, der Bearbeitung von Auslandsprojekten deutscher Auftraggeber und dem Engagement in Netzwerken wie dem European Technical Safety Organisation Network (ETSON) – zunehmend im direkten Auftrag ausländischer Behörden aktiv. So hat die GRS in 2009 unter anderem die niederländische Behörde Kernfysischer Dienst als Sachverständiger mit technisch-wissenschaftlicher Expertise unterstützt, beispielsweise durch die Entwicklung eines Analysesimulators für das KKW Borssele. Im Auftrag des britischen Health and Safety Executive erarbeitet die GRS im Rahmen eines mehrjährigen Vorhabens generische Sicherheitsanalysen für die Reaktortypen AP 1000 und EPR.

**Entsorgung radioaktiver Abfälle.** Beispielhaft für die internationale Dimension der Aktivitäten der GRS ist auch das Projekt PAMINA. Gegenstand dieses Projekts, das mit Mitteln der Europäischen Kommission finanziert wurde, war die Anwendung analytischer Methoden bei der Entwicklung eines Nachweises der Langzeitsicherheit für Endlager radioaktiver Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinen. Die GRS hat das Projekt geleitet und während der Laufzeit von 2006 bis zum Abschluss in 2009 neben eigenen fachlichen Beiträgen die Zusammenarbeit von 27 Organisationen aus 10 Ländern koordiniert. Über PAMINA hinaus war und ist die GRS auch an weiteren Projekten der Europäischen Kommission beteiligt, etwa zum Verständnis der in einem Endlager ablaufenden Prozesse (Projekt THERESA). Mehr über die Themen und Ergebnisse unserer Endlagersicherheitsforschung erfahren Sie in den Kapiteln 5.0 ff.

Auf nationaler Ebene hat die GRS 2009 zu einem weiteren Verbundprojekt beigetragen. In dem Vorhaben VerSi (Vergleichende Sicherheitsanalysen) ging es darum, Methoden zum Vergleich möglicher Standorte für die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle zu erarbeiten. Die besondere Herausforderung bestand darin, einen Vergleich zwischen einem Standort mit Steinsalz und einem weiteren mit Ton zu ermöglichen. Die GRS hat hier einen wichtigen Beitrag durch die Entwicklung von Anforderungen an Geodaten geleistet, die zu einer Bewertung der Standorte herangezogen werden sollen. Was sich hinter dem Begriff »Geodaten« verbirgt und welche Anforderungen mit dem Ziel eines Vergleichs gestellt werden, wird in Kapitel 6.4. erläutert.

**Strahlen- und Umweltschutz.** In ihrem Arbeitsfeld Strahlen- und Umweltschutz befasst sich die GRS mit unterschiedlichsten Fragestellungen: Das Themenspektrum reicht hier von Fragen des »klassischen« Strahlenschutzes – etwa beim Transport radioaktiver Stoffe oder der Stilllegung kerntechnischer Anlagen – über die Radioökologie bis hin zu Untersuchungen der Kritikalitätssicherheit. Der letztgenannte Aspekt stand im Mittelpunkt von zwei Projekten, die die GRS in 2009 bearbeitet hat.

In Kapitel 6.1 stellen wir Ihnen Forschungsarbeiten vor, mit denen die GRS Methoden zur Berücksichtigung des sogenannten Abbrandkredits in Analysen zur Kritikalitätssicherheit entwickelt. In jüngerer Zeit wird in der Praxis bei der Auslegung von Anlagen für Lagerung und Transport ausgelegter Brennelemente zunehmend der Umstand ausgenutzt, dass sich die Reaktivität des Kernbrennstoffs durch dessen Abbrand im Reaktor verringert. Durch die damit verbundene Reduzierung von Konservativitäten – früher ging man von frischem Brennstoff mit höherer Reaktivität aus – sollen beispielsweise Lagerkapazitäten effizienter ausgenutzt werden. Um die Kritikalitätssicherheit

durch exakte und zuverlässige Berechnungen nachweisen zu können, bedarf es entsprechend weiterentwickelter Analysemethoden.

In einem weiteren Projekt hat die GRS ihr »Handbuch der Kritikalität« mit Blick auf sicherheitsrelevante Aspekte aus dem Bereich der Urananreicherung um aktuelle Erkenntnisse ergänzt. Dieses Handbuch wird seit 1970 von der GRS herausgegeben. Es hat sich zu einem Standardwerk entwickelt, das auch über die Grenzen Deutschlands hinaus von Gutachterorganisationen und in der Industrie genutzt wird.

## Weiterentwicklung der GRS

Über unsere fachlichen Inhalte hinaus möchten wir Sie auch darüber informieren, wie sich die GRS als Unternehmen entwickelt und wie wir uns abseits unserer Projekte engagieren. Im Jahr 2009 waren dabei drei Themen bestimmend: die Weiterentwicklung unseres Angebots zur Aus- und Weiterbildung, der Ausbau unserer Kooperationen mit Hochschulen und Schulen und die Modernisierung unseres Corporate Designs.

**In Köpfe investiert – Traineeprogramm und Development Center.** Wie in den meisten Unternehmen, Institutionen und Behörden im Bereich der Kerntechnik vollzieht sich auch in der GRS ein Generationenwechsel. Neben der Einstellung von qualifizierten Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern – die GRS hat in 2009 ihre Quote mit 62 Einstellungen gegenüber 2008 nochmals um rund 50 % erhöht – spielt dabei die Aus- und Weiterbildung eine entscheidende Rolle. Ergänzend zu ihren internen Ausbildungsmodulen hat die GRS deshalb im Rahmen der »GRS Akademie« 2009 erstmalig ein Traineeprogramm aufgelegt. 11 junge Fachkolleginnen und -kollegen wurden ein Jahr lang intensiv für ihre künftigen Aufgaben in Forschung und Begutachtung trainiert.

Im Jahre 2009 wurde auch das Development Center eingeführt. In diesem zweijährigen Fortbildungsprogramm werden Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter gezielt mit Blick auf das Anforderungsprofil für Führungskräfte geschult.

**GRS macht (Hoch-)Schule.** Auch der Ausbau der Hochschulkooperationen der GRS hat 2009 gute Fortschritte gemacht. So schlossen die GRS und die Fachhochschule Brandenburg (FHB) einen Kooperationsvertrag, der die Unterstützung der FHB bei der Einführung einer »Spezialrichtung Anlagen- und Reaktorsicherheit« des Master-Studiengangs »Security Management« beinhaltet. In diesem bundesweit einmaligen Studienangebot tragen Sachverständige der GRS durch ihre Lehrtätigkeit dazu bei, zukünftige Experten für die Sicherung kerntechnischer Anlagen auszubilden.

Durch eine enge Zusammenarbeit mit Hochschulen wollen wir den Experten von morgen die beruflichen Perspektiven und vielfältigen fachlichen Herausforderungen näher bringen, die eine Arbeit bei der GRS bietet. Ebenso wichtig ist es für uns, die Lehre und die Ausbildung zukünftiger Fachkräfte zu unterstützen – hier sehen wir uns als gemeinnütziges Unternehmen besonders gefordert.

Das gilt auch für die Schulpartnerschaften, die wir 2009 an unseren Standorten weiter ausgebaut haben. Mit Vorträgen von Fachleuten der GRS möchten wir dabei nicht nur den Unterricht inhaltlich ergänzen und Interesse für Naturwissenschaften wecken. Es geht auch darum, Schülern und Lehrern die Gelegenheit zu bieten, in Diskussionen mit unseren Experten mehr, über die fachlichen Hintergründe kontrovers diskutierter Themen wie der Sicherheit von Kernkraftwerken oder der Endlagerung zu erfahren.

**Vom »GRS-Knopf« zur Transparenz: das vierte Logo.** Die von außen wohl sichtbarste Veränderung der GRS in 2009 betraf unser Corporate Design. Nach über 17 Jahren war es an der Zeit, den Wandel auch durch eine Veränderung der grafischen Außendarstellung erkennbar zu machen. Die Entwicklung der GRS-Logos von der Gründungsversion – bei den Kolleginnen und Kollegen der ersten Stunde noch als »GRS-Knopf« bekannt – bis hin zu seinem transparenten »Urenkel« können Sie im Kapitel 10 nachvollziehen.

Wir hoffen, dieser erste Überblick konnte Sie davon überzeugen, dass die GRS nicht stillsteht und wünschen Ihnen eine interessante Lektüre.



Lothar Hahn



Hans J. Steinhauer

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

## 2. Organisation und wirtschaftliche Entwicklung



Veit Watermeyer

→ Die GRS ist eine unabhängige, wissenschaftliche, der Allgemeinheit verpflichtete, gemeinnützige Sachverständigenorganisation auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung. Aufgabe der GRS ist es, Fähigkeiten auf diesen Gebieten aufrechtzuerhalten, Sachverhalte auf der Basis des national und international verfügbaren Standes von Wissenschaft und Technik wissenschaftlich zu beurteilen und weiterzuentwickeln. Sie bildet auf den genannten Fachgebieten ein Kompetenzzentrum mit internationaler Anerkennung.

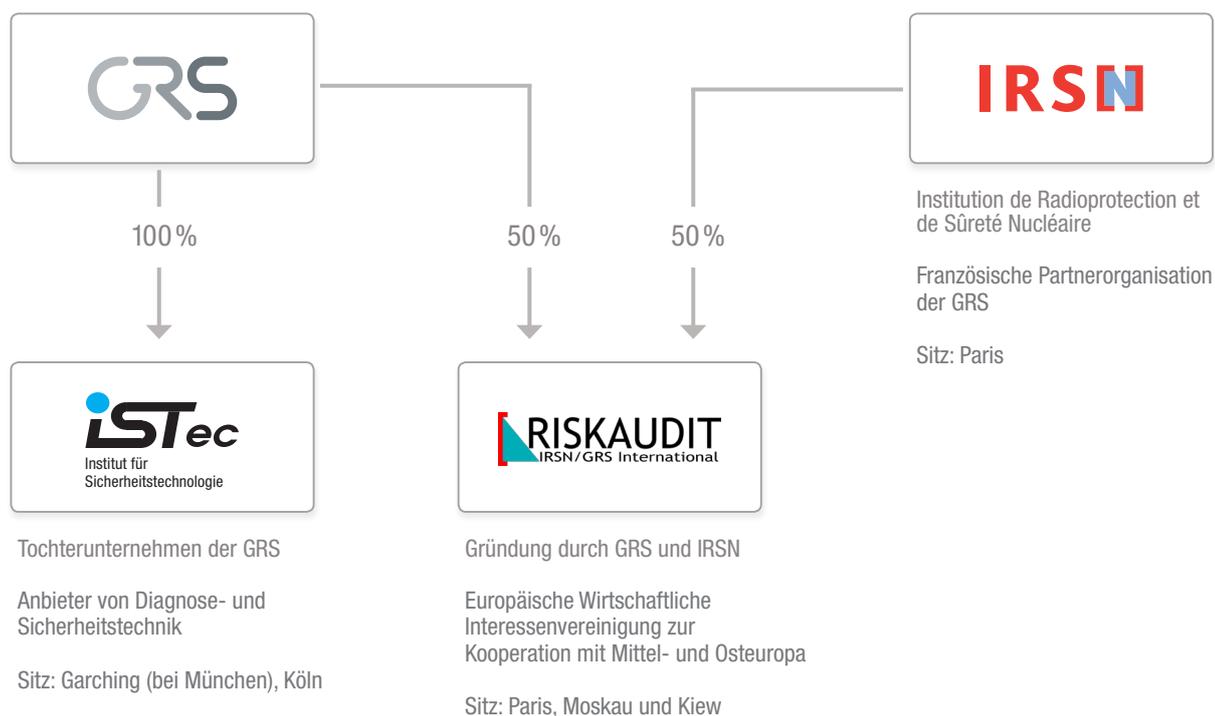
### Organisation

#### Tochterunternehmen und Beteiligung

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

**RISKAUDIT IRSN/GRS International.** Die Europäische wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihrer französischen Partnerorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist die Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Projekte in Osteuropa von Vorhaben der EU und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE). Daneben ist sie 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.

## Die GRS und ihre Töchter ISTec, RISKAUDIT sowie ihr Partner IRSN



## Organigramm der GRS

Geschäftsführung						
L. Hahn			H. J. Steinhauer			
STAB						
Öffentlichkeitsarbeit S. Dokter		IT-Management H. R. Seel		Wissensmanagement Dr. D. Beraha		
Reaktorsicherheitsforschung Dr. A. Pautz	Reaktorsicherheitsanalysen H. Liemersdorf	Endlagersicherheitsforschung T. Rothfuchs	Strahlen- und Umweltschutz Dr. G. Pretzsch	Projekte und Internationales U. Erven	Zentrale Dienste V. Watermeyer	Projekträger Behördenunterstützung R. Zipper
Barrierenwirksamkeit Dr. M. Sonnenkalb	Anlagentechnik Dr. R. Stück	Sicherheitsanalysen Dr. J. Mönig	Kernbrennstoff Dr. B. Gmal	Nationales Projektmanagement Dr. H. Uhlenbruck	Finanzen V. Watermeyer	
Kühlkreislauf Dr. H. Glaeser	Anlagenzuverlässigkeit C. Verstegen	Prozessanalysen Dr. H.-J. Herbert	Strahlenschutz H. Thielen	Internationales Projektmanagement C. Eibl-Schwäger	Personal und Recht M. Fillbrandt	
Kernverhalten Dr. A. Pautz	Anlagenverhalten W. Pointner		Endlagerung Dr. K. Fischer-Appelt	Internationale Programme Dr. H. Teske	Kommunikation S. Dokter	
	Anlagenkonzepte Dr. T. Schimpfke			Querschnittsprojekte Dr. M. Mertins	Standortverwaltungen G. Diepolder Köln J. Hanrieder Garching S. Krämer Berlin	
Technisches Büro Moskau*) K. Schastin		Technisches Büro Kiew*) M. Chouha		*) gemeinsam mit IRSN/RISKAUDIT		

Stand: Dezember 2009

### Standorte der GRS

#### Köln



**Köln.** Der Kölner Betriebsteil ist der Sitz der GRS und ihrer Geschäftsführung. In Köln sind alle GRS-Bereiche außer der Endlagersicherheitsforschung vertreten. Die fachlichen Schwerpunkte sind die Reaktorsicherheitsanalysen sowie der Strahlen- und Umweltschutz. Darüber hinaus werden die Bereiche Projekte und Internationales, Zentrale Dienste sowie der Projektträger Behördenunterstützung von Köln aus gesteuert. 251 Mitarbeiter sind am Standort Köln beschäftigt.

#### Garching



**Garching.** Im Betriebsteil Garching sind 104 Mitarbeiter beschäftigt. Der Bereich Reaktorsicherheitsforschung ist das größte Arbeitsfeld der GRS und wird von Garching aus gesteuert. Hier werden u. a. Programme und Methoden entwickelt und verifiziert, mit denen Stör- und Unfälle in Kernkraftwerken simuliert werden können. Weitere Arbeitsgebiete sind Reaktorsicherheitsanalysen, Kernbrennstoffverhalten und Internationales Projektmanagement. Die Büros des Standortes befinden sich im Umfeld von Forschungsinstituten auf dem Campus der Technischen Universität (TU) München in unmittelbarer Nachbarschaft zum Forschungsreaktor München II (FRM II).

### Standorte der GRS

#### Berlin



**Berlin.** Der Arbeitsschwerpunkt der 35 im Berliner Betriebsteil tätigen Mitarbeiter liegt auf den internationalen Aktivitäten insbesondere für Mittel- und Osteuropa. Hier arbeiten Experten verschiedener Disziplinen in enger Kooperation mit ausländischen atomrechtlichen Behörden und deren Sachverständigenorganisationen mit dem Ziel, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen weltweit zu verbessern. Dabei spielen auch die von GRS und IRSN sowie deren Tochterorganisation RISKAUDIT gemeinsam betriebenen Technischen Büros in Moskau und Kiew eine wichtige Rolle. Von Berlin aus erfolgt die Leitung des Bereiches Strahlen- und Umweltschutz sowie der Abteilung Internationale Programme.

#### Braunschweig



**Braunschweig.** Im GRS-Betriebsteil Braunschweig werden im Bereich Endlagersicherheitsforschung Methoden und Verfahren entwickelt, die zum Führen des Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager von gefährlichen Abfällen in geologischen Formationen erforderlich sind. Der Bereich ist in die beiden Abteilungen Sicherheitsanalysen und Prozessanalysen gegliedert und verfügt darüber hinaus über ein eigenes geowissenschaftliches Labor. In Braunschweig sind 55 Mitarbeiter tätig.

### Gesellschafter der GRS

- /// Bundesrepublik Deutschland (46 %)
- /// Freistaat Bayern (4 %)
- /// Land Nordrhein-Westfalen (4 %)
- /// Technische Überwachungs-Vereine (TÜV) und Germanischer Lloyd (zusammen 46 %)

### Organe der GRS

- /// Gesellschafterversammlung
- /// Aufsichtsrat

Die Vorsitzende des Aufsichtsrates ist seit dem 27.11.2009 die Parlamentarische Staatssekretärin im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) Ursula Heinen-Esser. Der Vorsitzende des Aufsichtsrates war bis zum 27.11.2009 der Parlamentarische Staatssekretär im BMU Michael Müller. Stellvertretender Vorsitzender ist Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun, Vorsitzender des Vorstands TÜV Rheinland, Berlin, Brandenburg, Pfalz e. V.

- /// Geschäftsführer

Lothar Hahn, technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer, Hans J. Steinhauer, kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer.

### Auftraggeber

Als Sachverständigenorganisation des Bundes stellt die GRS dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) sowie dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) jederzeit verfügbaren technisch-wissenschaftlichen Sachverstand bereit und hält eine den längerfristigen Anforderungen entsprechende Anzahl fachkundiger Mitarbeiter samt geeigneter betrieblicher Ausstattung vor. Sie betreibt Eigenforschung in den Aufgabengebieten, die für das Ministerium relevant sind.

Für das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) betreut die GRS die Reaktor- und Grundlagensicherheitsforschung und führt daneben auch eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durch. Sie trägt durch Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik zur verbesserten Analyse und Bewertung der Sicherheit und der Risiken von technischen Anlagen und Prozessen bei. Dadurch sichert sie ihre eigenständige Fachkompetenz und Aussagefähigkeit.

Die GRS arbeitet auch im Auftrag anderer nationaler und internationaler Organisationen, die auf diese Weise Wissen, Methoden und Erfahrungen der GRS nutzen wollen, um ihre Verantwortung für Sicherheit und Umweltschutz wahrzunehmen.

Für die in Eigenforschung durchgeführten Arbeiten erhält die GRS echte, nicht steuerbare Zuschüsse.

### Mitarbeiter

Die GRS beschäftigt insgesamt 445 Mitarbeiter, von denen etwa 350 technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik, Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft sind.

### Geschäftsentwicklung

**Wirtschaftliche Lage.** Das Jahr 2009 war für die GRS erneut ein sehr erfolgreiches Jahr. Auch 2009 konnte die integrale Auslastung des Unternehmens bereits zum Jahresanfang erreicht werden und bis zum Jahresende durch zunehmende Auftragseingänge auf 117 % gesteigert werden. Die höheren Haushaltsansätze im BMWi für Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung haben auch 2009 zu einer sehr guten Auslastung der Forschungsbereiche geführt.

### Rahmenbedingungen

**Gesamtwirtschaftliches Umfeld.** Die deutsche Wirtschaft ist im Jahr 2009 zum ersten Mal seit sechs Jahren geschrumpft. Mit 5,0 % war der Rückgang des preisbereinigten Bruttoinlandsprodukts (BIP) so stark wie noch nie in der Nachkriegszeit. Die GRS war nicht unmittelbar von diesen Entwicklungen betroffen.

**Politisches und rechtliches Umfeld.** Vor dem Hintergrund der aktuellen Diskussionen hinsichtlich der friedlichen Nutzung der Kernenergie und der Komplexität der damit verbundenen Problemstellungen steht die GRS noch immer vor der Herausforderung, ihre fachliche Kompetenz durch geeignete Personalmaßnahmen zu erhalten und auszubauen.

### Vermögens-, Ertrags- und Finanzlage

**Vermögenslage.** Die Bewertung des Vermögens der GRS erfolgt nach dem neuen Bilanzrechtsmodernisierungsgesetz (BilMoG). Dies führt in Einzelfällen zu Bewertungsunterschieden gegenüber dem Vorjahr. Die GRS verfügt über eine solide Vermögens- und Kapitalstruktur. Die Bilanzsumme der GRS ist im Berichtsjahr um 1,58 Mio € bzw. 3,7 % auf 41,49 Mio € zurückgegangen. Das Anlagevermögen der GRS reduzierte sich um T€ 403 bzw. 5,7 % auf 6,67 Mio €.

In den sonstigen Vermögensgegenständen ist das Deckungskapital nach herkömmlicher Methode des Handelsgesetzbuchs bei der Alters- und Hinterlassenenversicherung (AHV) für rückgedeckte Pensionsverpflichtungen mit T€ 13.561 (Vorjahr: T€ 13.877) enthalten. Dieses Deckungskapital hat langfristigen Charakter.

Das Eigenkapital hat aufgrund des Jahresüberschusses 2009 um 2,45 Mio € zugenommen und beläuft sich nun auf 17,20 Mio € (Vorjahr: 14,75 Mio €). Die Eigenkapitalquote hat sich aufgrund des gestiegenen Eigenkapitals um 7,1 % auf 41,4 % (Vorjahr: 34,3 %) erhöht. Dieser Anstieg resultiert aus einer Erhöhung des Eigenkapitals bei gleichzeitiger Verminderung der Bilanzsumme. Der Grund für die Bilanzverkürzung liegt in der Saldierungstechnik der Forderungen und Verbindlichkeiten des G8-Vorhabens Global Partnership (G8GP) – Physischer Schutz sowie der Rückzahlung eines Bankkredits.

Das langfristige Fremdkapital verzeichnet einen Rückgang von 1,5 Mio € bzw. 8,7 % auf 15,27 Mio € (Vorjahr: 16,73 Mio €). Diese Veränderung ist vor allem auf die Rückzahlung des oben genannte Bankdarlehens in Höhe von 1,0 Mio € zurück zu führen.

Das kurz- und mittelfristige Fremdkapital nahm im Berichtszeitraum um 2,57 Mio € bzw. 22,2 % ab und beläuft sich auf 9,02 Mio € (Vorjahr: 11,60 Mio €). Diese Veränderung resultiert aus der bereits erwähnten Saldierungstechnik der Forderungen und Verbindlichkeiten der G8-Vorhaben.

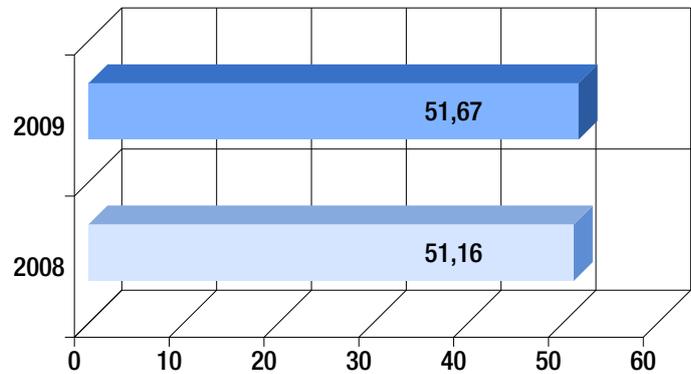
Das Anlagevermögen ist in vollem Umfang durch Eigenkapital gedeckt. Gegenüber Kreditinstituten bestehen nur in geringem Umfang Verbindlichkeiten in Höhe von 0,29 Mio € bzw. 0,7 % der Bilanzsumme. Die bilanzierten Vorräte sind durch erhaltene Anzahlungen abgedeckt.

Die Vermögenslage des Konzerns wird wesentlich von der Vermögenslage der GRS geprägt.

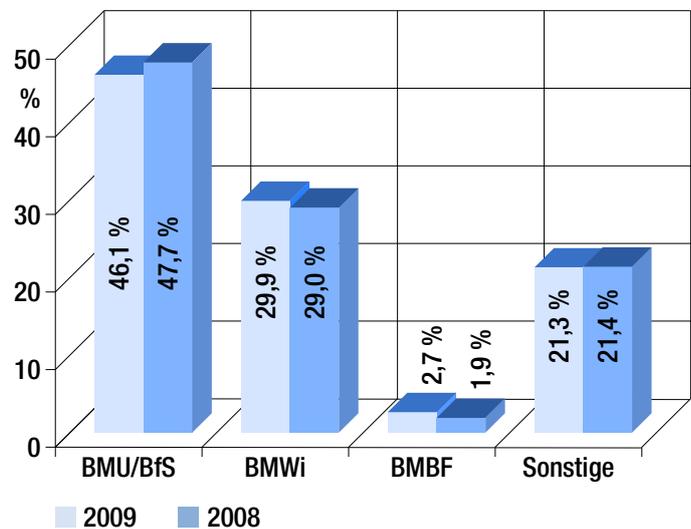
**Finanzlage.** Die Liquiditätssituation der GRS wird unterjährig maßgeblich durch den Abrechnungs- bzw. Zahlungseingangsrhythmus bestimmt. Bei fast gleichmäßig anfallenden monatlichen Betriebsaufwendungen erfolgen die Abschlagszahlungen auf öffentliche Aufträge für das jeweilige Quartal vertragsgemäß jeweils ab Mitte des Quartals. Kurz vor der Quartalsmitte liegen daher die Zeitpunkte höchster Liquiditätsbeanspruchung, die zu kurzfristig höheren Kreditaufnahmen führen können. Liquide Mittel stehen zu den Quartalsenden und besonders zum Jahresende für die Ausgaben bis zum Zufluss neuer Liquidität ab Mitte des nächsten Quartals zur Verfügung.

Der Finanzmittelfond im Konzern erhöhte sich um T€ 1.016 auf T€ 9.639 (Vorjahr: T€ 8.623). Im Einzelabschluss erhöhte sich der Finanzmittelfond um T€ 1.095 auf T€ 9.597 (Vorjahr: T€ 8.502).

**Ertragslage.** Der GRS ist es gelungen im abgelaufenen Geschäftsjahr das Umsatz- und Zuschussvolumen von 51,16 Mio € auf 51,67 Mio € zu steigern. (Bild 1 »ERTRAGSLAGE«).



1 ERTRAGSLAGE  
Umsätze und Zuschüsse in Mio €



2 ERTRAGSLAGE  
Umsätze und Zuschüsse nach Auftraggebern in %

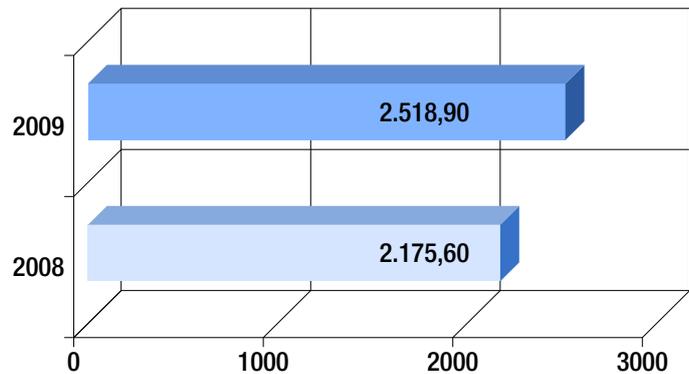
Die Erlöse aus gutachterlicher Forschungs- und Entwicklungstätigkeit (F+E) stiegen im Berichtszeitraum um rund 0,68 Mio € auf 45,67 Mio €. (Vorjahr: 44,99 Mio €.) und stellen sich auftraggeberbezogen wie folgt dar: (Bild 2 »ERTRAGSLAGE«).

Die Gesamtleistung (Umsatzerlöse und Zuschüsse zuzüglich Bestandsveränderung) hat sich um 1,52 Mio € bzw. 3,0 % von 50,27 Mio € im Jahr 2008 auf 51,79 Mio € im Jahr 2009 erhöht. In den Erlösen der GRS in Höhe von 51,67 Mio € sind Zuschüsse in Höhe von 27,23 Mio € enthalten. Das der Personalleistung zugrunde liegende Gesamtstundenvolumen stieg im Geschäftsjahr 2009 um 13.299 Stunden auf 452.784 Stunden (+ 3,03 %).

**Kostenentwicklung.** Der Materialaufwand stieg um T€ 117 auf 4,35 Mio €. Die Erhöhung der Personalaufwendungen um 1,30 Mio € von 32,50 Mio € auf 33,80 Mio € resultiert im Wesentlichen aus den Aufwendungen für die Gehälter und die Erhöhung des Sanierungszuschlages der Versorgungsanstalt des Bundes und der Länder (T€ 793). Die Summe der Abschreibungen stieg auf 1,3 Mio € im Vergleich zum Vorjahr (1,1 Mio €) aufgrund erhöhter Investitionstätigkeiten. Die sonstigen betrieblichen Aufwendungen sanken um T€ 664 bzw. 5,0 % auf 12,56 Mio €.

**Operatives Ergebnis.** Das Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit liegt mit 2,52 Mio € rund 0,34 Mio € über dem Vorjahresniveau von 2,18 Mio €. Nach Steuern ergibt sich ein Jahresüberschuss von 2,44 Mio € (Vorjahr: 2,27 Mio €). (Bild 3 »OPERATIVES ERGEBNIS«).

**Finanzergebnis.** Trotz erneuter Verbesserung der Liquidität im Jahr 2009 verschlechterte sich das Finanzergebnis von T€ 81,9 um T€ 897,4 auf T€ 979,3. Grund für diese starke Veränderung ist vor allem die Aufzinsung der Pensionsrückstellungen nach dem neuen Bilanzrechtsmodernisierungsgesetz. Im Finanzergebnis sind folgende Posten enthalten: (Bild 4/5 »FINANZERGEBNIS«).



### 3 OPERATIVES ERGEBNIS

Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit in T€

**Konzernergebnis.** Das Betriebsergebnis der Tochtergesellschaft ISTec ist wie in den Vorjahren positiv. Das Vorjahresergebnis konnte aber nicht erreicht werden und ist 2009 von T€ 390 auf T€ 263 gefallen. Die ISTec weist insgesamt einen Jahresüberschuss von T€ 177 (Vorjahr: T€ 281) aus.

Die Umsatzerlöse der Gewinn- und Verlustrechnung des Konzerns sind maßgeblich durch den Umsatz der GRS bestimmt. Für die GRS ergibt sich mit der Tochtergesellschaft ISTec ein Konzernumsatz von 57,19 Mio € in 2009 gegenüber 56,23 Mio € in 2008. Dies entspricht einer Steigerung von 0,96 Mio € bzw. 1,7 %.

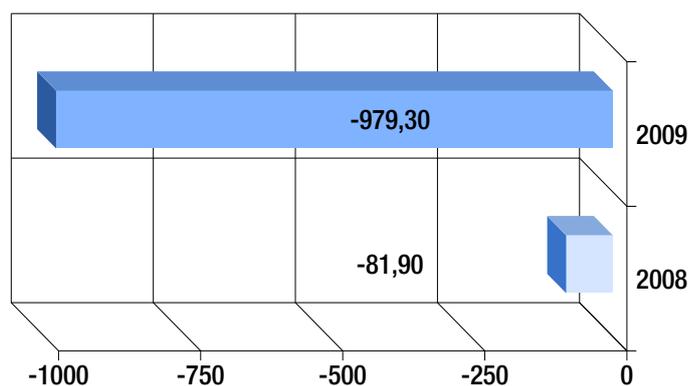
Die Gewinn- und Verlustrechnung weist ein Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit des Konzerns in Höhe von 2,77 Mio € (Vorjahr: 2,57 Mio €) aus. Ertragsteuern in Höhe von T€ 152 und sonstige Steuern in Höhe von T€ 2 reduzieren dieses Ergebnis nur unwesentlich. Insgesamt ergibt sich ein Überschuss in Höhe von 2,62 Mio € (Vorjahr: 2,55 Mio €).

Insgesamt kann die Vermögens-, Finanz- und Ertragslage des GRS-Konzerns für 2009 als sehr gut bezeichnet werden, da sowohl bei der ISTec als auch bei der GRS durch hohe Auslastungen sehr gute Ergebnisse erzielt werden konnten. (Bild 6 »KONZERNERGEBNIS«)

	2009	2008	Diff.
	T€	T€	T€
<b>Erträge</b>			
Erträge aus Ausleihungen des Finanzvermögens	3,5	3,5	0
Sonstige Zinsen und ähnliche Erträge	42,8	136,1	-93,3
Σ	46,3	139,6	-93,3
<b>Aufwendungen</b>			
Zinsen und ähnliche Aufwendungen	1.025,6	221,5	+804,1
Saldo (Aufwand)	-979,3	-81,9	-897,4

#### 4 FINANZERGEBNIS

Entwicklung und Zusammensetzung des Finanzergebnisses



#### 5 FINANZERGEBNIS

Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit in T€



#### 6 KONZERNERGEBNIS

Entwicklung des Konzernüberschusses in T€

## 3. Reaktorsicherheitsforschung



Dr. Andreas Pautz

➔ Das Bereitstellen von Methoden und Simulationscodes zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken auf höchstem Niveau ist eine der zentralen Aufgaben und Kompetenzen der GRS. In der Reaktorsicherheitsforschung nimmt die GRS national eine Schlüsselrolle ein. Sie deckt als einzige deutsche Organisation das gesamte Spektrum sicherheitstechnischer Fragestellungen ab, vom Verhalten des Reaktorkerns über die thermofluidynamische Simulation des Primärkreislaufs bis hin zur Darstellung der komplexen physikalischen Phänomene im Containment unter schweren Störfallbedingungen. Durch ihre enge Einbindung in den deutschen Kompetenzverbund Kerntechnik, die Mitgliedschaft in EU-geförderten Netzwerken wie NULIFE oder SARNET sowie durch ihre zentrale Position in ETSON hat die GRS zudem Zugriff auf aktuelle Anlagendaten und auf Ergebnisse aus Experimenten. Diese sind mit zunehmender Tendenz auf die Sicherheit evolutionärer und innovativer Reaktorkonzepte der Generationen III und IV ausgerichtet. Dadurch ist gewährleistet, dass die GRS auch zukünftig ihre Beratungskompetenz aufrechterhalten und den Stand von Wissenschaft und Technik in der Reaktorsicherheit aktiv mitgestalten kann.

#### Aktuelle Aufgaben und Herausforderungen

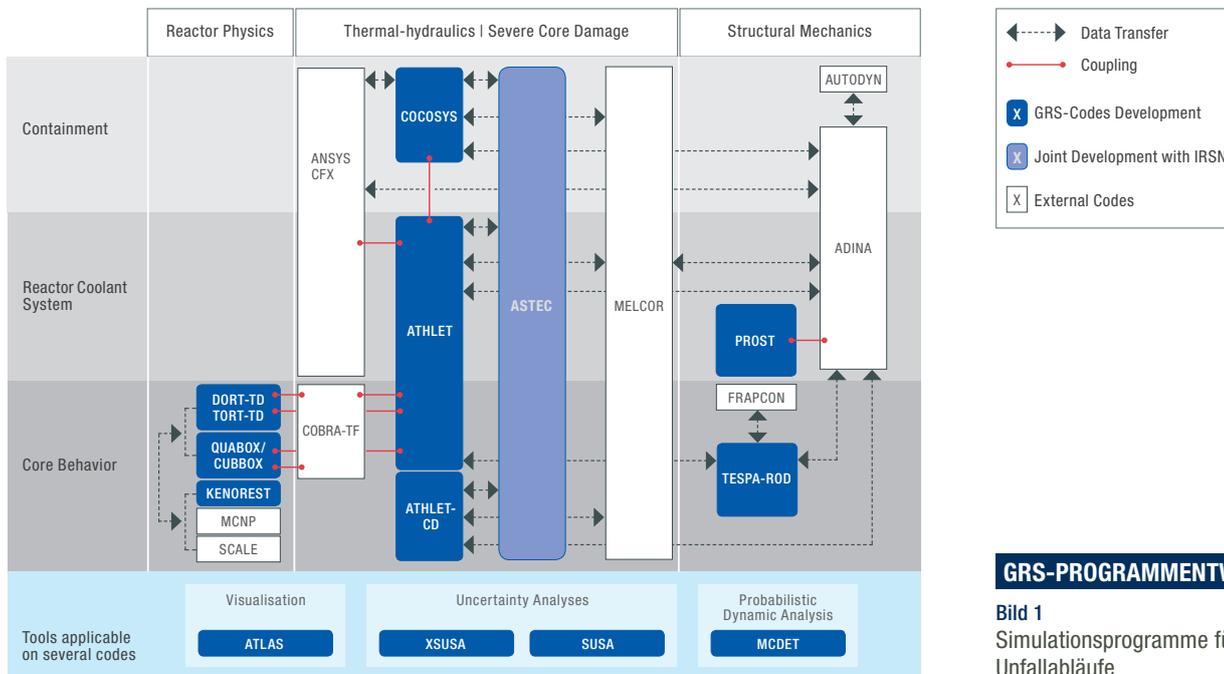
Der Trend zur fortwährenden Optimierung derzeit betriebener Kernkraftwerke und zur Nachrüstung neuer Technologien erfordert hochwertige Analysewerkzeuge. Dies stellt eine Herausforderung für bestehende Methoden und Berechnungssysteme dar. Es ist Aufgabe der Reaktorsicherheitsforschung, Methoden weiterzuentwickeln und sie den Gutachterorganisationen in Form von Simulationscodes zur Verfügung zu stellen. Eine weitere Aufgabe ist es, Sorge zu tragen, dass aktuellste Forschungsergebnisse aus Experimenten oder Benchmark-Aktivitäten umgehend implementiert werden. Vor dem Hintergrund möglicherweise bevorstehender Laufzeitverlängerungen und dem Bau neuer Anlagen im benachbarten europäischen Ausland werden außerdem zunehmend neue Genehmigungsanforderungen definiert, die von vorneherein von modernsten Werkzeugen Kredit nehmen. Darüber hinaus werden unter dem Stichwort IV. Generation in mehreren großen Industrienationen Reaktorkonzepte untersucht, die über die heute verwendete Leichtwassertechnologie hinausgehen und z. B. Gas oder Flüssigmetall als Kühlmittel verwenden. Ziel dieser Entwicklungen ist neben der wirtschaftlichen Optimierung eine Senkung des Proliferationsrisikos ein nachhaltiger Brennstoffkreislauf sowie ein gegenüber Generation-II-Anlagen deutlich verbessertes Sicherheitsniveau. Die Übertragung bestehender Sicherheitsanalysemethoden für Leichtwasserreaktoren (LWR) auf die Anforderungen innovativer Konzepte stellt eine besondere entwicklungstechnische Herausforderung dar.

**Anforderungen an die Reaktorsicherheitsforschung.** In Deutschland sind in den vergangenen Jahren die Anlagen erheblich umgerüstet wor-

den. Dies betrifft zum einen die Anhebung der thermischen Leistung, optimierte Fahrweisen wie z. B. den Lastfolgebetrieb sowie den Einsatz neuer Kernbrennstoffe (MOX) und Hüllrohrmaterialien. Zum anderen werden technologische Neuerungen umgesetzt, wie z. B. der Einsatz digitaler Leittechnik. Damit einher gehen der Abbau von Konservativitäten in der ursprünglichen Auslegung und die Reduzierung von Sicherheitsmargen. Um die Einhaltung sicherheitstechnischer Abstände weiterhin zu gewährleisten, sind hochwertige 3-D-Rechenprogramme zur Erhöhung der Aussagesicherheit notwendig. Verbleibende Unsicherheiten in solchen Berechnungen müssen durch eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse quantifizierbar sein. Die Aktivitäten der GRS werden im Folgenden anhand einiger Themengebiete dargestellt, auf denen die GRS intensiv arbeitet und besondere Fortschritte erzielt hat.

#### Reaktorphysik

Die neutronenphysikalische Beschreibung der Prozesse im Reaktorkern ist die Basis für die sicherheitstechnische Bewertung der nuklearen Kernausslegung. Sie liefert die Bedingungen für die Analyse von Transienten und Störfällen. Darüber hinaus ist die Reaktorphysik Schnittstelle zu nachgelagerten Analysen, wie z. B. der Quelltermberechnung für die Freisetzung von Spaltprodukten in das Containment oder zur Berechnung von Neutronenflüssen für Versprödungsanalysen des Reaktordruckbehälters. Um den vielfältigen reaktorphysikalischen Fragestellungen gerecht zu werden, erfolgt die Beschreibung des Kernverhaltens in einer Reihe von Rechenschritten, die je nach Anforderung unterschiedlich detailliert ausfallen.



**GRS-PROGRAMMENTWICKLUNG**

**Bild 1**  
Simulationsprogramme für Stör- und Unfallabläufe

Zu diesem Zweck stellt die GRS eine sogenannte nukleare Rechenkette zur Verfügung, die aus einer Sequenz unterschiedlicher Rechenprogramme besteht. Sie umfasst sowohl Entwicklungen als auch Fremdcodes und lizenzpflichtige Software (Bild 1 »GRS-PROGRAMMENTWICKLUNG«).

**Programme zur Berechnung von Wirkungsquerschnitten**

Nukleare Basisdaten werden üblicherweise in der Form sogenannter »Evaluated Nuclear Data Files« (z. B. JEFF 3.1 oder ENDF/B-VII) zur Verfügung gestellt. Sie umfassen eine enorme Anzahl von Wirkungsquerschnittsdaten, die praktisch alle für die Nukleartechnik relevanten Materialien und Kernreaktionen abdecken. Allerdings sind diese Datenbibliotheken in ihrer Ursprungsform viel zu komplex und umfangreich, als dass sie als Eingangsdaten für die Kernausslegung oder Störfallanalysen dienen könnten. Der erste Schritt in der nuklearen Rechenkette besteht daher in einer Reduktion der Komplexität durch die sogenannten Spektralprogramme. Spektralprogramme ver-

einfachen zum einen die Brennelementgeometrie, zum anderen aber auch die energetische Abhängigkeit der Querschnittsdaten.

**KENOREST.** Die GRS setzt zur Berechnung von Wirkungsquerschnitten unterschiedliche Rechen-codes ein, wie z. B. das kommerzielle Programm HELIOS, das Codesysteme SCALE (Oak Ridge National Laboratories, USA) und den GRS-Code KENOREST. KENOREST ist ein von der GRS entwickeltes Programm zur Berechnung von Nuklidinventaren abgebrannter Kernbrennstoffe aus Leichtwasserreaktoren.

**Rechencodes für die 3-D-Ganzkernanalyse**

Traditionell werden die nukleare Kernausslegung und die gekoppelten Störfallanalysen bereits seit Mitte der 1970er Jahre mit Programmen durchgeführt, die mit hinlänglicher Genauigkeit brennelementweise Leistungsverteilungen im Reaktorkern oder Steuerstabwirksamkeiten bzw. Abschalt-sicherheiten liefern.

**QUABOX/CUBBOX.** Mit dem Rechencode QUABOX/CUBBOX stellt die GRS ein Neutronendiffusionsprogramm zur Verfügung, mit dem sich Reaktorkerne von Leichtwasserreaktoren berechnen lassen.

**TORT-TD.** TORT-TD berechnet den Neutronentransport deterministisch, räumlich und energetisch hochauflösend. Mit ihm lassen sich Leistungs- und Abbrandverteilungen sowie lokale sicherheitsrelevante Größen bis hinunter zum einzelnen Brennstab analysieren.

#### Gekoppelte Störfallanalysen

Die GRS ist seit Ende der 1990er Jahre führend in der Entwicklung und Anwendung von gekoppelten Störfallanalysewerkzeugen. Mit ihrer Hilfe lassen sich die dynamischen Rückwirkungen des Reaktorkerns auf das Gesamtanlagenverhalten detailliert beschreiben. Zu diesen Rechencodes gehört z. B. das gekoppelte GRS-Modell ATHLET/QUABOX-CUBBOX. Darüber hinaus existieren Kopplungen an die Neutronendiffusionscodes BIPR-8 (Kurchatov-Institut, Russland) und KIKO-3-D (KFKI, Ungarn), so dass auch Untersuchungen für Reaktoren osteuropäischer Baulinien (z. B. VVER-1000) durchgeführt werden können. Weitere Kopplungen sind zwischen den Programmen ATHLET und COBRA TF, TORT-TD und ATHLET und an COBRA TF möglich.

#### Transienten- und Störfallanalysen für den Primärkreislauf

**ATHLET.** Der Rechencode ATHLET ist ein umfassendes Werkzeug zur Analyse des gesamten Spektrums von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten in Leichtwasserreaktoren. Er kann sowohl für Reaktoren westlicher Bauart als auch für russische Reaktoren eingesetzt werden. Die Kopplung an Neutronenkinetik-Programme

erfolgt über eine einheitliche Schnittstelle und wurde bereits an einer Vielzahl von Codes demonstriert. ATHLET wird von derzeit mehr als 40 Organisationen im In- und Ausland genutzt. In Deutschland wird der Code von den Technischen Überwachungsvereinen (TÜV) insbesondere zur Nachweisführung in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren eingesetzt. Die systematische Validierung und fortlaufende Weiterentwicklung sind zentrale Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung der GRS auf dem Gebiet der Thermohydraulik.

**Mehrdimensionale Modellierungen.** Während ATHLET als Systemcode auf einer 1-D-Simulation der Strömungspfade in der Anlage beruht, geht die Entwicklung thermohydraulischer Rechenprogramme zur Berechnung der Vorgänge im Reaktorkühlsystem zunehmend hin zur Modellierung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge. Diese sind insbesondere für die Reaktoren der Generationen II und III relevant. Weiterhin werden Erweiterungen der Rechenprogramme benötigt, um die Sicherheit neuer Reaktorlinien der Generation IV analytisch nachweisen zu können. Daraus ergeben sich für ATHLET folgende Forschungsschwerpunkte:

- ✦ die Kopplung an 3-D-Fluidynamikcodes,
- ✦ die Weiterentwicklung von ATHLET für neue Reaktorkonzepte,
- ✦ die Validierung von ATHLET und
- ✦ die Weiterentwicklung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen.

#### Fortgeschrittene Simulations- und Visualisierungswerkzeuge

Die Weiterentwicklung der GRS-Simulationsprogramme hin zu mehrdimensionalen Modellen und gekoppelten Codes hat eine stark wachsende Komplexität mit sehr hohen Datenmengen zur Folge. Zur Qualitätssicherung der immer umfang-

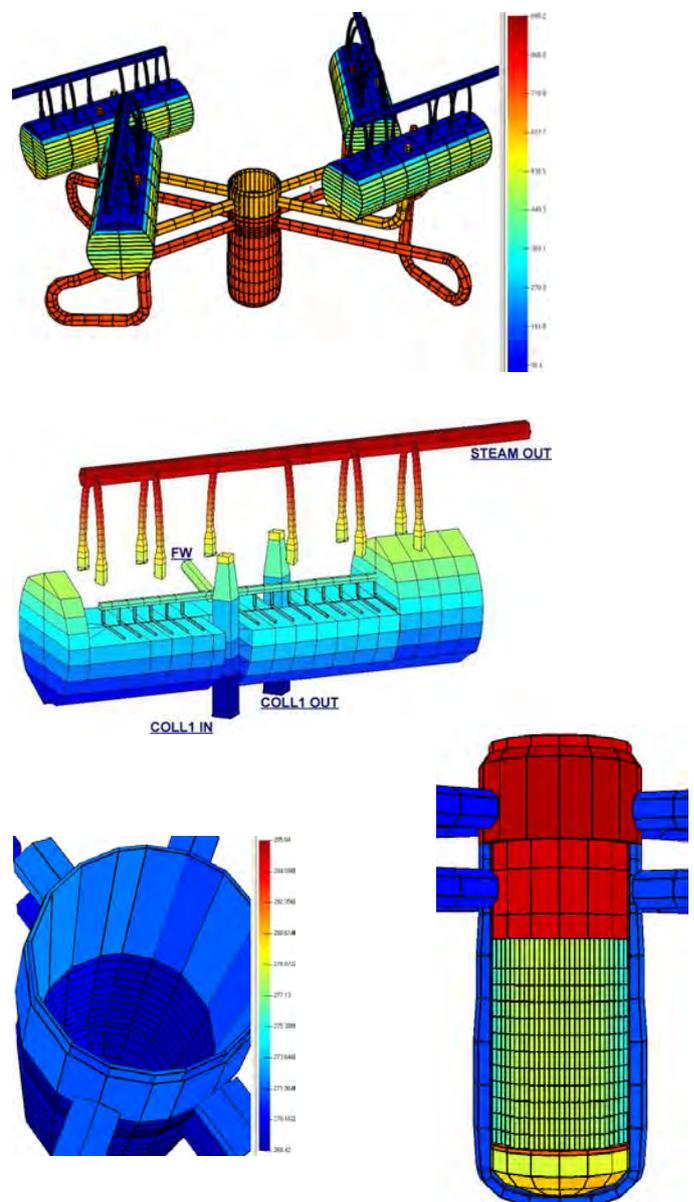
reicherer Eingabedaten werden leistungsfähige grafische Prä- und Postprozessierungssysteme benötigt, die dem Anwender die Arbeit mit dem Code über eine grafische Benutzeroberfläche erheblich vereinfachen sollen. Das Verständnis der Ergebnisdaten ohne Werkzeuge zur Auswertung und Visualisierung der berechneten zeit- und ortsabhängigen Daten ist nicht mehr möglich. Die Modellierung und Ergebnisauswertung von komplexen Systemen mit vielen Einzelkomponenten – wie beispielsweise in der digitalen Leittechnik – ist ohne interaktive, grafische Unterstützung ebenfalls nicht denkbar.

**Integrierte Simulationsplattform.** Die Methodenentwicklung für diese Anforderungen ist Grundlage für eine integrierte Simulationsplattform, in der Modelle für das Spektrum aller Sicherheitsanalysen von Neutronendynamik, Thermohydraulik, Strukturmechanik bis hin zur Schadstoffausbreitung vernetzt werden können.

**Integrierte Plattform ATLAS.** Die integrierte Plattform ATLAS wurde in der GRS zum Prä- und Postprozessing von Systemcodes entwickelt und wird von einem breiten Kreis von Anwendern eingesetzt. In seiner jetzigen Form sind dem ATLAS-Konzept allerdings Grenzen gesetzt. Eine Erweiterung der Konzeption auf drei Dimensionen und eine erhebliche Erweiterung des Präprozessing sind daher unumgänglich. Aktuelle Entwicklungen betreffen die grafische Benutzeroberfläche zur Eingabe, die 3-D-Ergebnisvisualisierung und die Entwicklung von Modulen zur Simulation der digitalen Leittechnik.

**Standardisierte Schnittstellen.** Für die Integration in eine Plattform sind standardisierte Schnittstellen zur Kopplung der Modelle und zu den Werkzeugen für Prä- und Postprozessing erforderlich. Erste Schritte für eine detaillierte Nachbildung des Reaktordruckbehälters mit ATHLET-

Komponenten und eine grafische Visualisierung wurden im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit gemeinsam mit dem russischen Kurchatov-Institut erstellt und getestet. Bild 2 »SIMULATION MIT ATHLET« zeigt einige Beispiele.



#### SIMULATION MIT ATHLET

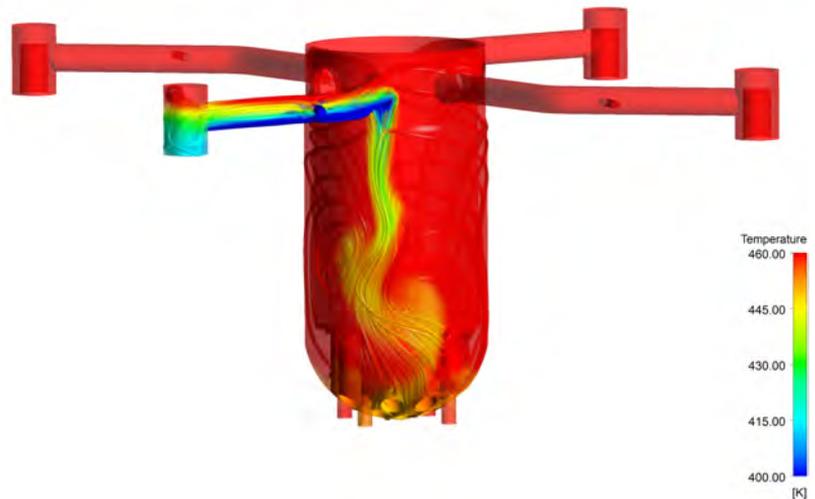
**Bild 2**  
Beispiele für detaillierte Nachbildungen des Reaktordruckbehälters mit ATHLET

#### Stör- und Unfallabläufe im Sicherheitseinschluss

**COCOSYS.** Das in der GRS entwickelte und validierte Programmsystem COCOSYS (Containment Code System) wird für die umfassende Simulation von Stör- und Unfallabläufen in Containments von Leichtwasserreaktoren verwendet. Dabei werden alle im Störfallverlauf relevanten Phänomene berücksichtigt. Wesentlich ist dabei die detaillierte Berücksichtigung der Wechselwirkungen zwischen den einzelnen Prozessen (z. B. zwischen Thermohydraulik, Aerosolverhalten und Jodchemie). Aktuelle Forschungsaktivitäten konzentrieren sich auf Phänomene von Unfällen mit Kernschmelzen, insbesondere in der späten Phase der Kernzerstörung (z. B. Aerosole & Iod, Beton-Schmelze-Wechselwirkung, Schmelzeaustrag aus der Reaktorgrube).

**ASTEC.** Daneben entwickelt die GRS gemeinsam mit ihrer französischen Partnerorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) seit 1996 den Integralcode ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code). Dabei engagiert sich die GRS insbesondere bei der Modellentwicklung zu Phänomenen im Sicherheitseinschluss und der Erweiterung für Anlagen mit Siedewasserreaktoren. Eingesetzt wird ASTEC zu folgenden Zwecken:

- ⚡ zur Ermittlung möglicher radiologischer Freisetzungen aus dem Sicherheitsbehälter und angrenzender Gebäude,
- ⚡ für Studien im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalyse Level 2 (PSA-2) einschließlich der Ermittlung von Unsicherheiten,
- ⚡ für Unfallmanagementstudien zur Untersuchung möglicher präventiver oder abschwächender Maßnahmen,
- ⚡ zur Analyse von Szenarien, die das phänomenologische Verständnis verbessern und
- ⚡ zur Begleitung von Experimenten.



#### 3-D-MODELLIERUNG

**Bild 3**  
Reaktorsicherheitsforschung:  
Fluidynamik des Reaktorkerns

Eine weitere wesentliche Entwicklungsrichtung ist die Untersuchung von dreidimensionalen Analysewerkzeugen hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf Prozesse im Sicherheitsbehälter. Dies betrifft insbesondere den Einsatz des CFD-Codes ANSYS CFX (**Bild 3 »3-D-MODELLIERUNG«**).

**Anwendung der Codes.** Die entwickelten Analysewerkzeuge lassen sich auf ein breites Spektrum aktueller und zukünftiger Kernkraftwerke anwenden. Dazu gehören zunächst die deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren, aber auch laufende Anlagen der russischen Baulinien WWER-440 und WWER-1000 sowie Anlagen der III. Generation, wie der europäische Druckwasserreaktor EPR. Diese Anlagen zeichnen sich u. a. durch neuartige passive Systeme aus, deren Simulation neue Herausforderungen an die Analysewerkzeuge stellt.

**Belastbare Aussagen durch Validierung.** In aktuellen Vorhaben der Reaktorsicherheitsforschung wird der Validierungsumfang von CO-

COSYS durch Rechnungen gezielt erweitert, die vornehmlich den drei Themenfeldern Quellterm, Brand und kombinierter Nutzung von COCOSYS und CFX-Modellierung zuzuordnen sind. Durch generische Anwendungsrechnungen wird das Zusammenspiel einer Vielzahl von Einzelmodellen erprobt und verbessert, so dass mit COCOSYS zukünftig noch belastbarere Aussagen zu schweren Störfällen im Sicherheitseinschluss möglich sein werden. Das zentrale Element der aktuellen Validierung von COCOSYS und ASTEC ist dabei die ThAI-Versuchsanlage in Eschborn. Bei der Detailplanung der Versuche wird intensiv mit dem ThAI-Team zusammengearbeitet, um optimale Synergieeffekte zwischen Experiment und COCOSYS-Validierung zu gewährleisten. Die analytische Begleitung von Versuchen umfasst in aller Regel das Erstellen eines neuen Eingabedatensatzes, die Durchführung von Parameterstudien und die Analyse der damit erzielten Ergebnisse.

#### Strukturmechanik

Die GRS arbeitet darüber hinaus intensiv an der Bereitstellung, Validierung und Weiterentwicklung von Analysemethoden zur Integritätsbewertung sicherheitstechnisch relevanter Komponenten bei Belastungen infolge angenommener Stör- oder Unfälle. Sie betrachtet dabei verschiedene Reaktorkomponenten (z. B. Reaktorgebäude, Sicherheitsbehälter, Rohrleitungen, Druckbehälter, Hüllrohr). Mit fortschreitender Betriebsdauer der kerntechnischen Anlagen gewinnt die Frage nach der Ausnutzung von Sicherheitsmargen an Bedeutung. Daher stehen z. B. zunehmend Methoden zur Bestimmung der Belastungsgrenze metallischer Komponenten im Vordergrund. Es erweist sich als notwendig, verfeinerte Analysemethoden bereitzustellen und zu erproben. In diesem Zusammenhang werden die im Regelwerk vorhandenen Festlegungen zu Versagenskriterien bezüglich des Abbaus von Konservativitäten untersucht.

Weiterhin werden mit verfeinerten Analysemethoden Simulationen zur Abschätzung der dynamischen Belastbarkeitsgrenze von Komponenten und Strukturen unter Stör- und Unfallbedingungen durchgeführt.

**Simulation und Validierung.** Für die Simulation der mechanischen Phänomene beim Aufprall von dünnwandigen metallischen Strukturen aus Stahlbeton stehen Rechenprogramme mit expliziten Lösungsverfahren zur Verfügung. Sie werden zur Abschätzung der Tragfähigkeit von Stahlbetonstrukturen (z. B. im Reaktorgebäude) bei Aufprallbelastungen infolge eines Flugzeugabsturzes eingesetzt. Die Validierung dieser Analysemethoden erfolgt durch Berechnungen zu Versuchen. Durchgeführt werden diese z. B. an der Materialprüfungs- und Forschungsanstalt (MPA) Karlsruhe, dem finnischen Forschungszentrum VTT sowie am SANDIA National Laboratory (USA).

**Integritätsbewertung von Stahlbetonstrukturen.** Die Integritätsbewertung von Stahlbetonstrukturen ist ein aktuelles Forschungsgebiet. Wichtige Aspekte sind die realitätsnahe Berücksichtigung der Bewehrung und deren Verbindung zum Beton in den strukturmechanischen Analysemodellen sowie die numerische Stabilität von Materialmodellen für Beton. Die Analysemethoden sollen zukünftig auch für den Anwendungsbereich neuer Reaktoren mit Containments aus Stahlbeton bereitstehen.

**Probabilistische Strukturberechnung mit PROST.** Die probabilistische Strukturberechnung (PROST) zur Bestimmung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten wird hinsichtlich der Punkte Leckwachstum, Ansätze zur Rissbildung sowie Kopplung der Schädigungsmechanismen erweitert. Damit werden methodische Lücken in der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) gefüllt, wobei auch diese Methoden für den Anwendungs-

bereich neuer Reaktoren zur Verfügung stehen sollen.

In Anbetracht der großen Unsicherheiten bei der Bestimmung von Leckraten und Leckflächen bei der Ausströmung aus rissartigen Lecks im Kühlkreislauf sowie beim Bruch einer Rohrleitung arbeitet die GRS zur Simulation der strukturellen und der thermohydraulischen Phänomene an einer verfeinerten Analysemethodik. Diese wird derzeit an ausgewählten Leckratenversuchen validiert und hinsichtlich der Aussagegenauigkeit untersucht.

**NULIFE.** Die GRS ist Partner im europäischen Netzwerk NULIFE (Nuclear Plant Life Prediction), in dem eine virtuelle Kommunikationsplattform mit wissenschaftlichen und technischen Informationen zum Thema »Lebensdauereinschätzung von Komponenten und Strukturen« aufgebaut werden soll. In Expertengruppen zu den Themenschwerpunkten Materialien, Integrität/Lebensdauer, Sicherheit/Risiko werden u. a. Berichte zum Stand von Wissenschaft und Technik geschrieben und Pilotprojekte durchgeführt.

#### Zusammenfassung

Die GRS deckt mit ihren Rechenprogrammen und aktiven Methodenentwicklungen alle wichtigen Themengebiete der Reaktorsicherheitsforschung ab. Bedingt durch aktuelle Trends hin zum Abbau von Konservativitäten, dem Einsatz neuer Technologien (z. B. digitale Leittechnik) und möglicherweise anstehenden Laufzeitverlängerungen wird die Reaktorsicherheitsforschung auch auf lange Sicht ihre Bedeutung im Kompetenzprofil der GRS behalten. Es müssen insbesondere solche Methoden weiterentwickelt und validiert werden, die qualifizierte Aussagen zu den Aspekten Lebensdauer, Sicherheitsmargen und passive Sicherheit machen können.

Zu betonen ist aber auch die Bedeutung der Sicherheitsforschung an neuen und innovativen Reaktorkonzepten. Anlagen der Generation III (EPR, VVER, AP-1000) entstehen derzeit im benachbarten europäischen Ausland. Es ist daher wichtig, eine Kernkompetenz bei der Sicherheitsbewertung solcher Anlagen vorzuhalten, um Ereignisse und Vorkommnisse entsprechend einordnen zu können. Zu diesem Zweck ist die GRS auch in das europäische TSO-Netzwerk ETSON (European Technical Safety Organisation Network) eingebunden. Bis 2025 sollen in Europa auch Prototypen der IV. Generation entstehen. Die Erforschung ihrer Sicherheit wird mittelfristig zu einer weiteren Komponente im Kompetenzspektrum der GRS ausgebaut. Die GRS engagiert sich daher in zunehmendem Maße in der europäischen Plattform SNETP (»Sustainable Nuclear Energy Technology Platform«).

### 3.1

## Modellentwicklung für COCOSYS und ASTEC Eintrag von Kernschmelze in den Sicherheitsbehälter nach Versagen des Reaktordruckbehälters



Dr. Claus Spengler

➔ Theoretische Arbeiten zur Modellierung physikalischer Vorgänge bei unterstellten Störfällen und Unfallabläufen mit Kernschmelzen in Kernkraftwerken bilden einen Schwerpunkt der Forschung in der Abteilung Barrierenwirksamkeit der GRS. Versagt bei einem Unfall der Reaktordruckbehälter (RDB) unter erhöhtem Innendruck, wird die Kernschmelze (Corium) zusammen mit dem Gasinventar des Reaktorkreislaufes aus dem RDB in den Sicherheitsbehälter (Containment) beschleunigt freigesetzt. Dieser Blowdown-Vorgang und die Folgen werden als »Direct Containment Heating« (DCH) bezeichnet. Die konstruktiven Gegebenheiten der Reaktorgrube – vor allem hinsichtlich möglicher Strömungswege aus der Reaktorgrube hinaus – beeinflussen den Anteil der Kernschmelze, der ggf. auch in weiter entfernte Räume des Containments gelangt. Dies ist verbunden mit schnellen energetischen Wechselwirkungen zwischen dem fein verteilten Corium und der Gasatmosphäre der betroffenen Räume.

Der damit direkt oder über Folgeprozesse verbundene rasche Druckaufbau muss adäquat für die Analyse des weiteren Unfallablaufs simuliert werden. Auf der Basis von Versuchen, die das Forschungszentrum »Karlsruhe Institute of Technology - KIT« im Experimentalprogramm DISCO (Dispersion von Corium) durchführte, hat die GRS das Simulationsprogramm COCOSYS (Containment Code System) um ein Modell zu DCH erweitert und durch Nachrechnungen von DISCO-Versuchen die gute Prognosefähigkeit des Modells gezeigt.

### Einleitung

**GRS-Simulationsprogramme COCOSYS und ASTEC.** Die GRS entwickelt und überprüft das Rechenprogramm COCOSYS, das detailliert die Vorgänge im Containment einer Leichtwasserreaktoranlage während unterstellter Stör- und Unfälle beschreibt. COCOSYS enthält weitgehend mechanistische Modelle. Das Integralprogramm ASTEC simuliert den vollständigen Ablauf eines Unfalls vom auslösenden Ereignis bis hin zur Freisetzung von Radioaktivität aus dem Containment mit vergleichsweise schnell rechnenden Modellen. Die GRS entwickelt und überprüft ASTEC gemeinsam mit ihrer französischen Partnerorganisation IRSN. Mit der Modellerweiterung zu DCH wurde die in den GRS-Rechenprogrammen noch vorhandene Modell-Lücke zwischen den Vorgängen im Kühlkreislauf und dem Verhalten der Schmelze bei bzw. unmittelbar nach RDB-Versagen geschlossen.

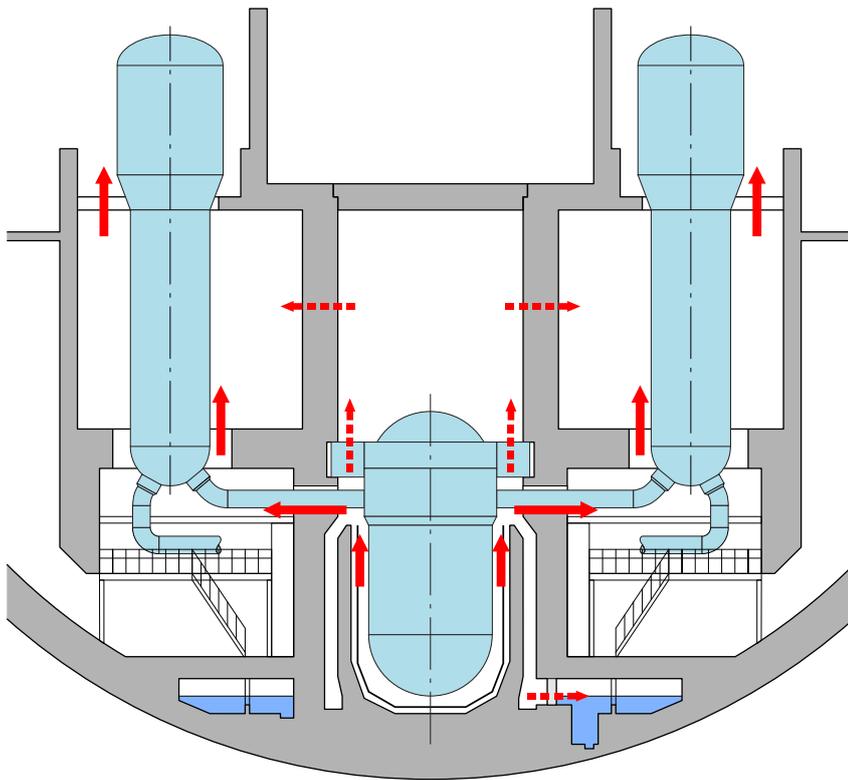
**Direct Containment Heating (DCH).** Der Eintrag von Schmelze aus dem RDB nach Versagen unter erhöhtem Innendruck in das Containment ist von sicherheitstechnischer Bedeutung: Die vom Gas mitgerissenen und fein fragmentierten metallischen Schmelzeanteile können mit dem Wasserdampf aus dem Primärkreis reagieren und kurzzeitig größere Mengen Wasserstoff bilden. Die Verbrennung des so produzierten Wasserstoffs und auch die Reaktion von noch nicht oxidierten metallischer Schmelze mit dem Luftsauerstoff können zu beträchtlichen lokalen Energiefreisetzungsraten führen. In jedem Fall gibt es einen beträchtlichen direkten Energieübertrag von der fein verteilten, gasgetragenen Schmelze an die Atmosphäre. Der schnelle Druckanstieg im Containment hängt u. a. von der Menge des Schmelzeausstrags, vom transienten Blowdown-Vorgang und von den Zuständen in der Containment-Atmosphäre, wie z. B. der Gaszusammensetzung, ab.

**Schmelzeausstrag aus der Reaktorgrube im Experiment.** In den DISCO-Experimenten wurde beobachtet, dass während des Blowdown – abhängig vom Anlagendesign – auch bei niedrigen Drücken im Reaktordruckbehälter unter der pessimistischen Annahme eines RDB-Versagens an der tiefsten Stelle beträchtliche Anteile der aus dem RDB freigesetzten Schmelze aus der Reaktorgrube in angrenzende Räume des Containments ausgetragen werden (in den Versuchen: bis zu ca. 60 %). Zuvor war für europäische Anlagen ein solch beträchtlicher Austrag der Schmelze in Bereiche des Containments außerhalb der Reaktorgrube als wenig wahrscheinlich eingeschätzt worden. Der Schmelzeausstrag muss als mögliche sicherheitsrelevante Implikation in die Gesamtanalyse des Unfallablaufes mit einbezogen werden.

### Modellentwicklung für die Phänomene bei DCH

#### Einfluss der Reaktorgrubengeometrie

**Strömungswege aus der Reaktorgrube.** Die Karlsruher DISCO-Versuche zeigen, dass die Auswirkung von DCH stark vom geometrischen Design der Anlage im Bereich der Reaktorgrube und der angrenzenden Raumbereiche des Containments abhängt. Die meisten europäischen Druckwasserreaktor-Anlagen weisen eine enge Einbettung des RDB in die zylinderförmige, trockene Reaktorgrube auf. Eine Abströmung aus der Reaktorgrube ist zumeist nur mit mehreren Umlenkungen des Schmelze-/ Gasstromes möglich, bevor die unteren Anlagenräume erreicht werden. Der Strömungsweg aus der Grube führt über den Ringspalt zwischen RDB und Betonwand der Reaktorgrube nach Umlenkung weiter entlang der engen



#### GEOMETRISCHE EINFLUSSFAKTOREN

Bild 1

Schematische Darstellung möglicher Abströmungswege für das Gas-/Schmelze-Gemisch bei einem Blowdown in einer Konvoi-Reaktoranlage

Die Abdichtung in der RDB-Tragkonstruktion behindert den direkten Strömungsweg aus der Reaktorgrube nach oben, Klappen im Tragschild sowie Wasser im Sumpf behindern diesen im unteren Bereich.

(Bildquelle: L. Meyer, Forschungszentrum Karlsruhe)

Öffnungen um die Hauptkühlmitteleitungen (Bild 1 »GEOMETRISCHE EINFLUSSFAKTOREN«). Im Gegensatz dazu existieren bei Anlagen der amerikanischen Firma Westinghouse größere, teils offene Verbindungen, wie z. B. ein großer Instrumentierungstunnel, der unten aus der Reaktorgrube in einen benachbarten Raum führt. Anlagen, in denen ein direkter Strömungsweg zwischen Reaktorgrube und weiten Raumbereichen des Containments möglich ist, sind empfindlicher für die Auswirkung von DCH, als Anlagen (z. B. der Druckwasserreaktor Konvoi, (Bild 1 »GEOMETRISCHE EINFLUSSFAKTOREN«), in denen das Gas-Schmelze-Gemisch aus der Reaktorgrube in angrenzende große, offene Raumbereiche nicht direkt, sondern nur über eine Verkettung von Umlenkvorgängen abströmen kann.

#### Überblick über das DCH-Modell in COCOSYS

**DCH-Modelle – CONTAIN.** Mitte der 1990er Jahre wurde in den USA ein umfangreiches Forschungsprogramm zur Auswirkung von DCH in amerikanischen Anlagendesigns abgeschlossen. Die entwickelten Modelle wurden in das amerikanische Containmentprogramm CONTAIN integriert und sind stark mechanistisch ausgelegt. Bedingt durch die Verfügbarkeit von experimentellen Ergebnissen zu dieser Zeit ist die Modellierung des Schmelzeaustrags aus der Reaktorgrube in CONTAIN auf amerikanische Anlagendesigns eingeschränkt.

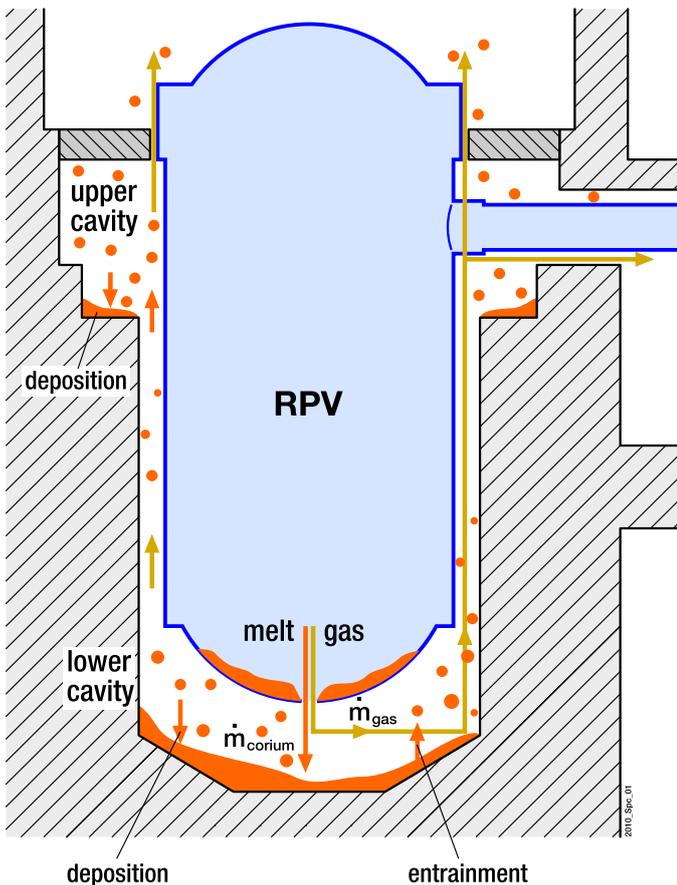
**DCH-Modelle – COCOSYS.** Die GRS hat die Modellentwicklung für CONTAIN eingehend studiert und passende Modellgrundlagen für das Modell in COCOSYS übernommen. So werden z. B. der Transport der Schmelze mit dem Gas im Containment mechanistisch berechnet und die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Atmosphäre bzw. Strukturen durch zeitliche Raten (z. B. für Quellen und Senken der aufgewirbelten, luftgetragenen Schmelze und für die Wärmeströme zwischen dieser Schmelze und den Strukturen) dargestellt. Für die Aufwirbelung der anfänglich auf dem Boden der Reaktorgrube abgelagerten Schmelze und den Schmelzemitriss mit der Gasströmung hat die GRS in COCOSYS einen neuen Ansatz entwickelt. Dieser ist empirisch für die in den DISCO-Versuchen untersuchten europäischen Anlagendesigns abgeleitet worden.

**Einzelmodelle.** In COCOSYS stehen dedizierte Modelle für die folgenden Prozesse während des DCH-Vorgangs zur Verfügung:

- ⚡ Freisetzung von Schmelze aus dem RDB auf den Boden der Reaktorgrube und Entspannung des Gases aus dem Primärkreis.
- ⚡ Mitriss (Entrainment) von auf dem Boden der Reaktorgrube abgelagerter Schmelze durch die Gasströmung.
- ⚡ Transport der Gas-/Schmelzemischung innerhalb des Containment.
- ⚡ Ablagerung (Deposition) von Schmelze im Containment unter Einwirkung der Schwerkraft.
- ⚡ Wechselwirkung zwischen atmosphärisch getragener bzw. abgelagerter Schmelze einerseits und der Atmosphäre bzw. den Strukturen andererseits.

**Lösung der Transportgleichungen.** In COCOSYS wird der Transport der atmosphärisch getragenen Schmelze durch Lösung des Systems von inkompressiblen, zeitabhängigen Impulsgleichungen für die Massenströme innerhalb eines Punktzonenmodells (»Lumped Parameter«) berechnet. Die effektive Dichte des Schmelze-Gasgemisches in einer Strömungsverbindung zwischen zwei Zonen wird aus der Beladung der windseitig (»upwind«) gelegenen Zellenatmosphäre mit Schmelze ermittelt. Dabei wird nach gasförmigen Anteilen und den schmelzeförmigen Anteilen unterschieden. Zur Repräsentation der atmosphärisch getragenen Schmelzemasse wird die Feldvariable  $m_{i,n,k}$  eingeführt. Die Indizes stehen für i: COCOSYS-Zonenummer, n: Größenklasse der Schmelzetröpfchen (bis zu 10 Größenklassen sind möglich), k: chemische Verbindung (z. B.  $UO_2$ ,  $ZrO_2$ , Zr, Fe,  $FeO$ ,  $Cr_2O_3$ , Cr, Ni, oder Al,  $Al_2O_3$  und  $H_2O$  für Nachrechnungen von Experimenten). Das Lösungsverfahren zur Ermittlung der zeitabhängigen Massenströme in den Strömungsverbindungen berücksichtigt die so ermittelte, effektive Dichte des Strömungsgemisches sowie einen in der Eingabedatei festzulegenden Schlupf zwischen Gas und Schmelze. Die zonenbezogenen Massen- und Energieinhalte des Gemisches werden getrennt für die unterschiedlichen chemischen Verbindungen und der Tropfengrößenklassen aus diesen Massenströmen unter Berücksichtigung des Schlupfes aktualisiert.

**Schlüsselphänomen Entrainment.** Die zentrale Fragestellung bei der Modellierung des Schmelzeaustrags aus der Reaktorgrube betrifft das Entrainment, d. h. die Aufwirbelung und Dispersion von zunächst am Boden abgelagerter Schmelze durch die Gasströmung in der Reaktor-



#### MODELL IN COCOSYS

**Bild 2**

Zunächst wird Schmelze einphasig oder zusammen mit dem Gas aus dem RDB freigesetzt und in der Reaktorgrube (lower cavity) am Boden abgelagert.

Nach Durchbruch des Gases wird Schmelze durch die Gasströmung aufgewirbelt und in den oberen Bereich (upper cavity) der Grube mitgerissen (entrainment). Dort ist – abhängig von der Reaktorkonstruktion – ein Austrag nach oben oder in Seitenräume der Anlage möglich.

Die Ablagerung von Schmelze (deposition), berechnet in allen COCOSYS-Zonen, wird auf den Einfluss von Schwerkraft zurückgeführt.

grube. Als Quelle für die aufgewirbelte Schmelze berücksichtigt das Modell den Mitriss von Schmelze am Boden der Reaktorgrube, d. h. nur im unteren Bereich der Reaktorgrube gibt es im Modell eine Quelle für die Feldvariable der atmosphärisch getragenen Schmelzemasse  $m_{i,n,k}$  (vgl. Bild 2 »MODELL IN COCOSYS«).

**Berechnung der Entrainment-Rate.** Zur Berechnung dieses Quellterms wird in COCOSYS eine Korrelation für die Entrainment-Rate  $\epsilon$  (Einheit: kg/s) in Abhängigkeit von der zeitabhängigen, mittleren Gasgeschwindigkeit  $v_g$  im Ringspalt zwischen RDB und Grubenwand sowie dem

zeitabhängigen Schmelzevolumen  $V_{melt}$  am Boden der Reaktorgrube ausgewertet:

$$\epsilon(t) \propto V_{melt}(t) K_c v_g^2(t)$$

**Korrelation des Schmelzeaustrags mit der Gasgeschwindigkeit.** Die ursprüngliche Hypothese für die Ableitung dieser Raten-Korrelation ist, dass das integrale Verhältnis  $F_d$  von aus der Reaktorgrube ausgetragener (dispersierter) Schmelze  $M_{disp}$  zur gesamten aus dem RDB freigesetzten Schmelzemasse  $M_{tot}$  mit dem Integral über die quadrierte Gasgeschwindigkeit im Ringspalt korreliert:

$$F_d = \frac{M_{disp}}{M_{tot}} \sim \int v_g^2(t) dt$$

Die insgesamt ausgetragene Schmelzemasse akkumuliert sich demnach also aus differentiellen Mengen  $\sim v_g^2(t) dt$ . Dies konnte sehr gut anhand der DISCO-Experimente, z. B. der Serie DISCO-»D« mit Wasser als Simulatschmelze, nachgewiesen werden (Bild 3 »MODELLHYPOTHESE«).

#### Überprüfung der Thermo-hydraulik in COCOSYS für DCH

**Berechnung der Gasgeschwindigkeit.** Voraussetzung für eine adäquate Berechnung der Entrainment-Rate  $\varepsilon(t)$  mit der zuvor beschriebenen Korrelation ist eine möglichst genaue Berechnung der Gasgeschwindigkeit  $v_g(t)$  in der Reaktorgrube, die in diese Gleichung quadratisch eingeht. Dies wurde anhand der DISCO-Versuche L04 und L05 überprüft. In diesen Versuchen wurde nur Gas aus dem RDB ausgeblasen, d. h. es gab keine komplexe Wechselwirkung zwischen Schmelze- und Gasströmung. (Bild 4 »BERECHNUNGSERGEBNIS«) zeigt, dass die Gasgeschwindigkeiten während des einphasigen Blowdown beim Experiment L05 (ohne Ausblasen einer flüssigen Schmelze) von COCOSYS korrekt wiedergegeben werden.

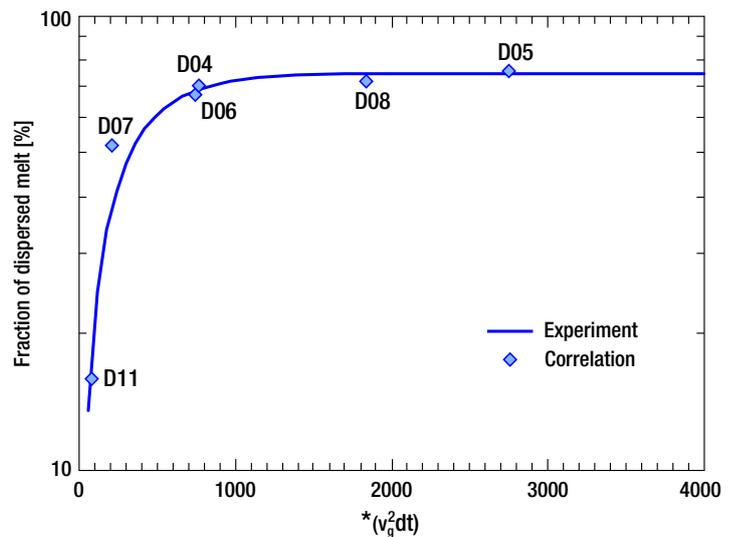
#### Anwendung auf DISCO-Versuche mit prototypischen Geometrien

**Nachrechnungen von DISCO-Experimenten.** Das beschriebene Modell in COCOSYS wurde auf verschiedene integrale DCH-Experimente (unter Verwendung eines flüssigen, heißen Schmelzesimulats und Wasserdampf) in der Karlsruher DISCO-Anlage angewandt. In den Experimenten wurden die Reaktorgruben von Konvoi, EPR und französischem P4-Reaktor nachgebildet. Dabei wurde der offene Modellparameter  $K_c$  in der Korrelation für die Entrainment-Rate empirisch an die verfügbaren Experimente (sowohl mit kalten als auch mit heißen Schmelzesimulaten) in den

#### MODELLHYPOTHESE

Bild 3

Der integrale Austrag von Schmelze aus der Reaktorgrube in den DISCO-Versuchen D04, D05, D06, D07, D08, D11 korreliert mit dem Integral über die quadrierte Gasgeschwindigkeit



#### BERECHNUNGSERGEBNIS

Bild 4, 5 und Tabelle 1

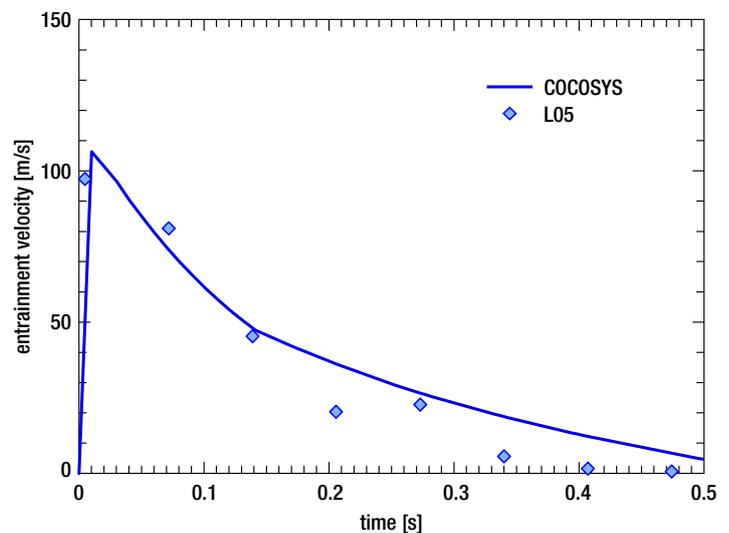


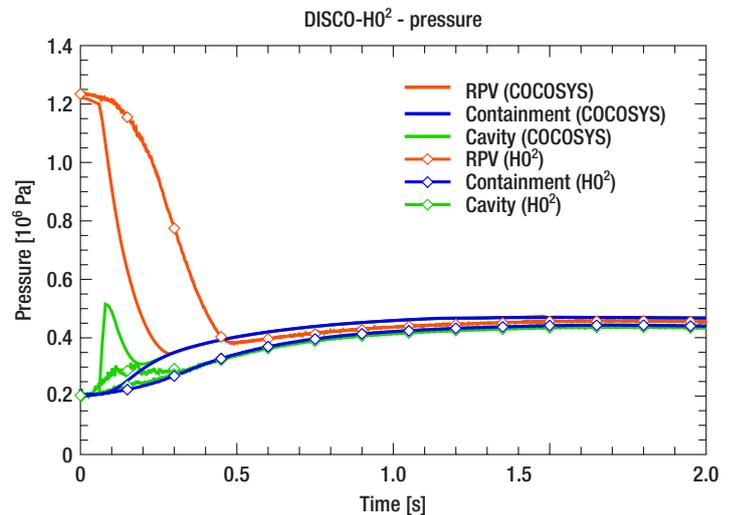
Bild 4

Überprüfung der mit COCOSYS berechneten Gasströmungsgeschwindigkeiten im Ringspalt zwischen RDB und Grubenwand im Vergleich zum »trockenen« Blowdown-Experiment DISCO-L05 (ohne Schmelzesimulation)

verschiedenen Geometrien angepasst. Insgesamt wurden zufriedenstellende Übereinstimmungen der integral ausgetragenen Schmelzeanteile  $F_d$  und der maximalen Drücke  $P_{max}$  im Vergleich zu den Messdaten erzielt (vgl. Bild 5 »BERECHNUNGSERGEBNIS« und Tabelle 1 »BERECHNUNGSERGEBNIS« am Beispiel der DISCO-Versuchsserie »H« für den EPR). Sogar in »blinden« Vorausrechnungen (d. h. ohne Kenntnis der experimentellen Ergebnisse) zeigte sich eine gute Prognosefähigkeit des Modells.

#### Zusammenfassung

**Schließung der Modell-Lücke.** Die GRS hat ihr weitgehend mit mechanistischen Modellansätzen ausgestattetes Rechenprogramm COCOSYS um einen detaillierten Modellansatz zur Behandlung der Freisetzung von Kernschmelze aus dem RDB in das Containment erweitert. Diese Erweiterung schließt die Modell-Lücke zwischen den Vorgängen während der Kernzerstörung innerhalb des RDB und dem Verhalten der Kernschmelze im Containment nach Freisetzung aus dem RDB. Durch den Transport von fein fragmentierter Schmelze während des Blowdown in große Raumbereiche des Containments werden schnelle energetische Wechselwirkungen ermöglicht, die zu einem raschen Druckanstieg im Containment führen. Der Austrag von Schmelze aus der Reaktorgrube ändert desweiteren die Anfangsbedingungen für die Wechselwirkung der dort verbliebenen Kernschmelze mit dem Betonfundament in der Reaktorgrube. Diese Vorgänge können nun unter der pessimistischen Annahme eines RDB-Versagens an der tiefsten Stelle in die Unfallanalyse mit einbezogen werden.



**Bild 5**  
Zeitabhängig berechnete Drücke in RDB (RPV), Containment und Reaktorgrube (Cavity) im Vergleich zum Experiment H02 für den EPR

Experiment	$F_{D,exp}$ (%)	$F_{D,calc}$ (%)	$P_{max,exp}$ MPa	$P_{max,calc}$ MPa
H01	36	51	0,37	0,40
H02	61	72	0,44	0,47
H03	6	74	0,32	0,35
H04	74	80	0,26	0,27
H05	38	48	0,29	0,32
H06	49	63	0,40	0,47

**Tabelle 1**  
Integrale Anteile der aus der Reaktorgrube in andere Anlagenräume ausgetragenen Schmelze und maximale Drücke im Containment im Vergleich zu den DISCO-Experimenten »H« für die EPR-Geometrie

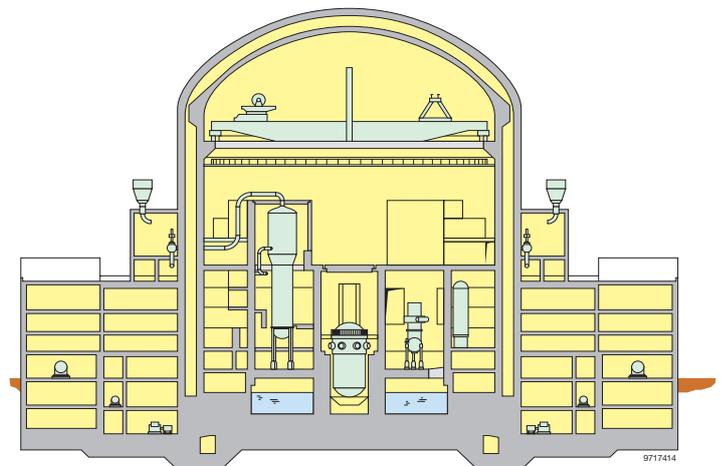
**Entrainment.** Dreh- und Angelpunkt des DCH-Modells in COCOSYS ist die Berechnung des Schmelzemitrisse durch die Gasströmung in der Reaktorgrube. Basierend auf experimentellen Daten für europäische Reaktoranlagen wurde eine Korrelation für die Entrainment-Rate abgeleitet. Offene Parameter in dieser Korrelation sind empirisch an die verfügbaren Experimente für Konvoi, EPR (Bild 6 »EUROPÄISCHER DRUCKWASSERREAKTOR«) und P4 angepasst worden. Aufgrund der Anlagengeometrie sind verschiedene Parameter für verschiedene Anlagentypen nötig. EPR und Konvoi erweisen sich dabei als ähnlich. Die Anwendung dieser Korrelation in COCOSYS zeigt plausible und im Hinblick auf die Komplexität der Vorgänge ausreichend genaue Simulationen wichtiger Daten wie des maximalen Schmelzeaustrags aus der Reaktorgrube und des maximalen Druckanstieges im Containment.

**Übertragung nach ASTEC.** In Absprache mit dem französischen Partner IRSN und nach eingehender Untersuchung weiterer verfügbarer Modellansätze im internationalen Forschungsnetzwerk SARNET ist vorgesehen, dass dieses Modell in den Integral-Code ASTEC in leicht vereinfachter Form übertragen wird.

### EUROPÄISCHER DRUCKWASSERREAKTOR (EPR)

Bild 6

Neuerer Reaktortyp der dritten Generation mit einer Nettoleistung von 1.600 Megawatt



## 3.2

# Simulation von Kernkraftwerken mit lokaler 3-D Kühlmittelmodellierung Entwicklung eines gekoppelten 1-D – 3-D thermohydraulischen Rechenprogramms



Dr. Angel Papukchiev



Georg Lerchl

→ Seit langem werden thermohydraulische (TH-) Systemrechenprogramme entwickelt, um die Auslegung und die Sicherheit kerntechnischer Anlagen beurteilen und verbessern zu können. Diese Programme sind in der Lage, das Gesamtverhalten eines Kernkraftwerks (KKW) unter Störfallbedingungen mit akzeptablem Rechenaufwand zu simulieren. Sie verfügen aber nur über eingeschränkte Möglichkeiten, dreidimensionale Strömungen und Kühlmittelvermischungsvorgänge detailliert nachzubilden. Da die Simulation dieser Vorgänge für die Analyse bestimmter Klassen von Transienten und Störfällen wichtig ist, werden hierzu ergänzend sogenannte Computational Fluid Dynamics (CFD) Programme eingesetzt. Diese Programme werden speziell für die Simulation von dreidimensionalen (3D) Strömungen mit hoher räumlicher Auflösung entwickelt. Sie benötigen allerdings sehr hohe Rechenzeiten und werden deshalb bislang nur für diejenigen Regionen des simulierten KKW eingesetzt, in denen 3D-Strömungen relevant sind. Um die Simulation des gesamten Kühlsystems eines Kernkraftwerks unter Berücksichtigung lokaler Vermischungsprozesse zu ermöglichen, werden Verfahren zur Kopplung von TH-System- und CFD-Rechenprogrammen entwickelt. Dieser Beitrag beschreibt die Entwicklung sowie den aktuellen Status der Kopplung zwischen dem von der GRS entwickelten TH-Systemprogramm ATHLET und dem kommerziellen CFD-Programm ANSYS CFX.

### Einleitung

**Ausgangslage: Einsatz Thermohydraulischer Systemprogramme.** Um die Auslegung und die Sicherheit von Kernkraftwerken zu überprüfen und laufend zu verbessern, werden seit mehr als 30 Jahren erfolgreich Thermohydraulische (TH-) Systemrechenprogramme für die Analyse des physikalischen Verhaltens der Anlagen bei Transienten und unter Störfallbedingungen eingesetzt. Diese Rechenprogramme wurden mithilfe von Experimenten umfangreich validiert und liefern zuverlässige Ergebnisse bei vergleichsweise geringen Rechenzeiten. Sie verwenden jedoch Vereinfachungen in den mathematischen Modellen zum Beschreiben des simulierten Systems. Die über räumlich grobe Rechenetze gemittelten Bilanzgleichungen für Masse, Impuls und Energie werden eindimensional gelöst. Als Ergebnis werden Mittelwerte für relevante physikalische Parameter berechnet, die tatsächlich räumlich verteilte Felder sind. Bei spezifischen Reaktorsicherheitsproblemen mit ausgeprägten 3D-Strömungs- und Vermischungsprozessen, wie z. B. beim sogenannten Deborierungsstörfall oder beim Frischdampfleitungsbruch, sind jedoch dreidimensionale Strömungsmodelle mit hoher räumlicher Auflösung erforderlich.

**Ergänzende Anwendung von CFD-Programmen.** Eine Lösung bieten hier CFD-Rechenprogramme. Sie sind in der Lage, dreidimensionale Strömungen in komplexer Geometrie und die Verteilung der physikalischen Parameter in Raum und Zeit detailliert zu berechnen. Solche Programme werden seit geraumer Zeit unter anderem in der Öl-, Automobil- oder Energiewirtschaft für die Auslegung von Anlagenkomponenten eingesetzt. Allerdings benötigen CFD-Simulationen sehr hohe Rechenzeiten, so dass bislang eine Simulation des kompletten KKW-Primärkreises nicht praktikabel ist. Deshalb werden detaillierte CFD-

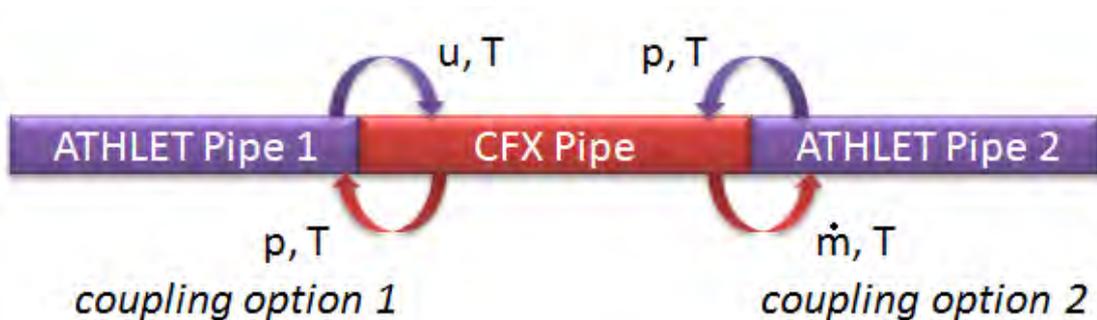
Simulationen nur für die Bereiche des Primärkreises durchgeführt, in denen für die analysierte Transiente relevante 3D-Strömungen auftreten, so etwa z. B. im Ringraum des Reaktors. Das Verhalten der Gesamtanlage wird dabei immer noch mit Hilfe von TH-Systemprogrammen berechnet, deren Ergebnisse als Randbedingungen an das CFD-Programm übergeben werden. Mit diesem Verfahren geht jedoch die wechselseitige Rückwirkung zwischen dem CFD-Bereich und dem Gesamtsystem verloren.

**Ziel: Kopplung von TH-Systemprogrammen mit CFD-Programmen.** Um den Verlust thermohydraulischer Informationen zu vermeiden und die Stärken der CFD- und Systemprogramme zu nutzen, wird eine direkte Kopplung dieser Simulationswerkzeuge verfolgt. Zur Kopplung des TH-Systemprogramms ATHLET der GRS mit dem kommerziellen Softwarepaket ANSYS CFX wird derzeit bei der GRS eine neue Methodik entwickelt.

**Herausforderung: Unterschiedliche numerische Verfahren.** Bei der Kopplung von 1D- und 3D-Rechenprogrammen werden von beiden Programmen die gleichen thermohydraulischen Vorgänge mit in der Regel unterschiedlichen numerischen Verfahren beschrieben. Dabei werden direkt abhängige hydraulische Größen wie Fluidgeschwindigkeit, Energiestrom und Druck ausgetauscht, wobei vor allem die Druck-Geschwindigkeit-Rückwirkung prompt und sehr stark ist. Die Bestimmung des Austausches von Masse, Energie und Impuls an den Kopplungsstellen muss mit großer Sorgfalt erfolgen, da sonst Bilanzfehler oder numerische Instabilitäten und Druck-Geschwindigkeit-Oszillationen auftreten können.

### KOPPLUNGSOPTIONEN

Bild 1  
Darstellung der Kopplungsoptionen und der thermohydraulischen Austauschgrößen für einphasige Strömung



### Programmerweiterungen

Die ersten Arbeiten zur Kopplung von ANSYS CFX und ATHLET wurden in einer Kooperation mit ANSYS Germany durchgeführt, danach wurde die Kopplungsmethodik in der GRS weiterentwickelt. Die nächsten Abschnitte beschreiben die erforderlichen Programmmodifikationen sowie die Austauschgrößen.

**Erweiterung des TH-Systemprogramms ATHLET.** Um dieses Programm für die Kopplung mit ANSYS CFX zu ertüchtigen, wurden von den ATHLET-Entwicklern wesentliche Modifikationen durchgeführt. ATHLET wurde so erweitert, dass es von einem anderen Rechenprogramm als Unterprogramm aufgerufen werden kann. Dabei können gezielt bestimmte Programmabschnitte wie z. B. Programmeingabe, Bestimmung des stationären Anfangszustandes, Berechnung eines vorgegebenen Zeitinkrements oder Beendigung des Rechenlaufes angesteuert werden.

In hydraulisch gekoppelten Programmen liefert in der Regel eines der Rechenprogramme skalare Größen (Druck, Fluidtemperatur, Massendampfgehalt, usw.) und das andere berechnet vektorielle Größen (Massenstrom oder Geschwindigkeit und zugehörige Temperatur, usw.) an der Kopplungsstelle. Um stabile Randbedingungen für die beiden 1-D- und 3-D-Bereiche bereitzustellen, werden diese Kopplungsoptionen abwechselnd eingesetzt. Aus diesem Grund wurden in ATHLET zwei Kopplungsoptionen für den Datenaustausch entwickelt (Bild 1 »KOPPLUNGSOPTIONEN«): In Option 1 liefert ATHLET vektorielle Größen und erhält skalare Größen; in Option 2 verhält es sich umgekehrt.

**Erweiterung des CFD Programms ANSYS CFX.** Die ANSYS CFX Kopplungsstrategie basiert auf einer generellen Technologie, die für die Kopplung mit anderen 1D Rechenprogrammen bereits eingeführt war. Wesentliche Modifikationen für

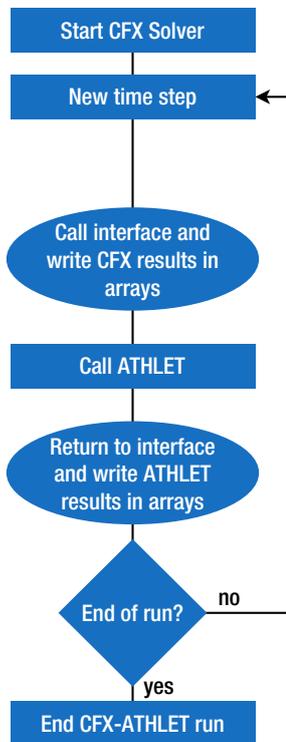


Bild 2a

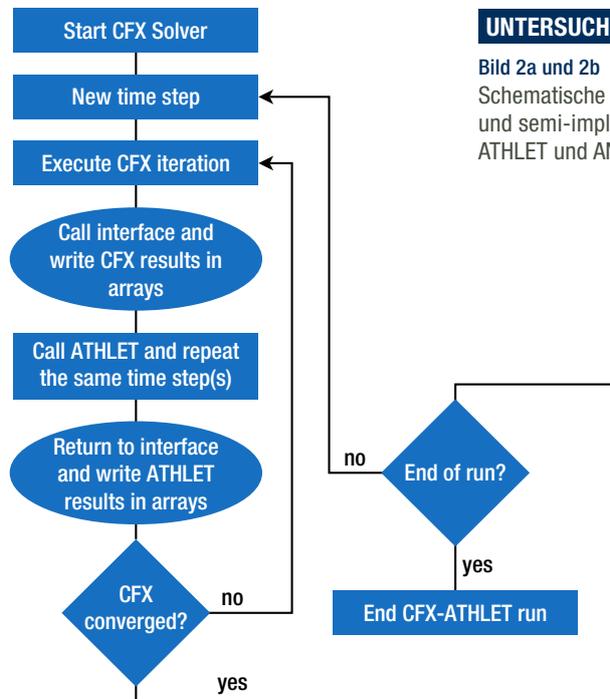


Bild 2b

### UNTERSUCHTE KOPPLUNGSVERFAHREN

Bild 2a und 2b

Schematische Darstellung der expliziten (links) und semi-impliziten (rechts) Kopplung von ATHLET und ANSYS CFX

das ATHLET – ANSYS CFX Projekt betrafen die Erweiterung der Datensatz-Definitionen und den Einsatz der Bibliothek, die die Kopplungsschnittstelle und ATHLET enthält. Zusätzlich musste die Aufrufsequenz des ATHLET ausführenden Unterprogramms angepasst werden.

### Kopplungsschemata

**Variationen der Kopplung von Rechenprogrammen.** Wenn mehrere Rechenprogramme gekoppelt werden, ist in der Regel eines davon der sogenannte Master, der das Zeitintervall  $\Delta T$  (z. B. ein Zeitschritt) für die Synchronisation der gekoppelten Rechenprogramme bestimmt. Die anderen Programme (die Slaves) berechnen das gleiche  $\Delta T$  – falls erforderlich – mit mehreren eigenen Zeitschritten. Die Ausführung der Rechenprogram-

me kann parallel oder seriell erfolgen. Aufgrund des wesentlich höheren Rechenzeitbedarfs wurde ANSYS CFX als Master ausgewählt. Damit ist das Programm in der Lage, seine optimale Zeitschrittgröße selbst zu bestimmen. Da sich wegen des extremen Rechenzeitverhältnisses der beiden Programme die parallele Ausführung nicht lohnt, erfolgt der ATHLET-Aufruf seriell. Hinsichtlich der Datenaustauschfrequenz sind folgende Kopplungsstufen zu unterscheiden:

**Explizite Kopplung.** Bei dieser Kopplungsstrategie erfolgt der Datenaustausch nur am Ende des Synchronisationsintervalls  $\Delta T$  (Bild 2a »UNTERSUCHTE KOPPLUNGSVERFAHREN«). Ein Zeitschritt wird vom CFD-Programm ausgeführt und die Kopplungsvariablen werden ATHLET übergeben. Mit den neuen Randbedingungen führt dieser das gleiche

$\Delta T$  aus und gibt seine Ergebnisse an ANSYS CFX zurück. Mit den neuen Randbedingungen berechnet ANSYS CFX dann den nächsten Zeitschritt. Explizite Kopplungsschemata sind vergleichsweise einfach zu implementieren. Ein Datenaustausch erst nach dem Abschluss des Zeitschritts ist im Hinblick auf den Rechenzeitbedarf eines Zeitschritts zwar vorteilhaft, es kann jedoch in manchen Fällen die Simulationsstabilität verloren gehen. Außerdem wird die Zeitschrittgröße durch das Courant-Friedrich-Levy-Kriterium begrenzt.

**Semi-implizite Kopplung.** Die semi-implizite Kopplung beruht auf einer wiederholten Berechnung des aktuellen Zeitintervalls mit beiden Rechenprogrammen. Es ist ein iteratives Verfahren, bei dem die Randbedingungen so lange aktualisiert werden, bis die spezifizierten Konvergenzkriterien erfüllt sind (Bild 2b »UNTERSUCHTE KOPPLUNGSVERFAHREN«). Erst dann schließt ANSYS CFX den Zeitschritt ab und initiiert den nächsten. Mit dieser Methode werden konsistente thermohydraulische Lösungen im System- und im CFD-Rechenprogramm errechnet. Starke Zuwächse der thermohydraulischen Parameter innerhalb eines Zeitschritts in einem der beiden Bereiche (1D oder 3D) werden durch die unmittelbare Rückwirkung auf die Entwicklung der entsprechenden thermohydraulischen Parameter im anderen Bereich rechtzeitig limitiert. Dies ermöglicht größere Zeitschritte und führt zu einer verbesserten numerischen Stabilität, was der wichtigste Vorteil dieser Kopplungsart ist.

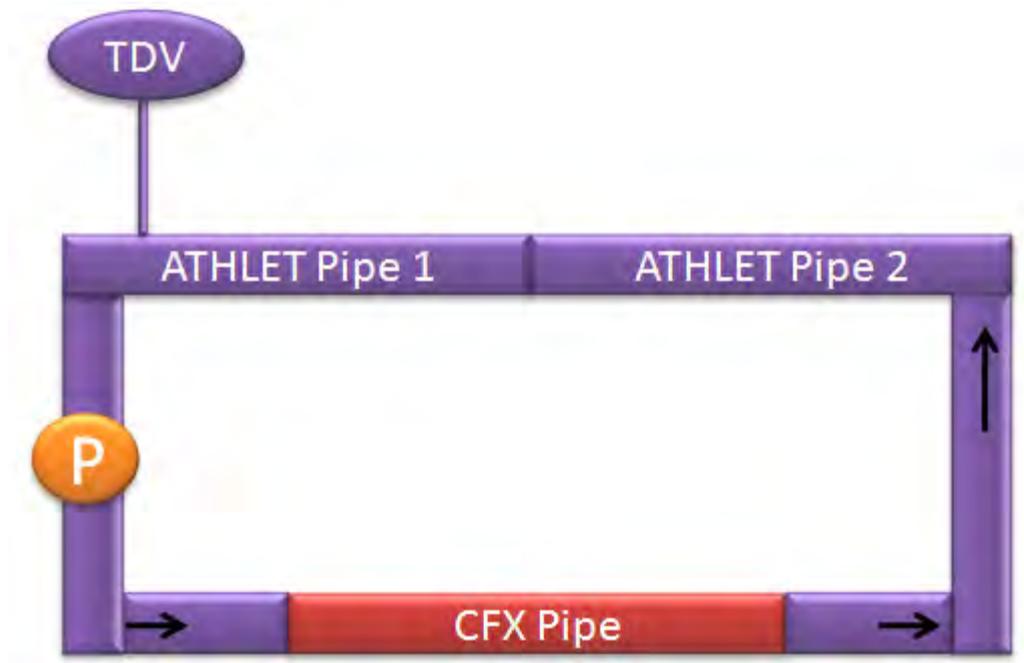
**Implizite Kopplung.** Eine echte implizite Kopplung ist nur für Rechenprogramme mit ähnlicher impliziter Numerik realisierbar. Die gegenseitigen Abhängigkeiten zwischen den jeweils eigenen Variablen und den Kopplungsvariablen müssen beiden Programmen bekannt sein, z. B. durch die Berechnung einer Kopplungs-Jacobi-Matrix.

Für die Kopplung von ATHLET mit ANSYS CFX wurden die explizite und die semi-implizite Kopplung realisiert. Der Aufwand für die Entwicklung und die Implementierung des semi-impliziten Kopplungsschemas war deutlich größer, da in diesem Fall die Zeitsynchronisation komplexer ist, als bei expliziter Kopplung. ATHLET wurde so erweitert, dass die Wiederholung eines oder mehrerer Zeitschritte möglich ist, wobei besonderes Augenmerk auf die Steuerung der Neuberechnung der Jacobi-Matrix gerichtet werden musste. Konsistente, reproduzierbare Jacobi-Matrix-Berechnungen sind Voraussetzung für Lösungskonvergenz und numerische Stabilität. Ein Nachteil des semi-impliziten Kopplungsschemas ist der im Vergleich zur expliziten Kopplung höhere Rechenzeitbedarf pro Zeitschritt. Grund dafür ist die größere Anzahl der ANSYS CFX – Iterationen innerhalb eines Zeitschritts, die in bestimmten Fällen benötigt wird. Dennoch benötigen Rechenläufe mit adaptiver Zeitschrittsteuerung wegen der dann im Mittel größeren Zeitschrittweiten weniger Rechenzeit. Vor allem sind diese Simulationen stabiler als die expliziten Rechenläufe.

### Gekoppelte 1-D–3-D Simulationen und Validierung anhand eines realen Versuchs

**Erste Prüfung der Kopplung mit vereinfachten Testfällen.** Die ersten Simulationen mit ATHLET – ANSYS CFX basierten auf Konfigurationen mit einer Kopplungsstelle (Kopplungsoption 1). Der berechnete Druckabfall über den Strömungskanal wurde sowohl mit ATHLET als auch mit eigenständigen ANSYS CFX Rechnungen verglichen, wobei diese eine gute Übereinstimmung zeigten.

Anschließend wurde das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET – ANSYS CFX in weiteren Simulationen mit zwei Kopplungsstellen getestet. Alle



### TESTBEISPIEL

#### Bild 3

Aufbau eines geschlossenen Kreises zur Simulation von Strömungsumkehr

Simulationen lieferten stabile Druckverläufe und plausible Ergebnisse.

**Komplexerer Testfall: Simulation geschlossener Kreisläufe.** Die Simulation eines geschlossenen Kreislaufs ist eine deutlich größere Herausforderung für gekoppelte 1D-3D TH-Rechenprogramme. Als komplexerer Testfall wurde folgender Aufbau gewählt, der in Bild 3 »TESTBEISPIEL« dargestellt ist: Zwei 20,0 m lange, mit ATHLET simulierte Rohrleitungen (Pipe 1 und 2) und ein 5,0 m langes, durch ANSYS CFX simuliertes Rohr, wurden zu einem geschlossenen Kreis verbunden. Zusätzlich wurde eine vereinfachte Druckregelung mit Hilfe einer dritten »ATHLET-Rohrleitung« realisiert, die eine Druck-Temperatur-Randbedingung (TDV) mit 9.8 MPa und 200 °C an

den Kreislauf anschließt. In Pipe 1 befindet sich eine Pumpe, deren Leistung während der Rechnung variiert wurde. Auf diese Weise wurden dem Kreislauf Massenströme in unterschiedlicher Richtung aufgeprägt.

Mit diesen Tests sollte nachgewiesen werden, dass ATHLET – ANSYS CFX in der Lage ist, Strömungsumkehr zu simulieren. Um die erzielten Ergebnisse besser vergleichen zu können, wurde der beschriebene Testfall zusätzlich noch einmal nur mit ATHLET gerechnet. Das Systemprogramm liefert sehr zuverlässige Ergebnisse, da in diesem konkreten Fall 3D-Strömungseffekte nicht dominant sind. Der Ergebnisvergleich der mit ATHLET und ATHLET – ANSYS CFX durchgeführten Rechnungen zeigte eine sehr gute Über-

einstimmung (Bilder 4 und 5 »ERGEBNISVERGLEICH: ATHLET UND ATHLET - ANSYS CFX«).

**Nächster Schritt: Validierung durch Nachrechnung realer Versuche.** Nach der erfolgreichen Berechnung der in den vorherigen Abschnitten vorgestellten theoretischen Testfälle soll das gekoppelte Rechenprogramm ATHLET – ANSYS CFX in einem nächsten Schritt anhand von Nachrechnungen realer Experimente validiert werden. Gegenwärtig befasst sich die GRS mit der Nachrechnung von Versuch 1.1 des ROSA V Experimentalprogramms der OECD/NEA (Nuclear Energy Agency der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung). Das ROSA Experiment wurde im Jahr 2006 in der japanischen Large Scale Test Facility (LSTF) durchgeführt.

In dem Experiment wird die sogenannte Thermoschock-Problematik unter Naturumlaufbedingungen untersucht. Das in den mit 280 °C heißem Wasser gefüllten kalten Strang eingespeiste 35 °C kalte Notkühlwasser vermischt sich dort nicht vollständig und kann am Boden der Leitung in den Ringraum des Reaktordruckbehälters (RDB) strömen. Abhängig von der dort noch vorherrschenden Temperatur kann es an der Wand des RDB zur Rissbildung kommen. Da die dreidimensionalen Vermischungsvorgänge im kalten Strang von großer Bedeutung sind, müssen diese mit Hilfe von 3D CFD-Rechenprogrammen detailliert simuliert werden.

**Modellierung des ROSA V-Versuchs 1.1 mit ATHLET und ANSYS CFX.** Dieses Experiment ist eine Herausforderung für jedes thermohydraulische Programm und noch mehr für gekoppelte Rechenprogramme, weil die starken Auftriebs- und Vermischungseffekte unter Naturumlaufbedingungen realistisch dargestellt werden müssen.

### ERGEBNISVERGLEICH BILD 4 UND 5

Bild 4  
Berechnete Massenströme in Pipe 1

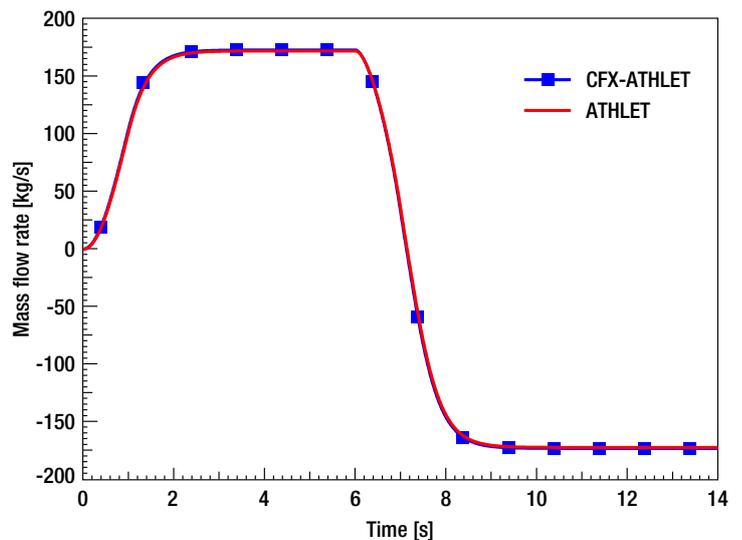
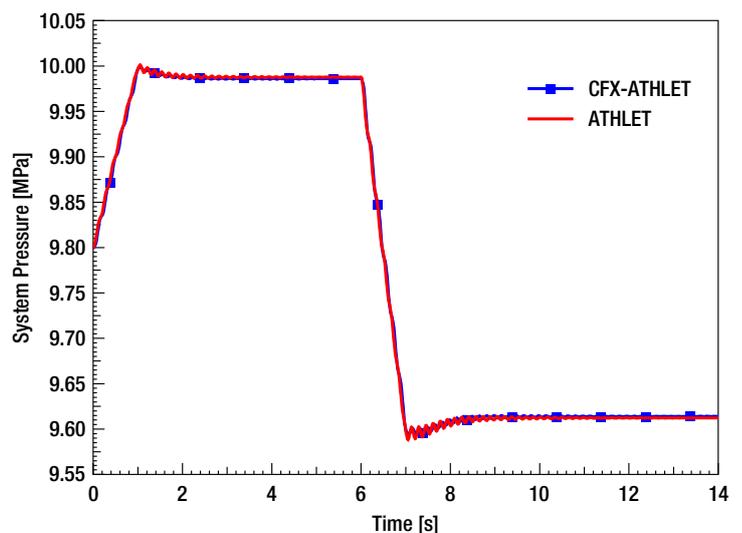


Bild 5  
Berechnete Drücke am Ende von Pipe 1

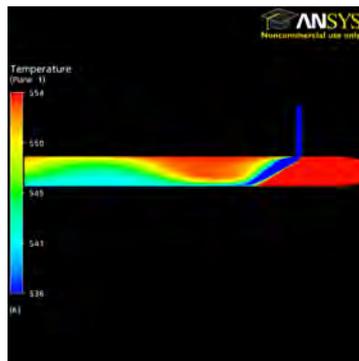


Der etwa 4 m lange Teil des kalten Strangs A zwischen der Hauptkühlmittelpumpe und dem RDB-Ringraum sowie der daran anschließende Einspeisestutzen wurden mit ANSYS CFX modelliert. Der Rest der Anlage wurde im für Systemanalysen üblichen Detaillierungsgrad mit ATHLET nachgebildet. Auf diese Weise wurde der Teil des Primärkreises, in dem relevante 3-D-Effekte auftreten, mit ANSYS CFX berechnet, während ATHLET eine schnelle Simulation der restlichen Versuchsanlage lieferte.

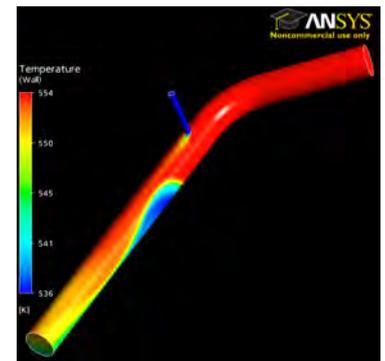
**Erste Ergebnisse der Nachrechnungen.** Die Bilder 6 bis 11 »NACHRECHNUNG DES ROSA V - VERSUCHS« präsentieren erste Ergebnisse der gekoppelten Rechnung. Die Bilder 6 und 7 zeigen die berechneten Temperaturverteilungen an der Wand des kalten Strangs bzw. in einem vertikalen Längsschnitt durch die Mitte des kalten Strangs während der Phase der Notkühleinspeisung. Die Bilder 8 und 11 stellen lokale Temperaturverteilungen in Schnitten senkrecht zur Strömungsrichtung 0,45, 0,9, 1,35 und 1,8 m stromabwärts vom Einspeisestutzen mit Blick in Richtung Hauptkühlmittelpumpe dar. Das vertikal eingespeiste Notkühlwasser trifft auf den Boden des kalten Strangs (Bild 7) und schwappt auf beiden Seiten der Rohrwand hoch (Bilder 8 und 9). Aufgrund der größeren Dichte verdrängt das kalte Wasser das warme Wasser nach oben und stratifiziert mit zunehmender Entfernung von der Einspeisestelle am Boden der Rohrleitung (Bilder 10 und 11). Etwa 0,3 m vor dem RDB-Eintritt kann eine geschichtete Strömung mit Temperaturunterschieden bis zu 12 K zwischen dem oberen und unteren Rohrbereich beobachtet werden (Bild 11).

### NACHRECHNUNG DES ROSA V - VERSUCHS

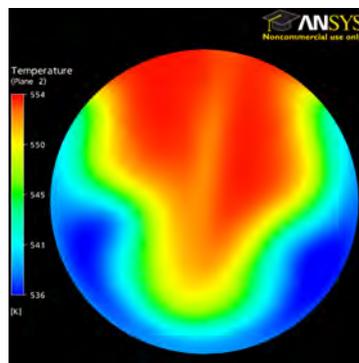
Ergebnisse: Temperaturverteilungen während der Phase der Notkühleinspeisung



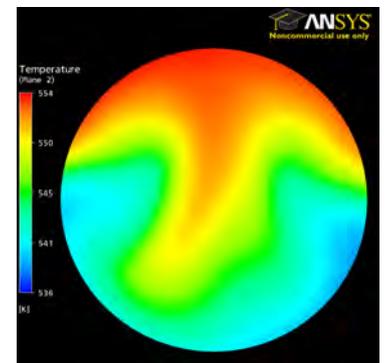
**Bild 6**  
Temperaturverteilung im kalten Strang A



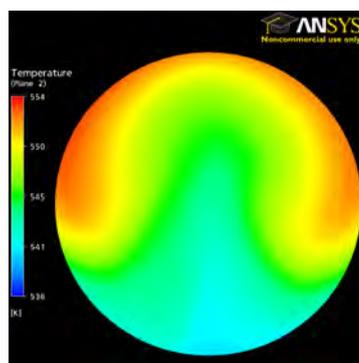
**Bild 7**  
Temperatur im vertikalen Längsschnitt des kalten Strangs A



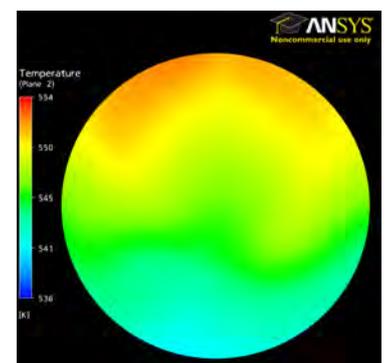
**Bild 8**  
Temperatur 0,45 m stromab vom Einspeisestutzen



**Bild 9**  
Temperatur 0,90 m stromab vom Einspeisestutzen



**Bild 10**  
Temperatur 1,35 m stromab vom Einspeisestutzen



**Bild 11**  
Temperatur 1,80 m stromab vom Einspeisestutzen

Bild 12 stellt die Modellierung des LSTF-Kreislaufs A und des RDBs mit Hilfe von ATHLET-ANSYS CFX dar. Darüber hinaus werden in Bild 13 die Temperaturen im ATHLET-Domain stromabwärts des ANSYS CFX-Simulationsgebietes, unmittelbar vor dem Ringraumeintritt gezeigt. Verglichen werden Ergebnisse der gekoppelten Simulation mit denen einer eigenständigen ATHLET stand-alone Rechnung. Die insgesamt gute Übereinstimmung zeigt, dass das gekoppelte System den Übergang von räumlich hochauflösender Diskretisierung zur eindimensionalen Darstellung bewerkstelligen kann. Der Vergleich mit einer gemittelten Temperatur aus 21 Thermoelementen, die etwa 0,4 m vor dem Ringraumeintritt über den Rohrquerschnitt verteilt sind, zeigt, dass mit dem gekoppelten Programm wegen der deutlich geringeren numerischen Diffusion in ANSYS CFX der zeitliche Temperaturverlauf besser wiedergegeben wird, als mit ATHLET.

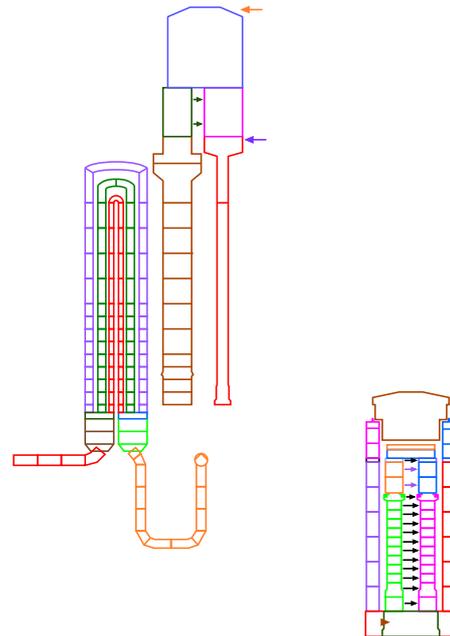
### Zusammenfassung und Ausblick

Die GRS entwickelt gegenwärtig Verfahren zur Kopplung ihres TH-Systemprogramms ATHLET mit dem 3D-CFD-Programm ANSYS CFX. Mehrere Tests mit offenen thermohydraulischen Systemen sowie mit geschlossenen Kreisläufen haben gezeigt, dass das neue Programmsystem ATHLET-ANSYS CFX in der Lage ist, das thermohydraulische Verhalten von Konfigurationen mit zwei Kopplungsstellen korrekt zu berechnen. Die Nachrechnung eines Integralexperiments mit Notkühlinspeisung hat darüber hinaus gezeigt, dass das gekoppelte Programm auch reale Experimentalanlagen adäquat simulieren kann.

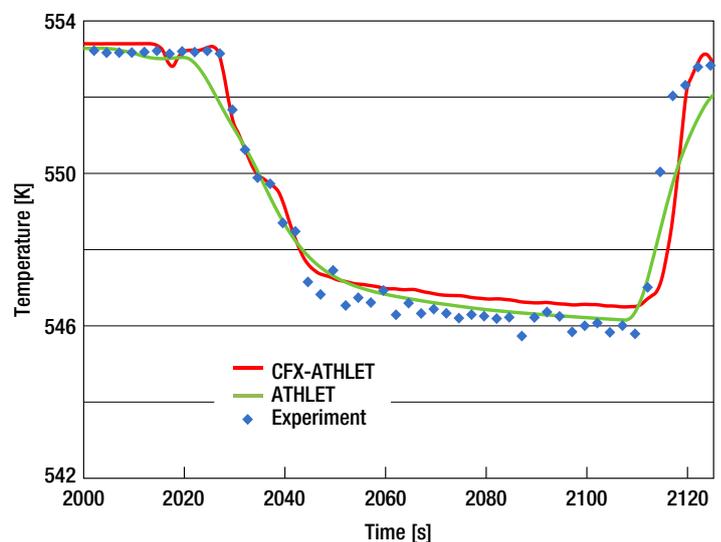
In zukünftigen Arbeiten werden die Kreisläufe mit größeren 3D-Komponenten des Primärkreises, wie z. B. dem RDB-Ringraum oder dem kompletten RDB, gekoppelt. Parallel dazu werden die Kopplungstechniken weiter optimiert und für zweiphasige Strömung ertüchtigt.

### EXPERIMENT UND NACHRECHNUNG: BILD 12 UND BILD 13

**Bild 12**  
Modellierung des ROSA V Versuchs 1.1 Darstellung des LSTF-Kreislaufs A und des RDBs mithilfe von ATHLET-ANSYS CFX (Ausschnitt)



**Bild 13**  
Verlauf der experimentellen und berechneten Fluidtemperaturen im ersten ATHLET-Kontrollvolumen nach dem CFD-Bereich und vor dem Ringraumeintritt



### 3.3

## Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten



Dr. Armin Seubert

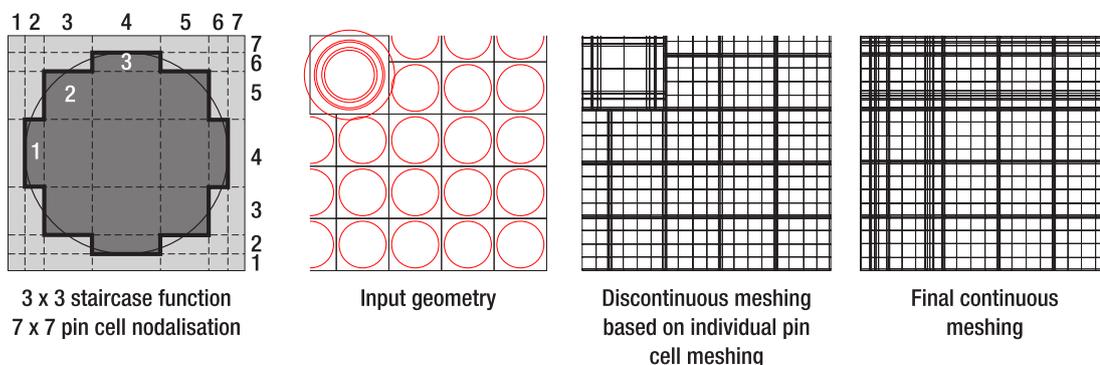
➔ Im Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks kommt der nuklearen Auslegung des Reaktorkerns eine Schlüsselrolle zu. Sie gewährleistet, dass die im Kern befindlichen Brennstäbe sowohl im Normalbetrieb, aber auch unter Transienten- und Störfallbedingungen die thermomechanischen Belastungen abtragen können und intakt bleiben. Kernauslegung und, untrennbar damit verbunden, Störfallanalysen von Leichtwasserreaktoren werden heutzutage mit modernen Simulationscodes durchgeführt. Sie analysieren eng gekoppelt Neutronenphysik, Thermohydraulik, Brennstabverhalten und Anlagendynamik sowie deren komplexe Wechselwirkung. Der Neutronenphysik kommt dabei die Rolle zu, die nukleare Leistungsverteilung im Kern möglichst akkurat zu beschreiben. Die derzeitigen Rechenverfahren werden diesen Anforderungen allerdings nur bedingt gerecht, weshalb man die verbleibenden Unsicherheiten konservativ durch sogenannte Sicherheitsmargen bei der Auslegung berücksichtigt. Die Festlegung solcher Margen wird jedoch immer schwieriger. Die in der Praxis eingesetzten Verfahren werden daher überprüft und die Auslegungs- und Störfallanalysemethoden weiterentwickelt. Idealerweise sind solche Rechenmethoden auch zur Analyse und Bewertung der Sicherheit fortgeschrittener und innovativer Reaktorkonzepte, d. h. für Reaktoren der dritten und vierten Generation geeignet. Mit dem Reaktorphysikcode TORT-TD stellt die GRS ein solches hochgenaues Werkzeug zur Verfügung. Im Gegensatz zu den »traditionellen« (Neutronendifusions-) Rechenverfahren können Transienten und Störfälle für Leichtwasserreaktoren und innovative Reaktorkonzepte durch direkte Lösung der Neutronentransportgleichung simuliert werden.

#### Der zeitabhängige 3D-Neutronentransportcode TORT-TD

**Eigenschaften von TORT-TD.** Der zeitabhängige Neutronentransportcode TORT-TD wird in der GRS entwickelt. Dieses Rechenprogramm löst die zeitabhängige und stationäre Boltzmann-Transportgleichung in drei Raumdimensionen und mehreren Energiegruppen auf Basis der Diskrete-Ordinaten-Darstellung sowohl in Cartesischen als auch in Zylinderkoordinaten ab. Das implementierte vollimplizite Zeitintegrationsverfahren gewährleistet unbedingte numerische Stabilität bei transienten Rechnungen. Obwohl hierdurch im Vergleich zu expliziten Verfahren der Rechenaufwand größer ist, erlaubt das implizite Verfahren größere Zeitschrittweiten, die in erster Linie durch den Zeitdiskretisierungsfehler und das Konvergenzverhalten limitiert sind. Rechenzeiteinsparungen können erreicht werden durch Extrapolation der Neutronen-Winkelflüsse bezüglich der Zeit, indem Informationen der räumlich und energetisch aufgelösten inversen Reaktorperiode ausgenutzt werden. Anisotrope Neutronenstreuung wird in TORT-TD durch Entwicklung der Streuwirkungsquerschnitte nach Legendre-Polynomen dargestellt.

Die Dynamik der verzögerten Neutronen kann durch eine frei wählbare Anzahl von Mutterkerngruppen behandelt werden. Die Parameter prompter und verzögerter Neutronen wie Spaltspektren, Neutronengeschwindigkeiten, Anteile verzögerter Neutronen oder Mutterkernzerfallskonstanten können wahlweise als kernweit globale oder lokale Größen behandelt werden.

**Räumliche Diskretisierung und Homogenisierung.** Die direkte Lösung der Transportgleichung in TORT-TD erlaubt Simulationen mit prinzipiell hoher Genauigkeit und feiner räumlicher Auflösung, etwa auf Stabzellenniveau bei Leichtwasserreaktoren (LWR). **Bild 1 »DISKRETISIERUNG IN TORT-TD«** zeigt, wie die räumliche Diskretisierung erfolgen kann. Die als Eingangsgröße erforderlichen makroskopischen Weniggruppen-Wirkungsquerschnitte werden in einer vorausgehenden Spektralrechnung problemspezifisch bestimmt. Die räumliche Homogenisierung kann dabei über einzelne Stabzellen oder getrennt nach (Brenn-) Stab und umgebendem Moderator erfolgen. Zur Berücksichtigung thermohydraulischer Rückwirkungen kann in TORT-TD für jede vorkommende Materialmischung eine nach Brennstofftempera-



#### DISKRETISIERUNG IN TORT-TD

**Bild 1**  
Räumliche Diskretisierung in TORT-TD für Cartesische Geometrien, v. l. n. r.: Stabzelle, Stabzellgitter, Zwischen- und Endstadium des Maschennetzes.

tur, Moderatorichte und Borkonzentration parametrisierte Wirkungsquerschnittsbibliothek in einem NEMTAB-ähnlichen Format verarbeitet werden. Gemäß dem an jedem Raumpunkt momentan vorherrschenden thermohydraulischen Zustand ermittelt TORT-TD die entsprechenden Wirkungsquerschnitte durch Interpolation zwischen gegebenen Stützstellen mittels kubischer Spline-Polynome.

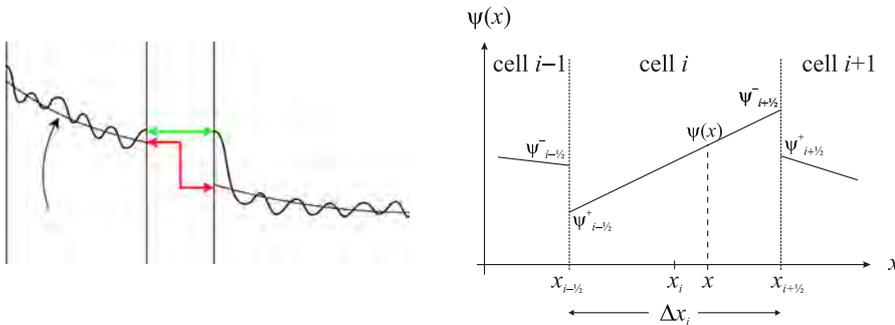
**Kopplung von TORT-TD mit anderen Codes.** Thermohydraulische Rückwirkungen werden durch Kopplung von TORT-TD mit dem Systemcode ATHLET der GRS sowie neuerdings dem Unterkanalcode COBRA-TF behandelt. Die Kopplungen erfolgen dabei jeweils nach dem sog. internen Verfahren, bei dem ATHLET bzw. COBRA-TF die Fluidodynamik und Wärmetransportprozesse im Reaktorkern und der gesamten Anlage berechnet und TORT-TD die Neutronenkinetik simuliert. Der Datenaustausch zwischen den gekoppten Codes erfolgt durch direkte Speicherzugriffe über die ATHLET-Schnittstelle, die auch für die Kopplung mit COBRA-TF adaptiert wurde.

TORT-TD wurde in jüngerer Zeit in mehrfacher Hinsicht weiterentwickelt und angewendet. Dazu zählen die in Abschnitt 2 beschriebene Implementierung der verallgemeinerten Äquivalenztheorie (Generalized Equivalence Theory, GET) und die Erweiterung zur Behandlung zeitabhängiger externer Neutronenquellen. Abschnitt 3 zeigt für eine radial asymmetrische Bortransiente in einem Modell eines Westinghouse-Druckwasserreaktors (DWR) Ergebnisse und Vergleiche mit Grobgitter-Diffusionsrechnungen. In Abschnitt 4 wird die Anwendung von TORT-TD auf ein unterkritisches System gezeigt, welches von einer externen gepulsten Neutronenquelle getrieben wird.

#### Verallgemeinerte Äquivalenztheorie in TORT-TD

**Ziel: Behandlung von Homogenisierungsfehlern.** Zur Behandlung von Homogenisierungsfehlern wurde in TORT-TD kürzlich die verallgemeinerte Äquivalenztheorie (Generalized Equivalence Theory, GET) in Form von Stabzell-Diskontinuitätsfaktoren für Cartesische Geometrie implementiert. Dadurch gelingt es, auch sehr heterogene LWR-Kernbeladungen mit hohem MOX-Anteil und eingefahrenen Steuerstäben mit guter Genauigkeit zu berechnen, wie Vergleiche mit Monte-Carlo-Rechnungen belegen.

Generell erfordert der korrekte Homogenisierungsprozess die genaue Kenntnis der nicht homogenisierten (heterogenen) Neutronenflussverteilung im gesamten Reaktorkern. Da diese jedoch die gesuchte Größe ist, erfolgt die Spektralrechnung für ein Brennelement unter Annahme reflektierender Randbedingungen, d. h. für ein Brennelement im periodisch fortgesetzten unendlichen Gitter. Dies bedeutet aber auch, dass die lokale Umgebung des Brennelements, d. h. die Nachbarbrennelemente und somit die Randbedingungen, nicht derjenigen im Reaktorkern entspricht. Zur Kompensation der dadurch bewirkten Homogenisierungsfehler wird bei nodalen Diffusionscodes üblicherweise die GET-Methode in Form von Brennelement-Diskontinuitätsfaktoren (Assembly Discontinuity Factors, ADF) eingesetzt. Für Anwendung auf die Transportgleichung in Form von Stabzell-Diskontinuitätsfaktoren (Pin cell Discontinuity Factors, PDF) besteht hingegen noch relativ wenig Erfahrung.



#### NEUTRONENFLUSS

Bild 2

Links: Stetigkeit (grün) und Unstetigkeit (rot) des heterogenen bzw. homogenisierten Neutronenflusses zwischen benachbarten Rechenzellen. Rechts: Linearer, an den Zellgrenzen unstetiger Flussverlauf (eindimensionales Modell).

**Stetigkeit und Unstetigkeit des heterogenen bzw. homogenisierten Neutronenflusses zwischen benachbarten Rechenzellen.** Grundlegend für GET ist die Feststellung, dass der heterogene Neutronenfluss an der Grenze benachbarter Homogenisierungsvolumina stetig ist, der homogenisierte Fluss hingegen unstetig sein kann. Dieser Sachverhalt ist in Bild 2 »NEUTRONENFLUSS« links schematisch dargestellt. Die Implementierung von GET in TORT-TD auf der Ebene einzelner Stabzellen setzt diese Bedingungen um, indem – wie in Bild 2 rechts zu sehen – der homogenisierte Neutronen-Winkelstrom innerhalb einer Stabzelle als linear und an den Zellgrenzen als nicht notwendigerweise stetig angenommen wird:

$$\psi(x) = \frac{1}{\Delta x_i} \left[ (x_{i+1/2} - x) \psi_{i-1/2}^+ + (x - x_{i-1/2}) \psi_{i+1/2}^- \right]$$

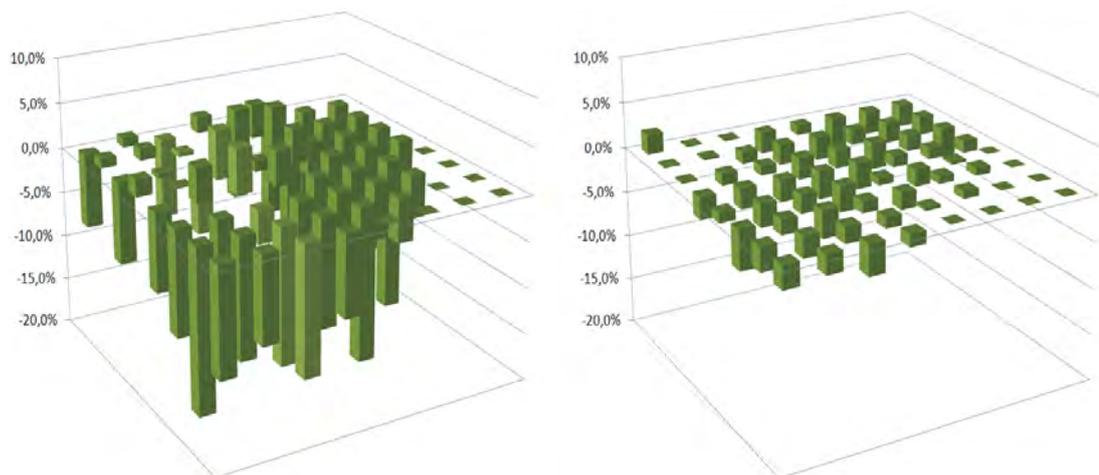
Die Unstetigkeit an den Grenzen zu den Nachbarzellen wird durch die Stabzell-Diskontinuitätsfaktoren ausgedrückt: Anstelle der Stetigkeitsbedingung  $\psi_{i-1/2}^- = \psi_{i-1/2}^+$  gilt fortan  $f_{i-1}^+ \psi_{i-1/2}^- = f_i^- \psi_{i-1/2}^+$ , wobei  $f_{i-1}^+$  der PDF am rechten Rand (Ostseite) der Zelle  $i - 1$  und  $f_i^-$  der PDF am linken Rand (Westseite) der Zelle  $i$  ist.  $f_{i-1}^+ = f_i^- = 1$  bedeutet Stetigkeit. Die PDFs werden im Rahmen der Spektralrechnung in Anlehnung an das Verfahren zur Berechnung von ADFs bestimmt. Die Implementierung von GET in TORT-TD erfordert Änderungen an den Flux-Sweeping-Gleichungen und den Diamond-Differencing- bzw. Weighted-Differencing-Beziehungen.

**Anwendungsbeispiel.** Als Anwendungsbeispiel ist hier der anspruchsvollere Zustand des OECD/NEA und U.S. NRC DWR-UO<sub>2</sub>/MOX-Kerntransienten-Benchmarks mit eingefahrenen Steuerstäben gezeigt. Hierfür wurden mit dem Spektralcode HELIOS stabzellweise homogenisierte Wirkungsquerschnitte und zugehörige PDFs in acht Energiegruppen bestimmt. Wie Bild 3 »TORT-TD-LEISTUNGSVERTEILUNG« links zeigt, weist die TORT-TD-Lösung erhebliche Abweichungen in Bezug auf eine Monte-Carlo-Punktdaten-Referenzrechnung auf, wenn in TORT-TD keine PDFs verwendet werden, d. h.  $f_{i-1}^+ = f_i^- = 1$  gilt. Die Fehler werden dagegen signifikant reduziert, wenn die PDFs in die TORT-TD-Rechnung mit einfließen (Bild 3 »TORT-TD-LEISTUNGSVERTEILUNG« rechts). Dies gilt auch für die stabzellweise Leistungsverteilung innerhalb einzelner Brennelemente, wie Bild 4 »TORT-TD-LEISTUNGSVERTEILUNG« zu entnehmen ist.

#### Radial asymmetrische Bortransiente in einem DWR

Für die Transienten- und Störfallanalyse werden bis heute schnell rechnende nodale Kernsimulatoren auf der Basis der Diffusionsapproximation unter Beschränkung auf meist nur zwei Energiegruppen und brennelementweise homogenisierte Wirkungsquerschnitte eingesetzt. Anhand einer hypothetischen, radial asymmetrischen Bortransiente in einem DWR-Modell soll untersucht werden, wie groß der Einfluss der Zwei-Gruppen-

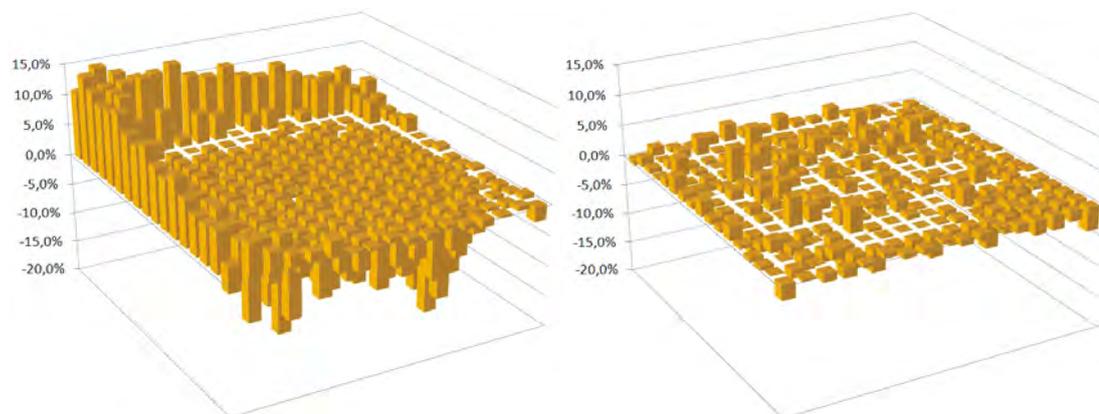
### 3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten



#### TORT-TD-LEISTUNGSVERTEILUNG

Bild 3

Prozentuale Abweichungen der brennelementweisen TORT-TD-Leistungsverteilung bzgl. Monte-Carlo-Referenzrechnung. Links ohne PDFs, rechts mit PDFs.



#### TORT-TD-LEISTUNGSVERTEILUNG

Bild 4

Prozentuale Abweichungen der stabzellweisen TORT-TD-Leistungsverteilung im Brennelement E5 bzgl. Monte-Carlo-Referenzrechnung. Links ohne PDFs, rechts mit PDFs.

Diffusionsapproximation im Vergleich zu einer Weniggruppen-Transportrechnung ist. Dazu wurden Rechnungen mit den gekoppelten Codesystemen QUABOX-CUBBOX/ATHLET und TORT-TD/ATHLET miteinander verglichen.

**Eigenschaften des untersuchten DWR-Modells und der unterstellten Transienten.** Das untersuchte DWR-Modell besitzt Viertelkern-Symme-

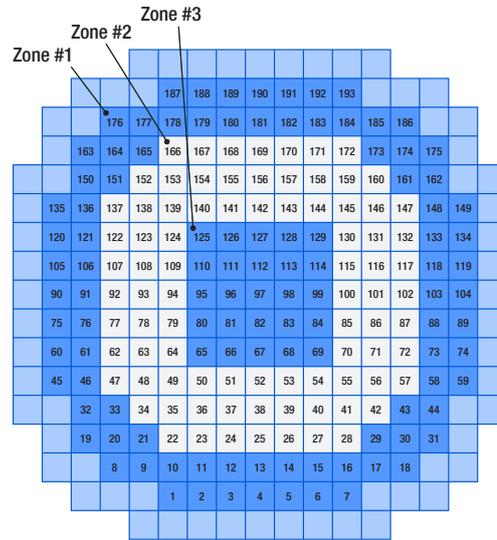
trie und ist in **Bild 5** »KERN-BRENNELEMENTBELADUNG« links dargestellt. Es basiert auf dem DWR-UO<sub>2</sub>/MOX-Kerntransienten-Benchmark mit ausgefahrenen Steuerstäben und einer Borkonzentration von 1070 ppm im stationären Zustand. Das Bild rechts zeigt die Unterteilung der Kernbeladung in drei verschiedene radiale Zonen. Zwei Transienten werden untersucht, die durch lineare Absenkung der Borkonzentration am Kerneintritt in

### 3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten

	1	2	3	4	5	6	7	8	
A	U 4.2% (CR-D) 35.0	U 4.2%	U 4.2% (CR-A) 22.5	U 4.5%	U 4.5% (CR-SD) 37.5	M 4.3%	U 4.5% (CR-C) 0.15	U 4.2%	
B	U 4.2%	U 4.2%	U 4.5%	M 4.0%	U 4.2%	U 4.2% (CR-SB) 32.5	M 4.0%	U 4.5%	
C	U 4.2% (CR-A) 22.5	U 4.5%	U 4.2% (CR-C) 22.5	U 4.2%	U 4.2%	M 4.3%	U 4.5% (CR-B) 0.15	M 4.3%	
D	U 4.5%	M 4.0%	U 4.2%	M 4.0%	U 4.2%	U 4.5% (CR-SC) 20.0	M 4.3%	U 4.5%	
E	U 4.5% (CR-SD) 37.5	U 4.2%	U 4.2%	U 4.2%	U 4.2% (CR-D) 37.5	U 4.5%	U 4.2% (CR-SA) 17.5		
F	M 4.3%	U 4.2% (CR-SB) 32.5	M 4.3%	U 4.5% (CR-SC) 20.0	U 4.5%	M 4.3%	U 4.5%		
G	U 4.5% (CR-C) 0.15	M 4.0%	U 4.5% (CR-B) 0.15	M 4.3%	U 4.2% (CR-SA) 17.5	U 4.5%			
H	U 4.2%	U 4.5%	M 4.3%	U 4.5%					

Baffle  
(Fe-Cr-Ni-Mn)

Moderator



#### KERN-BRENNELEMENTBELADUNG

Bild 5

Links: Kern-Brennelementbeladung des Westinghouse-DWR-Modells. Rechts: Definition der drei radialen Zonen.

einzelnen radialen Zonen innerhalb von einer Sekunde initiiert werden. Im ersten Fall erfolgt eine Borkonzentrationsänderung von 1070 ppm auf 1030 ppm nur in Zone 1, im zweiten Fall zusätzlich in Zone 2 von 1070 ppm auf 1050 ppm.

In QUABOX-CUBBOX/ATHLET wird das Gesamtsystem thermohydraulisch von ATHLET durch einen Kanal (Thermo Hydraulic Channel, THC) je Brennelement und neutronenkinetisch vom Zwei-Gruppen-Grobgitter-Diffusionscode QUABOX-CUBBOX durch eine Masche je Brennelement in radialer Richtung dargestellt. Die Reflektorelemente werden durch einen weiteren, gemeinsamen THC abgebildet. Es wurden die im Rahmen des Benchmarks bereitgestellten, brennelementweise homogenisierten, Wirkungsquerschnittsbibliotheken in zwei Energiegruppen verwendet.

Das Modell für TORT-TD/ATHLET nutzt die Viertelkern-Symmetrie, d. h. die Anzahl der THC

in ATHLET entspricht den 56 Brennelementen im Viertelkern zuzüglich eines weiteren THC für den Reflektor. Im Unterschied zu QUABOX-CUBBOX wird in TORT-TD jedes Brennelement explizit durch seine  $17 \times 17 = 289$  individuellen Stabzellen modelliert. TORT-TD liefert also eine *pin-by-pin*-Leistungsverteilung. Es wurden die in Abschnitt 2 erwähnten Wirkungsquerschnittsbibliotheken in acht Energiegruppen verwendet, hier jedoch ohne PDF.

**Vergleich der Ergebnisse.** Wie Bild 6 »BRENNELEMENT-LEISTUNGSVERTEILUNGEN« zu entnehmen ist, liegen für den stationären Ausgangszustand vor Beginn der Transiente die prozentualen Abweichungen der brennelementweisen radialen Leistungsverteilung zwischen QUABOX-CUBBOX/ATHLET und TORT-TD/ATHLET bei etwa  $\pm 3\%$ , was für den nodalen Kernsimulator QUABOX-CUBBOX als akzeptabel erachtet wird, insbesondere im Hinblick auf die unterschiedlichen

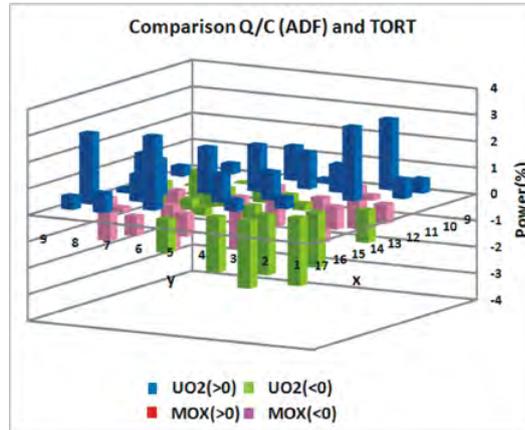
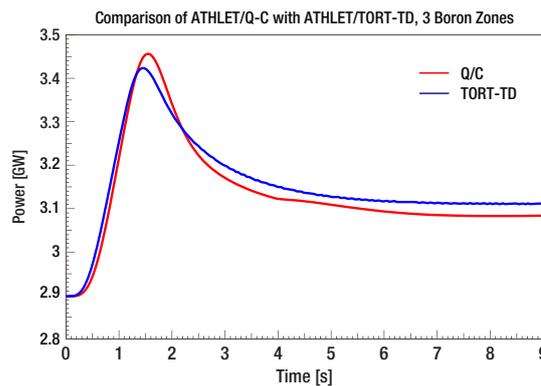
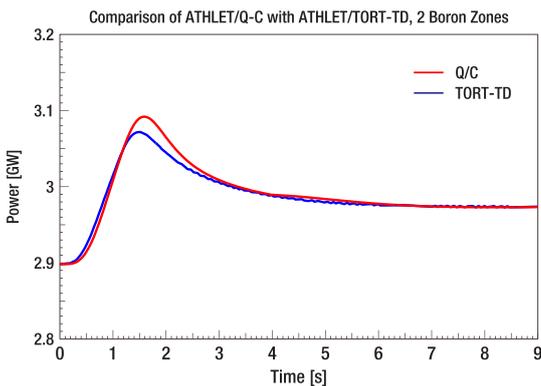
### 3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten

Rechenmethoden (Neutronendiffusion bzw. -transport). **Bild 7** »INTEGRALE LEISTUNGSVERLÄUFE« zeigt die integralen Leistungsverläufe während der beiden Transienten, wie sie von QUABOX-CUBBOX/ATHLET und TORT-TD/ATHLET ermittelt wurden. Die Leistungsmaxima werden von QUABOX-CUBBOX/ATHLET um etwa 1 % überschätzt und erscheinen ca. 0,2 sec später als bei TORT-TD/ATHLET. Jedoch stimmen die Leistungsgradienten gut überein. Ferner wurden lokale Größen verglichen. Dies ist in **Bild 8** »AXIALES LEISTUNGSPROFIL« für das axiale Leistungsprofil im Brennelement an Position 83 nahe der Kernmitte zum Zeitpunkt des Leistungsmaximums während der zweiten Transiente dargestellt. Wie zu erwarten, ergeben sich hier Unterschiede von etwa 8 %. Berücksichtigt man bei allen Vergleichen stets die unterschiedlichen Rechenmethodiken sowie Unterschiede in nuklearen Wirkungsquerschnitten und räumlichen Diskretisierungen, so zeigt sich, dass QUABOX-CUBBOX/ATHLET integrale und lokale Kernparameter mit zufriedenstellender Genauigkeit berechnen kann.

#### INTEGRALE LEISTUNGSVERLÄUFE

**Bild 7**

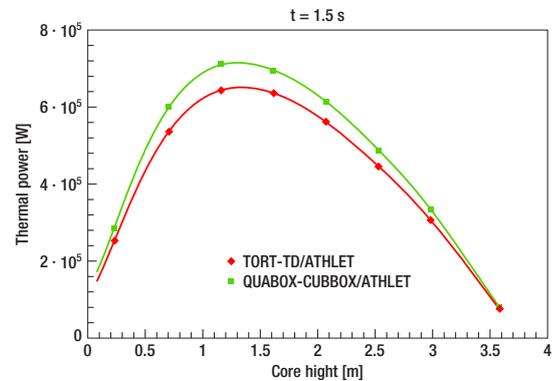
Integrale Leistungsverläufe während der Transienten für Fall 1 (links) und Fall 2 (rechts). Rot: QUABOX-CUBBOX/ATHLET, blau: TORT-TD/ATHLET.



#### BRENNELEMENT-LEISTUNGSVERTEILUNGEN

**Bild 6**

Prozentuale Abweichungen der Brennelement-Leistungsverteilungen zwischen QUABOX-CUBBOX/ATHLET und TORT-TD/ATHLET für den stationären Ausgangszustand.



#### AXIALES LEISTUNGSPROFIL

**Bild 8**

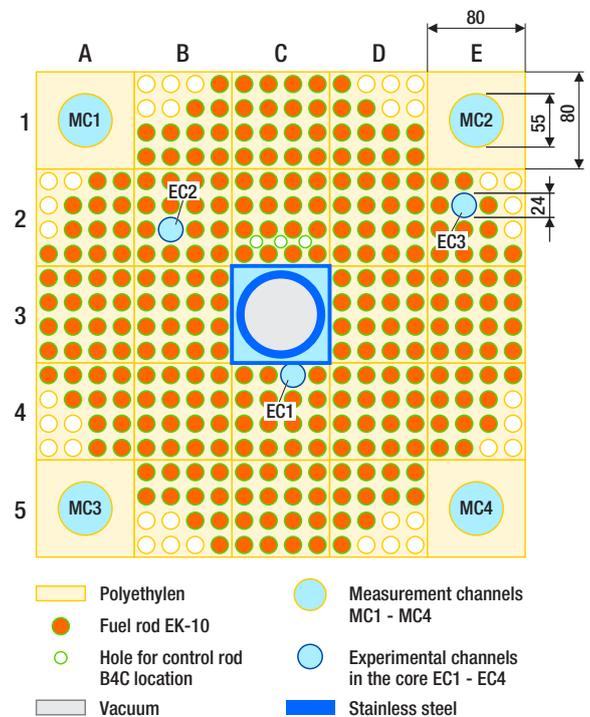
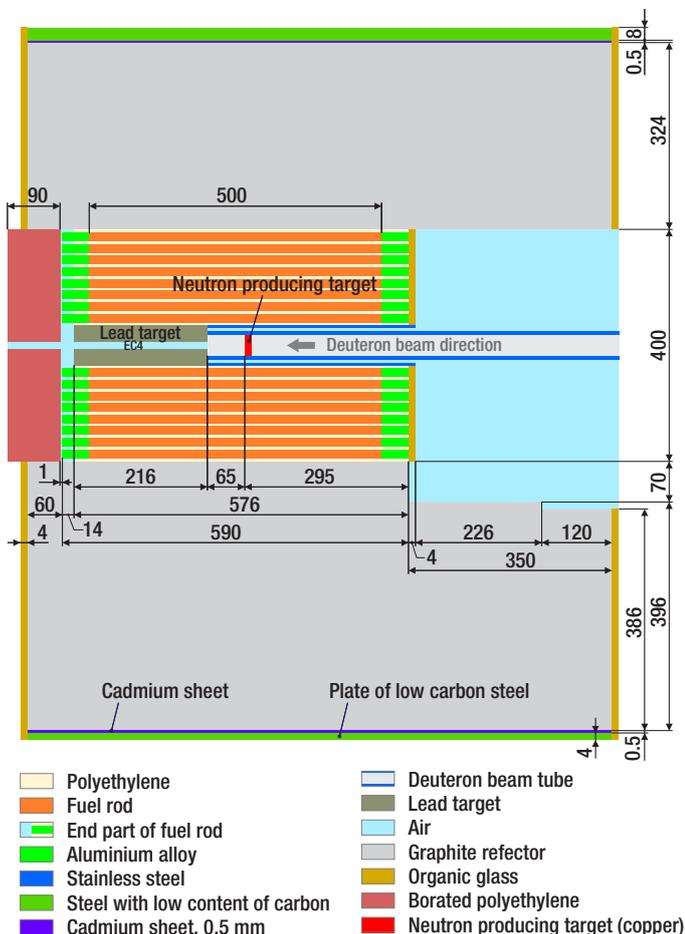
Axiales Leistungsprofil im Brennelement 83 zum Zeitpunkt des integralen Leistungsmaximums. Grün: QUABOX-CUBBOX/ATHLET, rot: TORT-TD/ATHLET.

### 3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten

#### Simulation einer gepulsten Neutronenquelle im unterkritischen System YALINA-Thermal

In thermischen Reaktoren besteht der Brennstoff auch bei höheren Anreicherungen zum überwiegenden Teil aus  $^{238}\text{U}$ . Der Neutroneneinfang durch  $^{238}\text{U}$  spielt daher eine wichtige Rolle. Hierdurch entstehende Isotope der Elemente Pu, Am und Cm besitzen lange Halbwertszeiten und werden von thermischen Reaktoren nicht weiter genutzt. Die Transmutation minorer Aktiniden und anderer langlebiger radioaktiver Spaltprodukte mittels beschleunigergetriebener Systeme (Accelerator Driven Systems, ADS) wird daher als ein möglicher Weg zur Reduzierung des radioaktiven Abfalls angesehen.

**Aufbau des unterkritischen Systems YALINA-Thermal.** Um die Physik der Transmutation und von ADS zu studieren, wurde eine Reihe kompakter unterkritischer Systeme entwickelt, darunter die Einrichtung YALINA-Thermal am Joint Institute of Power and Nuclear Research (JIPNR) im weißrussischen Sosny. YALINA-Thermal ist ein unterkritisches thermisches System, welches sowohl mit (d, t)- und (d, d)-Neutronenquellen als auch mit einer  $^{252}\text{Cf}$ -Quelle betrieben werden kann. Als Moderator dient Polyethylen, der Reflektor besteht aus Graphit. In Bild 9 »YALINA-THERMAL« ist links ein axialer Schnitt durch die Mitte des Gesamtsystems und rechts ein radialer Schnitt durch die aktive Zone zu sehen. Die Neutronenquelle ist jeweils in etwa im Zentrum der aktiven Zone lokalisiert.



#### YALINA-THERMAL

##### Bild 9

Links: Axialer Schnitt durch das unterkritische System YALINA-Thermal. Rechts: Radialer Schnitt durch die aktive Zone.

### 3.3 Fortgeschrittene Neutronentransportmethoden für die Analyse von Leichtwasserreaktoren und innovativen Reaktorkonzepten

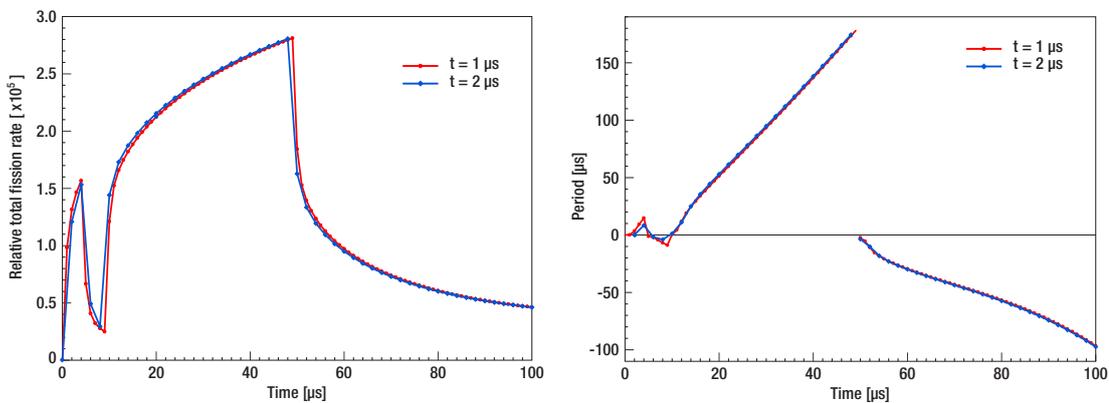
**Erweiterung von TORT-TD.** Zur Simulation des Raum-Zeit-Verhaltens von YALINA-Thermal bei gepulst betriebener Neutronenquelle wurde TORT-TD um die Berücksichtigung eines zeitabhängigen, anisotropen externen Neutronenquellterms  $q_g(\vec{r}, \bar{\Omega}, t)$  in der Transportgleichung erweitert.

$$\left[ \frac{1}{v_g} \frac{\partial}{\partial t} + \hat{\bar{\Omega}} \cdot \bar{\nabla} + \sigma_g^{tot}(\vec{r}) \right] \psi_g(\vec{r}, \bar{\Omega}, t) = q_g(\vec{r}, \bar{\Omega}, t) + \sum_{g' \neq g} \int_{4\pi} d\bar{\Omega}' \sigma_{gg'}(\vec{r}, \bar{\Omega}' \cdot \bar{\Omega}) \psi_{g'}(\vec{r}, \bar{\Omega}', t) + \sum_g (1 - \beta) \sum_g v \sigma_{fg}(\vec{r}) \phi_g(\vec{r}, t) + \sum_g \lambda_{c,g} \phi_g(\vec{r}, t)$$

Die Winkelabhängigkeit wird durch eine Entwicklung nach Legendre-Polynomen beschrieben. Das Zeitverhalten der Quellestärke wird TORT-TD nach Energiegruppen aufgelöst als Eingangsgröße vorgegeben.

**Vergleich der Ergebnisse.** Die Arbeiten zur unterkritischen Anordnung YALINA werden in enger Kooperation mit dem IRS des Forschungs-

zentrums Karlsruhe (FZK) durchgeführt. Am FZK liegen hinreichende Erfahrungen zur Generierung von Wirkungsquerschnitten mit dem Rechenprogramm KAPROS für solche Systeme vor. So wurden vom FZK die Wirkungsquerschnitte und ein Prototyp für eine gepulste Quelle bereitgestellt. In Anlehnung an die experimentellen Bedingungen von YALINA-Thermal besteht diese Quelle aus einer Folge zweier Rechteckimpulse mit 5  $\mu$ sec und 40  $\mu$ sec Dauer und einer Pause von 5  $\mu$ sec. Der von TORT-TD ermittelte Multiplikationsfaktor von  $k_{eff} = 0.96291$  stimmt gut mit dem von JIPNR veröffentlichten Wert von  $k_{eff} = 0.96080$  überein. Das von TORT-TD für zwei Zeitschrittweiten ( $Dt = 1 \mu$ sec und  $Dt = 2 \mu$ sec) berechnete Zeitverhalten als Antwort auf die beiden Quellpulse ist in **Bild 10** »ZEITVERLAUF« links zusammen mit der Reaktorperiode (rechts) wiedergegeben. Die Anstiege und Abfälle der integralen Spaltrate während bzw. nach Ende eines Pulses sind physikalisch plausibel und im Einklang mit Validierungsrechnungen.



#### ZEITVERLAUF

**Bild 10**  
Zeitverlauf der integralen Spaltrate (links) und der Reaktorperiode (rechts) für TORT-TD-Rechnungen mit zwei verschiedenen Zeitschritten.

#### Fazit und Ausblick

Der in der GRS entwickelte zeitabhängige Neutronentransportcode TORT-TD ermöglicht Transientenanalysen in feiner räumlicher Auflösung bei freier Wahl der Energiegruppen und Streuordnung. Thermohydraulische Rückwirkungen werden durch Kopplung von TORT-TD mit dem GRS-Systemcode ATHLET und – neuerdings – dem Unterkanalcode COBRA-TF berücksichtigt. Die in TORT-TD implementierte verallgemeinerte Äquivalenztheorie erweist sich als unabdingbar zur Reduktion von Homogenisierungsfehlern, wie das Beispiel eines stationären Zustands mit eingefahrenen Steuerstabelementen in einem Westinghouse-DWR-Modell zeigt. Die Simulation einer radial asymmetrischen Borverdünnungstransiente in einem Modell eines Druckwasserreaktors ermöglicht Vergleiche zwischen dem gekoppelten Grobgitter-Diffusionscodesystem QUABOX-CUBBOX/ATHLET

und dem gekoppelten Feinmaschen-Transportcodesystem TORT-TD/ATHLET. Durch Implementierung eines zeitabhängigen, anisotropen Quellterms ist TORT-TD in der Lage, das Zeitverhalten unterkritischer Systeme, die von externen Neutronenquellen betrieben werden, zu simulieren. Dies eröffnet TORT-TD den Einsatz für beschleunigergetriebene Systeme. Die Kopplung von TORT-TD mit dem Unterkanalcode COBRA-TF erlaubt auch auf thermohydraulischer Seite hochaufgelöste Transientenanalysen. Aktuelle Arbeiten betreffen die Anwendung von TORT-TD auf gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren. Dazu wird TORT-TD mit dem an der Universität Stuttgart entwickelten 3D-Thermohydraulikcode ATTICA3D gekoppelt. Erste Ergebnisse eines Prototyps des gekoppelten Codesystems TORT-TD/ATTICA3D für ein Modell des PBMR-400 sind vielversprechend.

## 4. Reaktorsicherheitsanalysen



Dr. Reinhard Stück

➔ Übergeordnetes Ziel der Reaktorsicherheitsanalysen ist es, das Sicherheitsniveau von Kernkraftwerken zu erhalten und entsprechend des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik möglichst weiter zu verbessern. Dies erfordert die kontinuierliche Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, die das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke maßgebend bestimmen. Fachliche Schwerpunkte sind dabei u. a. die Verfahrenstechnik, die Komponentenintegrität, die Elektro- und Leittechnik aber auch das Sicherheitsmanagement der Anlagen. Die Analysen dienen insbesondere der wissenschaftlichen Fachberatung von Aufsichts- und Genehmigungsbehörden und führen darüber hinaus auch zu einer ständigen Verbesserung des Kenntnisstandes der GRS-Experten.

### Themenschwerpunkte des Arbeitsfelds Reaktorsicherheitsanalysen

Anders als bei der in Kapitel 3 dargestellten Forschung zu Grundlagen der Reaktorsicherheit befasst sich die GRS im Arbeitsfeld Reaktorsicherheitsanalysen in erster Linie mit der Bewertung konkreter Anlagentechnik und mit Aufgabenstellungen, die Ereignisse im Betrieb der Anlagen zum Gegenstand haben. Die GRS wertet vor allem nationale und internationale Betriebserfahrungen aus. Hierbei ist sie in die internationale Zusammenarbeit eingebunden, die eine länderübergreifende Weitergabe von Erfahrungen sicherstellt, wie z. B. das Incident Reporting System (IRS) der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) und

der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD).

**Kombination aus Forschung, Anwendung und Bewertung.** Die GRS führt auch eigene Untersuchungen zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Verhalten von Anlagen und ihrer technischen Systeme bei aufgetretenen oder theoretisch angenommenen sicherheitsrelevanten Ereignissen durch. Für diese Untersuchungen stehen Analyseinstrumente – wie z. B. Analyse-simulatoren oder anerkannte ingenieurtechnische Methoden – zur Verfügung. Durch eine enge

Verflechtung von Reaktorsicherheitsforschung und Reaktorsicherheitsanalysen kommen bei den anwendungsbezogenen Analysen der GRS auch Methoden zur Anwendung, die aus eigenen Forschungstätigkeiten resultieren und zu einem weiterentwickelten Stand von Wissenschaft und Technik geführt haben. Die Analysen geben oftmals wiederum wichtige Hinweise auf notwendige Entwicklungen in der Forschung. Dieses Zusammenwirken von Forschung, Anwendung und Bewertung ist einer der wesentlichen Gründe für die besondere Kompetenz der GRS im Bereich der Reaktorsicherheit.

### **Reaktorsicherheitsanalysen als fachliche Grundlage für behördliche Aufsicht und Genehmigung**

Auftraggeber der Analysen sind in der Regel das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) oder die Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Bundesländer. Die Ergebnisse der Untersuchungen finden auf unterschiedliche Weise Verwendung. Insbesondere werden Weiterleitungsnachrichten, Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte erstellt, die den Aufsichtsbehörden als technisch-wissenschaftliche Entscheidungsgrundlage dienen.

**Unterstützung ausländischer Aufsichts- und Genehmigungsbehörden.** Auch in der internationalen Zusammenarbeit werden im Auftrag ausländischer Behörden vielfältige Aufgaben aus dem Gebiet der Reaktorsicherheitsanalysen bearbeitet. Beispiele hierfür sind die wissenschaftlich-technische Unterstützung der niederländischen Behörde Kernfysischer Dienst (KFD) vom Ministerie van Volkshuisvesting, Ruimtelijke Ordening en Milieubeheer (VROM) – dem Ministerium für Wohnungswesen, Raumordnung und Umweltschutz, z. B. durch die Entwicklung eines Analysesimulators für das Kernkraftwerk Borssele. Weiterhin

unterstützt die GRS die argentinische Aufsichtsbehörde Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) bei der sicherheitstechnischen Beurteilung der Anlage Atucha II. Für ARN wurden Arbeiten zur Überprüfung thermohydraulischer Analysen, zum reaktorphysikalischen Verhalten der Anlage sowie der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1 fortgeführt. Neu hinzu gekommen ist eine Untersuchung zur Demonstration der Anwendbarkeit des Bruchausschlusses für die Hauptkühlmitteilungen und die Volumenausgleichsleitung.

**European Clearinghouse.** Im Rahmen von Verträgen mit der EU werden gemeinsam mit dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) Beiträge zum »European Operating Experience Feedback System« (European Clearinghouse) erarbeitet. Diese dienen insbesondere dazu, gesammelte Betriebserfahrungen – z. B. aus Deutschland – auch für andere Länder nutzbar zu machen.

### **Weiterleitungsnachrichten**

Weiterleitungsnachrichten dienen der fachlichen Aufbereitung und Weitergabe von neuen Erkenntnissen aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung an alle am Aufsichtsverfahren beteiligten Institutionen und Organisationen (u. a. Aufsichtsbehörden, Sachverständigenorganisationen, Betreiber und herstellende Industrie). Sie beinhalten Aussagen zur Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf andere Anlagen, zur sicherheitstechnischen Bedeutung und Empfehlungen für notwendige sicherheitstechnische Maßnahmen. Weiterleitungsnachrichten arbeitet die GRS im Auftrag des BMU aus und verteilt sie nach der Freigabe des BMU. Im Verlauf eines Jahres erstellt die GRS etwa 10 bis 15 dieser Weiterleitungsnachrichten. Sie führen in der Regel zu erheblichen anlagenspezifischen Untersuchungen in den deutschen Kernkraftwerken und – je nach Prüfungs-

ergebnis – auch zu vielfältigen technischen bzw. administrativen Verbesserungsmaßnahmen.

**Beispiele.** Nachfolgend wird beispielhaft auf den Inhalt einiger Weiterleitungsnachrichten eingegangen, die im Berichtszeitraum vorbereitet oder zur Freigabe an das BMU versandt wurden.

**Weiterleitungsnachricht nach Brand eines Maschinentransformators.** Das bereits im vorangegangenen Jahresbericht angesprochene Ereignis »Brand eines Maschinentransformators im Kernkraftwerk (KKW) Krümmel« aus dem Jahr 2007 hat die GRS nochmals in einer Weiterleitungsnachricht aufgegriffen (Bild 1 »KERNKRAFTWERK KRÜMMEL«). Auf der Basis vertiefter Auswertungen wurden jetzt auch die Aspekte »Kurzschluss im Maschinentransformator«, »Ausfall der betrieblichen Bespeisung des Reaktordruckbehälters« und »fehlerhafte Datenarchivierung« in der Weiterleitungsnachricht behandelt. Die Empfehlungen betreffen u. a. den Einsatz moderner Prüf- und Überwachungsmethoden bei der Zustandseinschätzung von ölgefüllten Transformatoren, eine Verbesserung der Zuschaltung von Reaktorspeisepumpen und eine zuverlässigere Datenverarbeitung bei hohem Signalaufkommen (Meldeswall).



**KERNKRAFTWERK KRÜMMEL**

**Bild 1**  
Für das KKW Krümmel wurde nach dem Brand eines Maschinentransformators eine Weiterleitungsnachricht erstellt

**Weiterleitungsnachricht nach Absturz einer Betonplatte im Reaktorgebäude.** Eine andere Weiterleitungsnachricht betraf den Absturz einer Betonplatte im Reaktorgebäude während eines Anlagenstillstandes im Kernkraftwerk Gundremmingen (Block C). Zur Durchführung von Arbeiten an einem Behälter sollte die Betonplatte mit einem Hebezeug angehoben und zur Seite transportiert werden. Die sogenannte Laufkatze des Hebezeugs löste sich dabei aus der Halterungs- und Führungsschiene, stürzte mit der anhängenden Betonplatte ab, fiel aber nicht auf den darunter liegenden Behälter. Es kam weder zu Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen noch zu einer Freisetzung oder zu Personenschäden. Das Ereignis ist unter anderem auf Fehler bei der Montage des mobilen Hebezeugs zurückzuführen, das eigens für die durchzuführenden Arbeiten montiert wird. Die Empfehlungen der Weiterleitungsnachricht sollen die Anforderungen bei einer zukünftigen Verwendung mobiler Hebezeuge erhöhen und haben auch Rückwirkungen auf die derzeitige Überarbeitung des einschlägigen Regelwerks des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) zu Hebezeugen.

**Weiterleitungsnachricht nach Schaden an Notstromdiesel.** Eine vorbereitete Weiterleitungsnachricht wird sich mit einem Schaden an einem Notstromdiesel im Kernkraftwerk Brunsbüttel befassen. Der Dieselmotor war nach der Wartung durch eine Wartungsfirma einem Testlauf unterzogen worden, wobei sich der Motor aufgrund eines Lagerschadens abschaltete. Die Ursache des Lagerschadens war der Einsatz von Lagerschalen eines neuen Herstellers mit leicht geänderten, härteren Werkstoffen. Da auch vergleichbare Ereignisse mit Dieselmotoren desselben Herstellers im Ausland bekannt geworden sind, hat die GRS in einer Weiterleitungsnachricht den Austausch der entsprechenden Lagerschalen empfohlen.

### Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte

Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte erstellt die GRS zur vertieften ingenieurtechnischen Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrungen im Auftrag des BMU. Die im Berichtszeitraum ausgearbeiteten Gutachten, Stellungnahmen und generischen Berichte der GRS betrafen größtenteils sicherheitstechnische Bewertungen in- und ausländischer Ereignisse. Weiterhin wurden ereignis- und anlagenübergreifende generische Untersuchungen durchgeführt sowie in- und ausländische Erkenntnisse zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren gesammelt und analysiert. Einige thematische Schwerpunkte dieser Arbeiten sind nachfolgend aufgeführt.

**Sicherheitstechnische Bedeutung gebrochener Steuerstabantriebsstangen.** Die GRS bewertete 2009 in einer Stellungnahme die sicherheitstechnische Bedeutung gebrochener Steuerstabantriebsstangen in ausländischen Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor, die in zwei Anlagen festgestellt worden waren. Mit den Steuerstäben wird das neutronenphysikalische Verhalten des Reaktors und damit letztlich die nukleare Wärmeproduktion geregelt. Die Antriebsstangen dienen dem Einfahren der Steuerstäbe von unten in den Reaktordruckbehälter. Der Abriss einer Antriebsstange könnte grundsätzlich dazu führen, dass die Steuerstäbe nicht in den Reaktor eingefahren bzw. – bei einer Schnellabschaltung – nicht eingeschossen werden können. Die Ursache für die Schäden wird auf Ermüdung durch sich zyklisch ändernde Temperaturen an der betroffenen Stelle zurückgeführt. Nach den Ergebnissen der Untersuchungen war aufgrund einer anderen Konstruktion der Steuerstabantriebe keine direkte Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke gegeben. Unabhängig davon verfolgt die GRS die phänomenologischen Ursachenanalysen jedoch weiter.

**Stellungnahme zu Ausfall eines Baugruppentyps im Reaktorschutz.** Eine weitere Stellungnahme erstellte die GRS zu einem meldepflichtigen Ereignis in einer deutschen Anlage. Hierbei kam es zum mehrfachen Ausfall eines Baugruppentyps im Reaktorschutz, der während des Anlagenstillstandes bei Prüfungen entdeckt wurde. Durch die Ausfälle der Baugruppen standen einzelne Kanäle des mehrkanaligen Reaktorschutzes zeitweise nicht zur Verfügung. Eine Auslösung des Reaktorschutzes hätte im Anforderungsfall über die noch ordnungsgemäß funktionierenden Kanäle erfolgen können. Es handelt sich bei den festgestellten Ausfällen um einen systematischen Ausfallmechanismus. Da der Baugruppentyp ggf. auch in anderen Kernkraftwerken eingesetzt wird, plant die GRS auch die Erstellung einer Weiterleitungsnachricht.

**Bericht zu Auswirkungen des Erdbebens im KKW Kashiwazaki-Kariwa.** Des Weiteren bereitete die GRS einen Bericht zu den Auswirkungen eines Erdbebens im japanischen Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa zur Information des BMU und Weitergabe an die Fachöffentlichkeit vor. Im Bericht werden die Auswirkungen des Erdbebens auf einzelne Systeme und Komponenten des Kraftwerks sowie die Übertragbarkeit dieser Ereignisse auf deutsche Anlagen zusammengefasst. Obwohl das Erdbeben die Auslegungswerte der Anlage überschritt, waren die sicherheitstechnischen Auswirkungen gering und auf eine geringfügige Freisetzung begrenzt. Dennoch gab es Auswirkungen auf Systeme – wie zum Beispiel auf das Feuerlöschsystem, in dem Leitungen das durch das Erdbeben gebrochen waren, die auch auf deutsche Anlagen übertragbar sein könnten. Die GRS erstellt aus diesem Grund eine Weiterleitungsnachricht mit Empfehlungen für deutsche Anlagen.

### Erstellung von Entscheidungsgrundlagen für behördliche Prüfung und Beurteilung

Insbesondere im Auftrag des BMU führte die GRS vertiefte ingenieurtechnische Untersuchungen zur Umsetzung von Erkenntnissen aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung durch und erstellte diverse fachliche Stellungnahmen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen. Ziel dieser Arbeiten waren die Verbesserung des Sicherheitsniveaus, das Erstellen fachlicher Entscheidungsgrundlagen für die behördliche Prüfung und Beurteilung sowie die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik.

**Verbesserte Entscheidungsgrundlagen.** Der Verbesserung von Entscheidungsgrundlagen für die behördliche Prüfung und Beurteilung dienten Stellungnahmen der GRS zu sicherheitstechnischen Fragestellungen, wie zum Thema »Beherrschbarkeit von Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial«, über das hier schon berichtet wurde. Die Arbeiten für Anlagen mit Druckwasserreaktoren sind jetzt weitgehend abgeschlossen. Die Übertragbarkeit der gewonnenen Erkenntnisse auf Anlagen mit Siedewasserreaktoren ist Gegenstand gegenwärtiger Arbeiten der GRS.

**Sicherheitsanforderungen an softwarebasierte Leittechnik.** In Deutschland wird derzeit das Thema »Sicherheitsanforderungen an rechnerbasierte Leittechnik« hinsichtlich geplanter Umrüstungen des Reaktorschutzsystems intensiv diskutiert. Die Einhaltung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts, Auswirkungen und Vorkehrungen bezüglich gemeinsam verursachter Ausfälle (GVA) und die

Realisierung von Diversität in rechnerbasierter Leittechnik sind dabei strittige Fragestellungen. Mögliche Lösungen sind in Deutschland nach wie vor in der Diskussion und werden von der GRS fortwährend verfolgt. Die GRS beabsichtigt insbesondere auch, die weitere Diskussion im Ausland zu diesen Fragestellungen zu beobachten.

**Schutzmaßnahmen gegen terroristische Anschläge.** Im Rahmen der Realisierung von Schutzmaßnahmen gegen terroristische Anschläge mit entführten Luftfahrzeugen auf deutsche Kernkraftwerke untersuchte die GRS im Berichtszeitraum insbesondere die technischen und organisatorischen Aspekte notwendiger Alarmierungsabläufe zwischen staatlichen Stellen und den Kernkraftwerken. Die GRS erarbeitete hierzu Vorschläge für einen Rahmenplan der zuständigen Ministerien bzw. zu dessen Präzisierung und Ergänzung. Diese Vorschläge dienten als Diskussionsgrundlage für Fachgespräche der zuständigen Behörden mit den Betreibern der deutschen Kernkraftwerke.

Die Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus kerntechnischer Anlagen wird auch zukünftig ein Schwerpunkt der Arbeiten im Bereich Reaktorsicherheitsanalysen sein. Die Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit erfolgt dabei im Wesentlichen durch die Umsetzung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung, z. B. anhand von spezifischen Analysen und in enger Zusammenarbeit mit den GRS-eigenen Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung. Hiermit werden auch die Entscheidungsgrundlagen für die behördliche Prüfung und Beurteilung zu sicherheitstechnischen Fragestellungen verbessert.

## 4.1

## Verhalten passiver mechanischer Komponenten in KKW

### Mitwirkung der GRS an OECD/NEA-Projekten



Dr. Frank Michel



Hans Reck

→ In ihrem Kompetenzfeld »Komponentenintegrität« befasst sich die GRS mit der sicherheitstechnischen Bewertung des Verhaltens von druckführenden Komponenten und Reaktordruckbehälter- (RDB) Einbauten in Kernkraftwerken (KKW). Hierzu werden u. a. Informationen zur Betriebserfahrung mit diesen Komponenten benötigt. Dazu gehören auch Erfahrungen aus anderen Ländern, die KKW betreiben. In Projekten der Kernenergie-Agentur der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD/ NEA) werden Informationsplattformen zum Verhalten druckführender Komponenten und RDB-Einbauten in KKW aufgebaut. Die GRS wirkt aktiv an der Verwirklichung dieser Projekte mit. In diesem Beitrag werden Zielsetzung und Organisation der Projekte, der Stand der Arbeiten und dabei gewonnene Erkenntnisse vorgestellt.

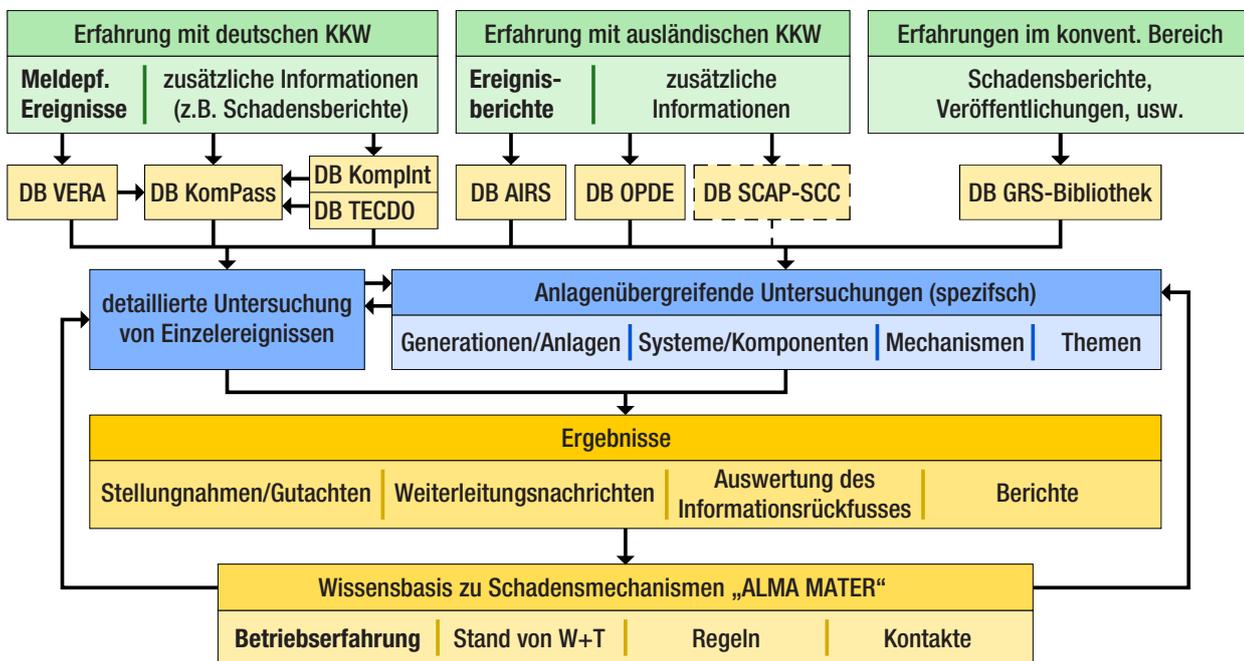
#### Einleitung

**Vorgehensweise bei sicherheitstechnischen Bewertungen.** Für die sicherheitstechnische Bewertung von druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten in KKW werden Informationen zur Betriebserfahrung mit diesen Komponenten benötigt. Weitere wichtige Informationsquellen sind z. B. Anforderungen in den Regelwerken und Erkenntnisse aus Forschung und Entwicklung zu möglichen Schädigungsmechanismen. Die allgemeine Vorgehensweise der GRS bei der Auswertung der Betriebserfahrung mit druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten ist in (Bild 1 »AUSWERTUNG VON BETRIEBSERFAHRUNG«) skizziert.

**Informationsverwaltung in Datenbanken und Wissensbasen.** Die heutige Informationstechnologie ermöglicht es, die anfallenden Datenmengen in Datenbanken bzw. Wissensbasen in strukturierter Form leicht abrufbar zu verwalten. Die GRS hat unter anderem die Datenbanken »KomPass« und »Internals« aufgebaut, in denen Informationen zu meldepflichtigen Ereignissen an druckführenden Komponenten und an RDB-Einbauten in deutschen KKW bereitgestellt werden. Ergänzt werden diese Datenbanken durch die GRS-eigene Wissensbasis »AlmaMater«, in der Informationen zu den verschiedenen Schädigungsmechanismen abgerufen werden können.

**AUSWERTUNG VON BETRIEBSERFAHRUNG**

**Bild 1**  
Darstellung des Verfahrens zur Auswertung der Betriebserfahrung zu druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten in der GRS



**Nutzung internationaler Erfahrungen.** Für eine ausgewogene sicherheitstechnische Bewertung ist es wichtig, auch auf Erkenntnisse und Erfahrungen zurückgreifen zu können, die in anderen Ländern, die KKW betreiben, gewonnen wurden. Als Plattform für den Informationsaustausch bieten sich dabei internationale Organisationen wie die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) und die Kernenergie-Agentur der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD/NEA) an.

**Relevante Projekte der OECD/NEA.** Im Rahmen der OECD/NEA werden seit einigen Jahren Arbeiten zum Aufbau von Datenbanken und Wissensbasen zum Verhalten von druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten in KKW durchgeführt. Hierzu wurden die Projekte OPDE (OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange) und SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) ins Leben gerufen. Die GRS arbeitet im Auftrag des Bundesumweltministeriums (BMU) an beiden Projekten aktiv als Vertreter Deutschlands mit.

### Mitarbeit in den OECD/NEA-Projekten OPDE und SCAP

Die OECD/NEA-Projekte OPDE und SCAP-SCC weisen in ihrer Zielsetzung, Vorgehensweise und Organisation eine Reihe Gemeinsamkeiten auf. Unterschiede bestehen vor allem im zeitlichen Rahmen und in Betrachtungsumfang und -tiefe.

### Das OECD/NEA Pipe Failure Data Exchange (OPDE)-Projekt

**Initiierung und Ausgangsbasis.** Das OPDE-Projekt wurde im Jahr 2002 ins Leben gerufen. Ausgangspunkt war dabei eine von der damaligen schwedischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde SKI (heute SSM) erstellte Datensammlung zu Rohrleitungsschäden in schwedischen und amerikanischen KKW.

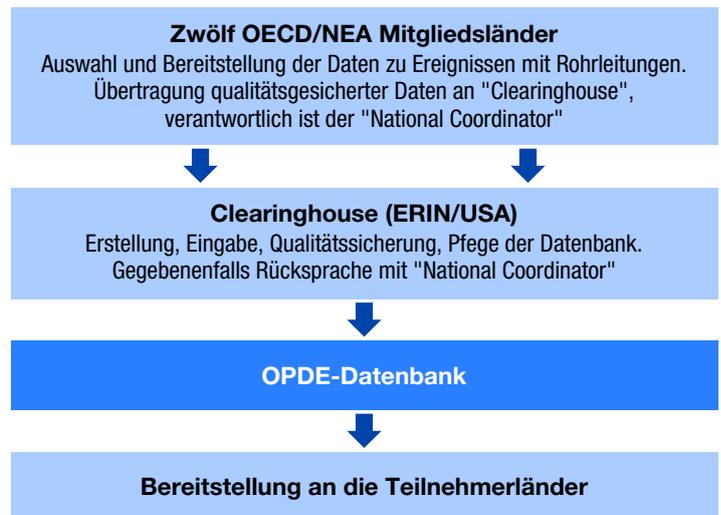
**Ziel des OPDE-Projektes.** Ziel des Projektes ist es, Daten zu Schäden an sicherheitsrelevanten Rohrleitungen in weltweit betriebenen KKW zusammenzutragen. Dies betrifft sowohl Ereignisse mit Rissbefunden als auch solche mit Leckagen und Brüchen. Die Analyse dieser Daten soll vor allem dazu beitragen, Schadensursachen und Einflussfaktoren besser zu verstehen sowie die Wirksamkeit von Maßnahmen und die Zuverlässigkeit der eingesetzten Rohrleitungen besser bewerten zu können.

**Organisation des OPDE-Projektes.** Insgesamt beteiligen sich elf OECD-Länder an dem Projekt.

### ORGANISATION

Bild 2

Organisation des OPDE-Projekts der OECD/NEA



Dies sind Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Schweden, die Schweiz, Spanien, Süd-Korea, Tschechien, die USA und Deutschland. Die Arbeiten werden von einem Sekretariat der OECD/NEA unterstützt. Die Teilnehmerländer stellen die benötigten Daten bereit und übermitteln diese an ein »Clearinghouse«, welches für die Qualitätssicherung und Pflege der Datenbank und die Kommunikation mit den nationalen Koordinatoren verantwortlich ist (Bild 2 »ORGANISATION«). Für Deutschland nimmt die GRS die Rolle des nationalen Koordinators wahr. Die Datensätze zu deutschen Anlagen werden von uns aus Informationen zu meldepflichtigen Ereignissen erstellt.

## 4.1 Verhalten passiver mechanischer Komponenten in KKW Mitwirkung der GRS an OECD/NEA-Projekten

### OPDE Version 2009:2



EID	Multiple Event Report	Completeness Index	Last Update	Event Date	Plant Name and Type	Plant Operational State			
2447	<input checked="" type="checkbox"/>	1	06.12.2007	09.08.2004	Mihama-3, PWR, WE-3	Power Operation			
PPT Presentation? <input checked="" type="checkbox"/>		SCAP-SCC Transfer? <input type="checkbox"/>		Mark check box if SCC record has been transferred to SCAP-SCC Project		Event Type			
						Rupture			
Reference - Primary		Reference - Secondary		Collateral Damage					
NISA (March 30, 2005): Secondary Piping Rupture Accident at Mihama Power Station, Unit 3, of the		NISA Press Release of 10-Aug-2004		Jet Stream Impact					
Reference - Tertiary		Reference - Quaternary		Corrective Action					
IRS-7772 dated 2006-05-18:				Replace - In-kind					
Impact on Plant Operation	TTR [Hours]	TTR-Class	Quantity Released	LEAK-Class	System	System Group			
ESF/RPS Actuation	0	5	885,000	5	FW	FWC			
<b>Event Narrative</b>				Piping Component		Weld Configuration			
<p>While Mihama Power Station, Unit 3, had been in operation at the rated thermal output, a [Fire Alarm Operation] alarm, etc. was activated in the central control room at 15:22 on August 9, 2004. The operator found that the alarm-generated location was on the second floor of the turbine building and checked the location to find that the building was filled with steam. Therefore, it was judged that there was a high possibility of steam or high temperature water leakage from the secondary piping. The operator started emergency power reduction at 15:26. While those operations took place, a [3A SG Feed water &lt; Steam Flow Inconsistency Trip (Note 1)] alarm was activated at 15:28, followed by reactor and then the turbine automatic shut-down.</p> <p>No particular problem was recognized in the major plant parameter variations during the accident and the reactor reached to a cold shutdown condition at 23:45 on August 10, 2004.</p> <p>The operator made an inspection in the turbine building and confirmed a ruptured [fish-mouth opening] in an A-loop condensate piping at 17:30 on August 9, 2004, which was the feed water line from the 4th feed water heater (Note2) to the deaerator (Note3) located near the ceiling on the deaerator side at the 2nd floor of the turbine building. After that, the resident nuclear safety inspector also confirmed the same situation.</p> <p>For the concerned unit, the 21st periodical inspection was planned to start on August 14, 2004. In the turbine building, a total of 105 workers of KEPCO and affiliated companies were doing preparatory work for the periodical inspection at the time of occurrence of the accident. Of them, the affiliated company's workers working near the ruptured A-loop condensate piping fell victim to the steam and high temperature water flowed out from the ruptured opening, and 5 were killed and 6 were injured.</p> <p>According to KEPCO, they examined the operation parameters before and after the occurrence of the accident, but did not find out any variation indicating a symptom of rupture before the occurrence of the</p>				Pipe		N/A - Not Applicable			
				Code Class	Diameter Class	Diameter [mm]	Diameter [inch]		
				4	6	560	22		
				Wall Thickness [mm]		Pipe Schedule			
				10		0			
				Bi-Metallic Weld		Material			
				<input type="checkbox"/>		Carbon Steel			
				Material Designation		Process Medium			
				SB42		Wet Steam			
				Design Temp.	Design Press.	Apparent Cause of Failure			
195	1.27	FAC - Flow Accelerated Corrosion							
Form 2 - Flaw Size Data			Form 3 - ISI History						
<input checked="" type="checkbox"/> Open Form 2			<input checked="" type="checkbox"/> Open Form 3						
Form 4 - Root Cause Information									
<input checked="" type="checkbox"/> Open Form 4									

**Status des OPDE-Projektes.** Das Projekt wird in mehreren Phasen durchgeführt. Derzeit läuft die dritte Phase, die im Mai 2011 enden wird. Die Datenbank wird im Microsoft® Office Programm Access erstellt und ist passwortgeschützt. Sie wird allen am Projekt Beteiligten halbjährlich in der aktuellen Fassung als CD-ROM zur Verfügung gestellt. In der Datenbank sind zurzeit Datensätze zu über 3.700 Ereignissen enthalten, die seit 1970 an sicherheitsrelevanten Rohrleitungen in KKW aufgetreten sind. Bild 3 »DIE OPDE-DATENBANK« zeigt den Auszug aus einem Datenblatt.

#### DIE OPDE-DATENBANK

##### Bild 3

Auszug aus einem Datenblatt der OPDE-Datenbank

## 4.1 Verhalten passiver mechanischer Komponenten in KKW Mitwirkung der GRS an OECD/NEA-Projekten

**Nutzung der OPDE-Datenbank.** Typische Beispiele für die Nutzung der OPDE-Datenbank bei der GRS sind die inzwischen routinemäßigen Abfragen zu vergleichbaren Ereignissen bei der Bewertung meldepflichtiger Ereignisse sowie generische Auswertungen, z. B. zur Bewertung des Alterungsverhaltens von Rohrleitungen in KKW. Diese Arbeiten erfolgen im Auftrag des BMU. In 2009 wurde dazu auch eine Auswertung zum

Einfluss von Lerneffekten auf die Häufigkeit von Ereignissen an Rohrleitungen im Rahmen eines vom Bundeswirtschaftsministerium geförderten Vorhabens durchgeführt. Beispiele zeigen die (Bilder 4a und 4b »NUTZUNG DER OPDE-DATENBANK ZUR EREIGNISAUSWERTUNG«) für die Auswertung von Ereignissen mit Lecks an sicherheitstechnisch wichtigen Rohrleitungen in US-amerikanischen Anlagen mit Siedewasserreaktor (SWR).

### NUTZUNG DER OPDE-DATENBANK ZUR EREIGNISAUSWERTUNG

Bild 4a und 4b

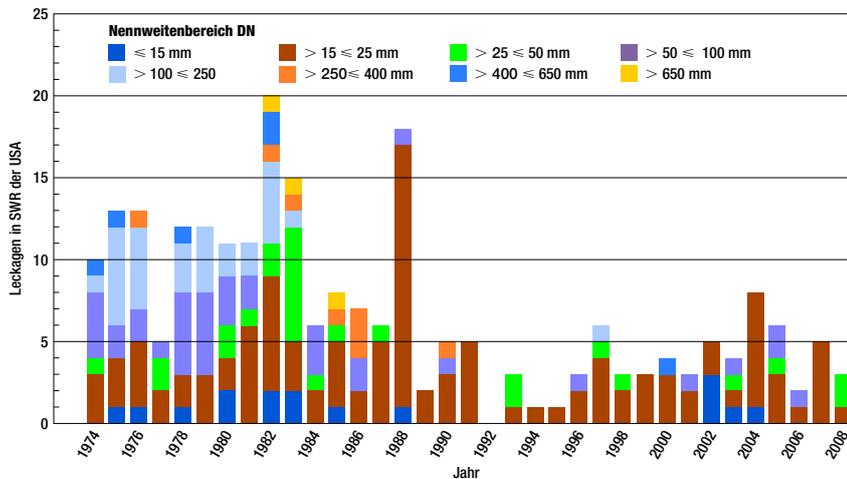


Bild 4a

Auswertung zu Ereignissen mit Leck an Rohrleitungen in US-amerikanischen SWR-Anlagen, differenziert nach Nennweiten

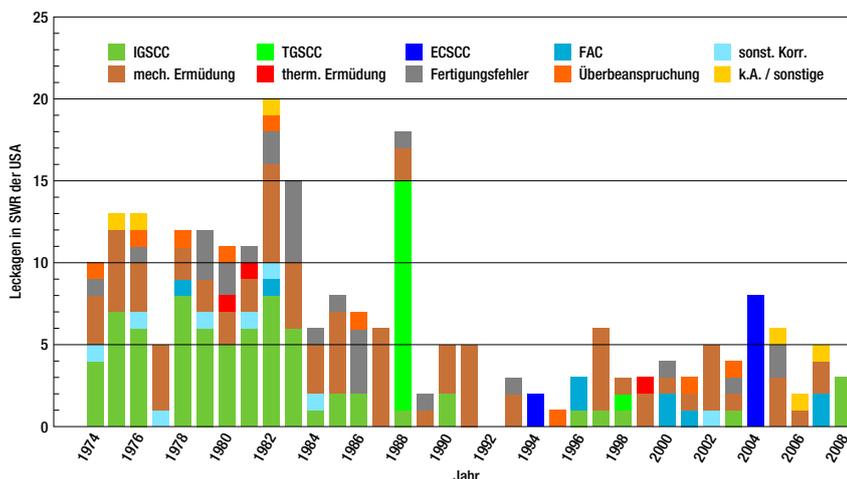


Bild 4b

Auswertung zu Ereignissen mit Leck an Rohrleitungen in US-amerikanischen SWR-Anlagen, differenziert nach Schädigungsmechanismen

### Das Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP)

**Initiierung und Teilnehmer.** Das Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP) wurde im Jahr 2006 durch japanische Organisationen unter Koordination der Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) initiiert und wird von diesen Organisationen durch einen freiwilligen jährlichen Beitrag an die OECD/NEA mitfinanziert. Insgesamt beteiligen sich 17 OECD-Länder an dem Projekt. Dies sind Argentinien, Belgien, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Mexiko, Norwegen, Südkorea, die Slowakei, Spanien, Schweden, die Schweiz, Tschechien, die Ukraine, die USA und Deutschland.

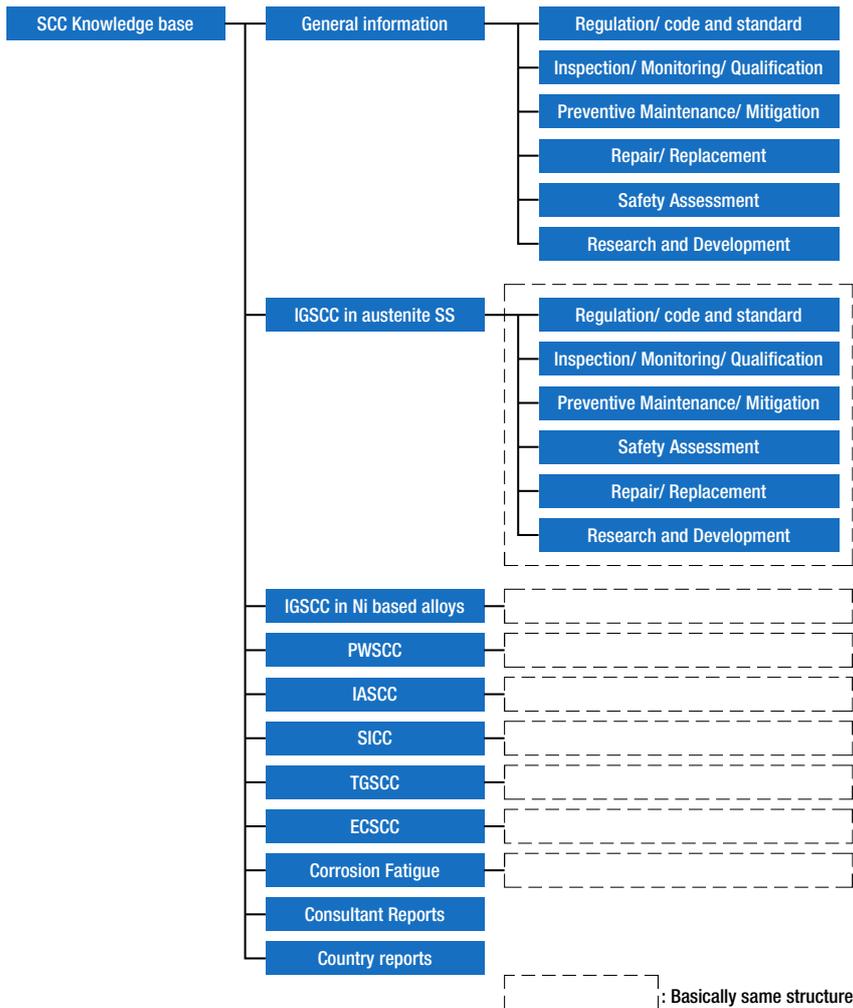
**Ziel des Projekts.** Ziel von SCAP ist es, die Betriebserfahrung und das Wissen der Teilnehmerländer zu den Themenkomplexen Kabelalterung und korrosionsgestützte Rissbildung an passiven mechanischen Komponenten in KKW auszutauschen. Auf dieser Grundlage soll ein besseres Verständnis der Schädigungsmechanismen und möglicher Maßnahmen zu ihrer effektiven Beherrschung im Rahmen des Alterungsmanagements entwickelt werden.

**Organisation von SCAP.** Das Projekt wird in zwei Arbeitsgruppen durchgeführt, denen ein Management Board als Lenkungsgremium übergeordnet ist. Um die Konsistenz der Daten sicherzustellen, die von den Vertretern der einzelnen Länder bereitgestellt werden, und zu ihrer Qualitätssicherung und Verwaltung wird jede Arbeitsgruppe durch ein Clearinghouse unterstützt. Weiterhin wird die Arbeit der beiden Gruppen durch einen im Auftrag der OECD/NEA tätigen Berater (Consultant) sowie ein von ihr bereitgestelltes technisches Sekretariat unterstützt.

**Mitwirkung der GRS.** Die GRS wirkt sowohl im Management Board als auch in den beiden Arbeitsgruppen mit. Die nachfolgenden Ausführungen beschränken sich auf die Aktivitäten der Arbeitsgruppe, die sich mit korrosionsgestützter Rissbildung beschäftigt (SCAP-SCC). Um qualitätsgesicherte Daten und weitere Informationen bereitstellen zu können, hat die GRS auch die Zusammenarbeit mit Vertretern des Anlagenherstellers und der Betreiber der deutschen KKW zu diesem Thema organisiert.

**Vorgehensweise in der Arbeitsgruppe SCAP-SCC.** Betrachtet werden alle korrosionsgestützten Rissbildungsmechanismen, die an druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten auftreten können. Es wird eine Ereignisdatenbank und zusätzlich eine Wissensbasis erstellt. Die Vorgehensweise bei der Ereignisdatenbank orientiert sich an der OPDE-Datenbank. Passende Datensätze zu Ereignissen an Rohrleitungen konnten so aus der OPDE-Datenbank übernommen werden. Die Anzahl der Datenfelder in der SCAP-SCC-Datenbank ist allerdings größer. Die übernommenen Datensätze wurden entsprechend ergänzt.

**Status von SCAP-SCC.** Der Aufbau der Ereignisdatenbank ist bereits weit fortgeschritten. Die aktuelle Version enthält etwa 1.600 Ereignisse. Begonnen wurde mit dem Aufbau einer Wissensbasis zur korrosionsgestützten Rissbildung. Diese wird detaillierte Informationen zu den einzelnen Schädigungsmechanismen sowie zu den Maßnahmen zur ihrer Beherrschung in den einzelnen Ländern enthalten: Struktur der Wissensbasis (**Bild 5 »KOPPLUNGSOPTIONEN«**). Sowohl die Ereignisdatenbank als auch die Wissensbasis sind für alle Beteiligten passwortgeschützt über das Internet zugänglich. Das Vorhaben endet im Juni 2010. Der Abschlussbericht wird insbesondere Empfehlungen zur Beherrschung der einzelnen Schädigungsmechanismen enthalten.



**KOPPLUNGSOPTIONEN**

Bild 5  
Struktur der SCAP-SCC-Wissensbasis

**Fazit und Ausblick**

**Durchgeführte Arbeiten.** Die GRS hat sich auf dem Kompetenzfeld Komponentenintegrität im Auftrag des BMU aktiv an zwei Projekten der OECD/NEA beteiligt und dabei ihre Erfahrungen aus dem Betrieb deutscher KKW eingebracht. Beide Projekte sind noch nicht abgeschlossen. Im Ergebnis der bisherigen Arbeiten stehen jedoch bereits umfangreiche und qualitätsgesicherte Informationsplattformen zum weltweiten Verhalten von druckführenden Komponenten und RDB-Einbauten in KKW in Form von zwei Datenbanken und einer Wissensbasis zur Verfügung.

**Nutzen für die GRS.** Die in den beiden Projekten erstellten Informationsplattformen werden von der GRS gezielt für sicherheitstechnische Bewertungen herangezogen. Sie sind vor allem zur Abrundung von Aussagen zur Integrität von Komponenten in deutschen KKW geeignet, wobei stets die Übertragbarkeit der Erkenntnisse von ausländischen auf deutsche Anlagen zu beachten ist.

**Ausblick.** Die Projekte OPDE und SCAP-SCC weisen in ihrer Zielsetzung, Vorgehensweise und Organisation viele Gemeinsamkeiten auf, während sich insbesondere Betrachtungsumfang und -tiefe unterscheiden. Von den an den Projekten Beteiligten wurde deshalb angeregt, beide Projekte zusammenzuführen. Dies soll im Jahr 2011 geschehen, wenn die aktuelle Laufzeit des OPDE-Projekts endet. Vorbereitende Arbeiten werden voraussichtlich bereits im Jahr 2010 beginnen. Die GRS beabsichtigt, sich auch an diesen Aktivitäten aktiv zu beteiligen.

## 4.2

# Ausfalleffektanalysen (FMEA) von Kabelfehlern im Rahmen einer Brand-PSA



Ewgenij Piljugin

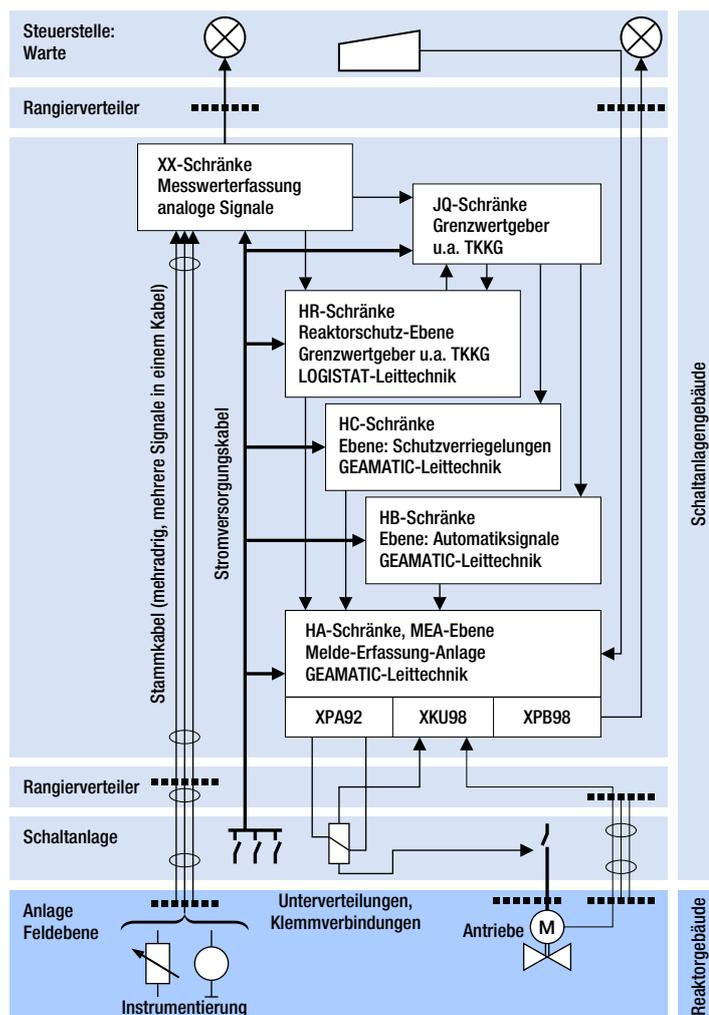
→ Die GRS hat im Auftrag des Bundeswirtschaftsministeriums (BMWi) eine Methodik zur Durchführung einer brandspezifischen Fehlerart- und Auswirkungsanalyse für die Elektro- und Leittechnik entwickelt. Für die Methodenentwicklung wurden Versagen und Fehlfunktionen der Leittechnik- und Stromversorgungskabel exemplarisch analysiert. Die Fehlerart- und Auswirkungsanalyse (Failure Mode and Effects Analysis – FMEA) wird als analytische Methode zur Zuverlässigkeitsbewertung eines Systems und zur Ermittlung von Schwachstellen im Design eines Systems eingesetzt.

Bei der Entwicklung der Analysemethode für brandbedingte Kabelausfälle hat die GRS die allgemeine FMEA-Methode an die Erfordernisse der probabilistischen Brandanalyse angepasst. Eine wesentliche Innovation in der FMEA-Methodik der GRS besteht darin, dass die Analyse der potenziellen Kabelausfälle programmunterstützt mittels einer Datenbank durchgeführt wird.

### Kurzbeschreibung der FMEA-Methode

**Kabelfehleranalyse bei Brand.** Die FMEA-Methode soll die systematische Analyse potenzieller Fehlfunktionen komplexer Kabelverbindungen in einem Kernkraftwerk (Bild 1 »Kabelverbindungen«) bei einem postulierten Brandereignis unterstützen. Dabei wird unter-

sucht, welche Effekte die potenziellen Fehlerarten eines Kabels haben: z.B. Unterbrechung eines Kabels, Kurzschluss zwischen den Adern eines Kabels einer angeschlossenen Komponente, u. a. elektrische Antriebe der Pumpen und der Ventile.



### KABELVERBINDUNGEN

Bild 1 Vereinfachte Darstellung der Kabelverbindungen in einem Kernkraftwerk

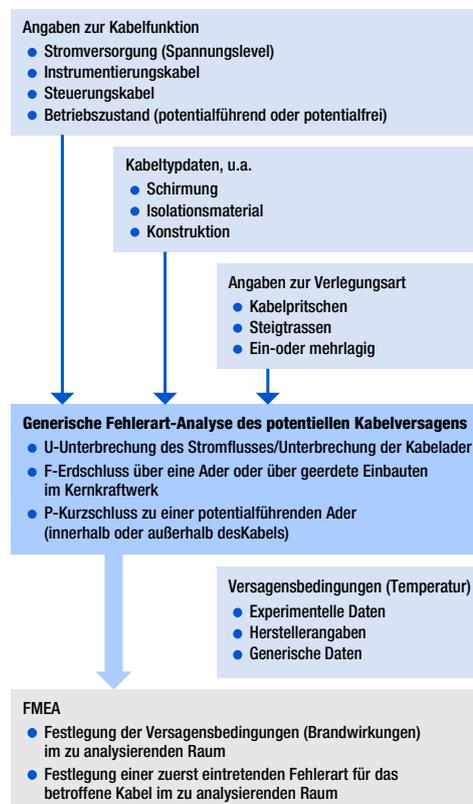
**Auswirkungen von Kabel Fehlern.** Auf der Basis der Dokumentation (u. a. Schaltpläne, Spezifikationen) und generischer Betriebserfahrungen wird analysiert, wie sich ein spezifischer Kabelfehler (u. a. Kurzschlüsse, Fremdspannungseinträge, Leiterunterbrechungen) auf die angeschlossenen Komponenten auswirkt. Die Auswirkungen der Kabelfehler werden schrittweise mit der FMEA analysiert. Die Arbeitsschritte sind in den **Bildern 2 und 3** »AUSWIRKUNGEN VON KABELFEHLERN« dargestellt.

**Kabeltypen.** Die Fehlerart der brandbedingten Fehlfunktionen eines Kabels (Kabeladern) wird in Abhängigkeit von Versagensbedingungen für spe-

zifizierte Kabeltypen analysiert. Die Kabeltypen werden in Kabelklassen an Hand folgender Kabelparameter eingeteilt:

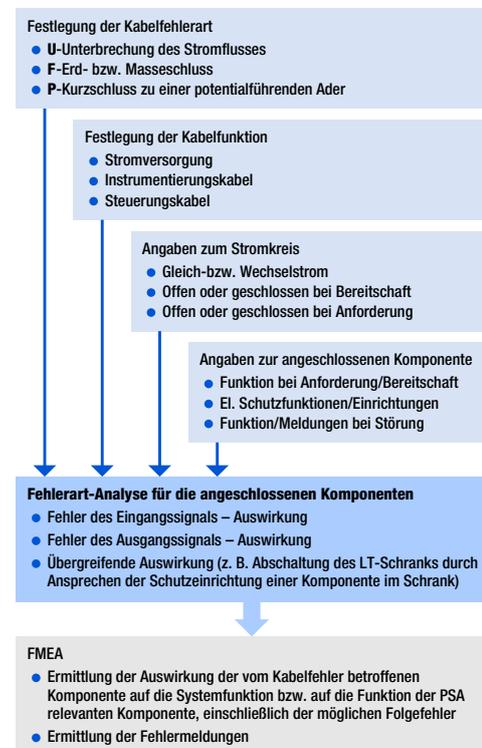
- ⚡ Aufbau und chemische Zusammensetzung der Isolation,
- ⚡ Anzahl der Adern,
- ⚡ Belegung der einzelnen Adern,
- ⚡ Bewehrung des Kabels,
- ⚡ Abschirmung der einzelnen/mehrerer Adern,
- ⚡ Verwendungszweck (Funktion) des Kabels (Stromversorgung, Messung, Steuerung).

Die Versagensbedingungen können prinzipiell generisch oder kabeltypen-spezifisch festgelegt werden.



### AUSWIRKUNGEN VON KABELFEHLERN

**Bild 2**  
FMEA-Schritt 1: Fehleranalyse der Art des Kabelversagens



### AUSWIRKUNGEN VON KABELFEHLERN

**Bild 3**  
FMEA-Schritt 2: Analyse der Auswirkungen der Kabelfehler auf die angeschlossenen Komponenten

### Erprobung der FMEA-Methode

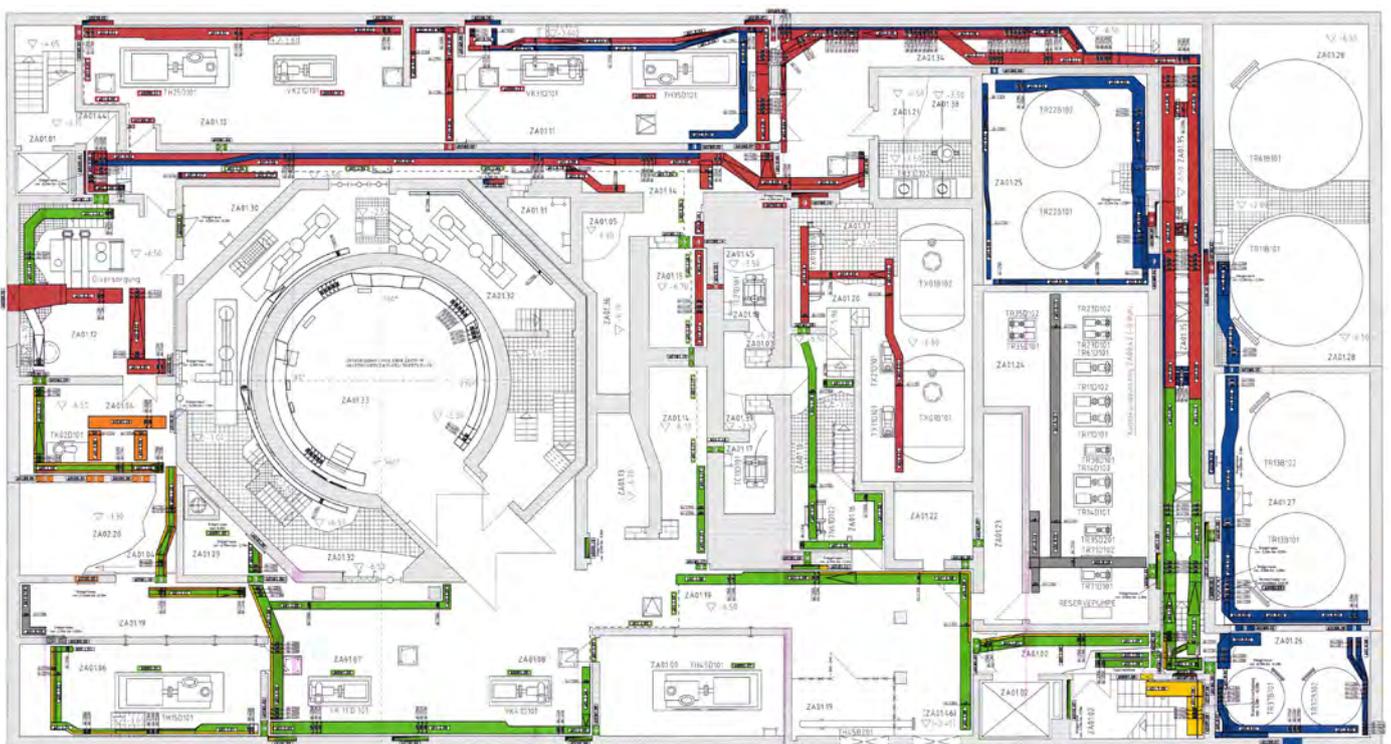
**Raumauswahl.** Für die Erprobung der FMEA-Methode wurde ein repräsentativer Raum (Bild 4 »RAUMAUSSWAHL«) auf der Basis der Erfahrungen beim Screening der Räume der Referenzanlage im Rahmen der probabilistischen Brandanalysen ausgewählt. Dieser Raum befindet sich im Reaktorgebäude und wird von vielen Verbindungskabeln zu den PSA relevanten Komponenten durchquert. Er enthält insgesamt 432 Kabel mit 932 unterschiedlichen Funktionen.

**Brandversuche.** Die Versagensbedingungen für die Kabel wurden auf der Grundlage von Ergebnissen der Brandversuche im Institut für Baustoffe Massivbau und Brandschutz (iBMB) der Technischen Universität Braunschweig festgelegt. Bei diesen Brandversuchen wurde u. a. der brandbedingte Funktionsausfall der Kabel durch Kurz- und Erdschlüsse sowie der Verlust der Leitfähigkeit der Kabel untersucht.

#### RAUMAUSSWAHL

Bild 4

Raum im Reaktorgebäude rot markiert (Kabeltrassen sind auf dem Schnittbild farblich markiert)



**Versagensarten.** Auf der Basis der Versuchsergebnisse der iBMB-Studie wurden für alle zu analysierenden Kabel in der Kabel-FMEA folgende Annahmen zur Bestimmung der Versagensart festgelegt:

- ⚡ Erdschluss über den Mantelwerkstoff oder eine geerdete Ader innerhalb oder außerhalb eines Kabels oder über geerdete Einbauten im Kraftwerk, z. B. einen geerdeten Kabelkanal.
- ⚡ Kurzschluss zu einer anderen, spannungsführenden Ader innerhalb oder außerhalb eines Kabels (Spannungseintrag).
- ⚡ Kurzschluss zu einer spannungsfreien Ader innerhalb oder außerhalb eines Kabels (u. a. Potentialverschiebung).
- ⚡ Unterbrechung der Ader.

### Kurzbeschreibung des Analysewerkzeugs CaFEA

**Ausfalleffektanalyse.** Im Rahmen der PSA-Methodenentwicklung wurde eine CaFEA-Datenbank (Cable Failure Effect Analysis) erstellt. Mit ihrer Hilfe können die bei der Ausfalleffektanalyse (FMEA) bei Bränden gewonnenen Daten für Kabelversagen systematisch mit Programmunterstützung ausgewertet werden. Die CaFEA-Datenbank fasst die Daten aus verschiedenen Quellen zusammen, setzt sie in Beziehung zueinander und stellt sie für den Anwender als Formularfenster aufbereitet dar. Der Anwender führt die eigentliche Ausfalleffektanalyse durch und trägt deren Ergebnisse in die Datenbank ein.

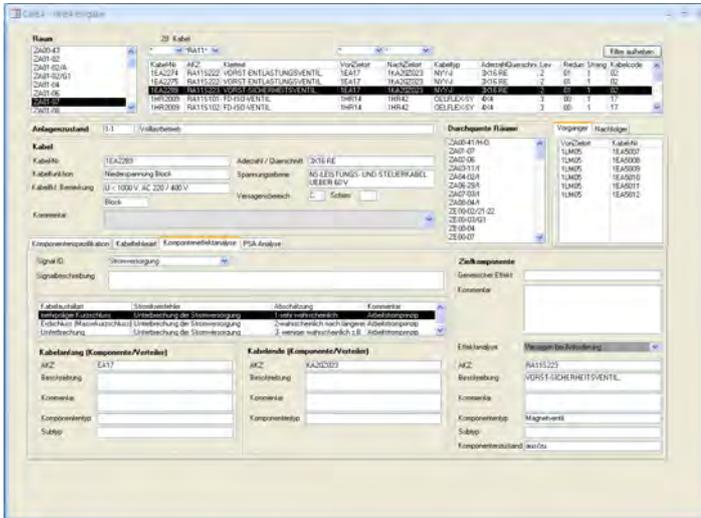
**Zielkomponente.** Die Auswirkungen der brandbedingten Kabelfehler werden für die sogenannte Zielkomponente analysiert. Die Zielkomponente ist in der Regel durch ein oder mehrere Kabel mit der Quelle verbunden. Jeder Kabelabschnitt ist mit einem Kabelanfang und -ende in der Datenbank gekennzeichnet. Für jedes Kabel ist angegeben, von welcher Komponente es ausgeht („Kabelanfang“) und in welchem Raum sich der Kabelan-

fang befindet, bei welcher Komponente es endet (»Kabelende«) und in welchem Raum sich das Kabelende befindet. Wie sich bei der Analyse der Daten gezeigt hat, können Kabel zur Spannungsversorgung, zur Ansteuerung oder zur Überwachung mehrerer Komponenten dienen, die nicht direkt physikalisch mit dem Kabel verbunden sind. Diese Komponenten werden als »assoziierte Komponenten« bezeichnet.

**Dateneingabe.** Nach dem Öffnen der Datenbank erscheint automatisch ein Fenster mit dem Hauptmenü, über das der Nutzer Daten in die FMEA-Datenbank eingeben kann. Es kann sowohl eine Eingabemaske zur Durchführung der eigentlichen Kabel-FMEA geöffnet werden, als auch eine Maske für die generische FMEA. Falls bereits Informationen für die an die Kabel angeschlossenen Komponenten eingegeben worden sind, können Teildatensätze für die generische FMEA generiert werden. In der raum-spezifischen Analyse muss auch der Anlagenzustand (Betriebsphase einer Reaktoranlage) ausgewählt werden, für den die FMEA durchgeführt wird. Außerdem kann der Nutzer die Anlagendaten des zu untersuchenden Kernkraftwerks generieren sowie die Ergebnisse der generischen Ausfalleffektanalyse in eine Excel-Datei exportieren.

Die Maske für die generische FMEA enthält Eingabemöglichkeiten für die folgenden Daten:

- ⚡ Typ der Quellkomponente
- ⚡ Typ der Zielkomponente
- ⚡ Zustand der Zielkomponente
- ⚡ Identifikation des über das Kabel bzw. über die Kabelader übertragenen Signals
- ⚡ auftretende Fehler des im Stromkreis von Brandauswirkungen betroffenen Kabels,
- ⚡ Effekt auf die Zielkomponente bzw. auf die assoziierte Komponente
- ⚡ Kommentar zum ermittelten Komponenteneffekt und zur Relevanz für die PSA.

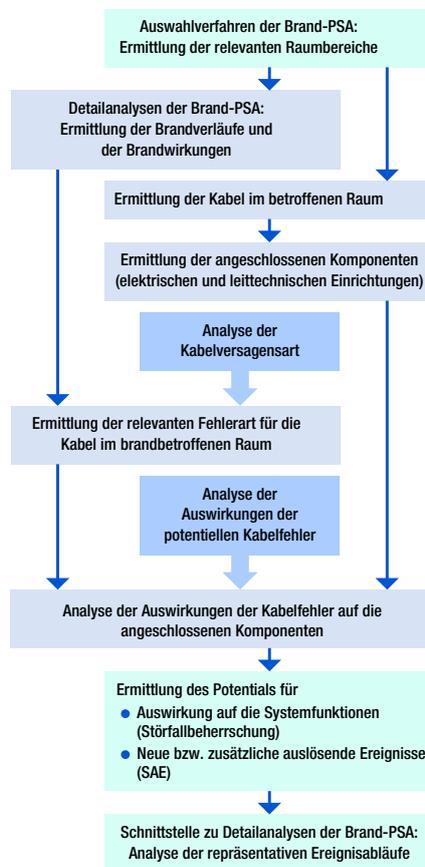


### FEHLERBAUMMODELLIERUNG

**Bild 5**  
Eingabemaske für Ausfalleffektanalyse:  
Komponenteneffektanalyse

**Generische FMEA.** Mit der Schaltfläche »Generische FMEA Vorlage generieren« im Hauptmenü der Datenbank CaFEA werden alle bereits eingegebenen Informationen der generischen, d. h. nicht raum-spezifischen Kabel-FMEA ausgewertet und an die raum-spezifische Analyse (Schaltfläche »Kabel-FMEA«) weitergeleitet. Dort werden die Auswirkungen der potenziellen Kabelfehler systematisch analysiert.

**Fehlerbaummodellierung.** Die einzelnen Arbeitsschritte der FMEA werden programmunterstützt durchgeführt (**Bild 5** »FEHLERBAUMMODELLIERUNG«) und die Schnittstellen für die Fehlerbaummodellierung der brandbedingten Ausfälle in der probabilistischen Sicherheitsanalyse festgelegt (**Bild 6** »FEHLERBAUMMODELLIERUNG«).



### FEHLERBAUMMODELLIERUNG

**Bild 6**  
Integration der Kabel-FMEA in die Brand-PSA

## Zusammenfassung und Ausblick

**Universelle Methodik.** Die GRS-Analysemethode wurde auf vorhandenen Basisdaten (Anlagendatenbank zu Komponenten/Räumen in einem Kernkraftwerk) und auf einer generischen Vorgehensweise bei der Analyse der brandbedingten Stromkreisfehler in den betroffenen Kabeln aufgebaut. Die FMEA-Methode wurde auf der Grundlage der Daten einer Referenzanlage für einen spezifizierten Raum erprobt. Die programmunterstützte Kabel-FMEA bietet eine gute Voraussetzung zur Durchführung einer systematischen und nachvollziehbaren Analyse der Auswirkungen der brandbedingten Kabelschäden für die PSA. Die entwickelte Methodik kann prinzipiell auch für die Analyse von Kabelschäden bei weiteren übergreifenden Ereignissen wie Überflutung und Erdbeben angewendet werden.

## 4.3

## Fortschritte bei der Verifikation von Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen



Wolfgang Preischl

→ Ergebnisse und Aussagesicherheit von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) werden durch die Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit erheblich beeinflusst. Zur probabilistischen Bewertung von Personalhandlungen sind entsprechend den deutschen Vorgaben zur Durchführung einer PSA die Zuverlässigkeitskenngrößen der Methoden ASEP (Accident Sequence Evaluation Programme – Human Reliability Analysis Procedure) und THERP (Technique Human Error Rate Prediction) zu verwenden. Der Umfang an Daten reicht jedoch nicht aus, um alle heute in einer PSA zu untersuchenden Handlungssituationen adäquat zu bewerten. Der Datenbestand ist nicht ausreichend verifiziert und beruht ebenso wie die ausgewiesenen Unsicherheitsbänder auf Expertenschätzungen.

Das hier vorgestellte Forschungsvorhaben verfolgt das Ziel, Daten aus der deutschen Betriebserfahrung zu den meldepflichtigen Ereignissen mit der Bayes'schen Methode zu ermitteln.

### Bayes'sche Methode

**Bewertung von Personalhandlungen.** Diese bei der Bewertung von verfahrens- und leittechnischen Komponenten etablierte Methode schätzt die Fehlerwahrscheinlichkeit mit Hilfe der relativen Fehlerhäufigkeit, die in Stichproben aus der Betriebserfahrung beobachtet wird. Um diese Methode für die Bewertung von Personalhandlungen zu nutzen, müssen die Zahl der Gelegenheiten für

einen Fehler ( $m$ ), die Zahl der Fehler ( $n$ ) und die wesentlichen leistungsbeeinflussenden Faktoren mit ausreichender Genauigkeit ermittelt werden:

⚡ Berechnet werden Erwartungswert und Unsicherheit der durch eine Beta-Verteilung beschriebenen Fehlhandlungswahrscheinlichkeit.

## 4.3 Fortschritte bei der Verifikation von Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen

- ⚡ Der Stichprobenkenntnisstand (repräsentiert durch die Parameter  $n, m$ ) wird dabei mit einer »nicht informativen« A-priori-Verteilung entsprechend der Bayes'schen Methode verknüpft. Als »nicht informative« A-priori-Verteilung wird eine Beta-Verteilung mit den Parametern  $a = 1/2, B = 1/2$  verwendet.
- ⚡ Der Erwartungswert  $P$  der Fehlhandlungswahrscheinlichkeit folgt aus der Zahl der Fehler  $n$  und der Zahl der Gelegenheiten für einen Fehler  $m$  nach der Gleichung

$$P = ((0,5 + n) / 1 + m)$$

- ⚡ Die 5%-, 50%- und 95%-Fraktilen ergeben sich aus den einschlägigen Tabellen zur F-Verteilung. Hierzu sind die Freiheitsgrade der F-Verteilung zu berechnen, die ihrerseits wieder von  $n$  und  $m$  der Stichprobe abhängen.

Liegen Stichproben aus anderen Anlagen zu vergleichbaren Handlungen vor, so können diese als Vorinformation in die A-priori-Verteilung einbezogen werden. Hierzu kann die zweite Stufe der Bayes'schen Methode angewendet werden.

### Datenquelle

#### »Meldepflichtige Ereignisse«

**Unterstützung der behördlichen Aufsicht.** Das Meldeverfahren, das den auszuwertenden Informationen zugrunde liegt, dient in erster Linie der behördlichen Aufsicht über deutsche Kernkraftwerke. Mit ihm sollen die zuständigen Behörden über Ereignisse informiert werden, die entweder aus sicherheitstechnischen oder aus anderen Gründen ein Handeln der Behörde erfordern bzw. erfordern können. Die meldepflichtigen Ereignisse stellen daneben ein wichtiges Hilfsmittel des Erfahrungstransfers dar. Sie sind entsprechend ihrer Aufgabenstellung nicht als Quelle für die Ermittlung quantitativer Zuverlässigkeitsdaten zu

Komponenten oder von quantitativen Aussagen zur menschlichen Zuverlässigkeit konzipiert. Daraus ergeben sich für spezifische Fragestellungen, wie quantitative Aussagen zur menschlichen Zuverlässigkeit, erhebliche Einschränkungen sowohl hinsichtlich der Informationstiefe als auch der Vollständigkeit.

**Probleme und Lösungen.** Zur Generierung von bewertbaren Stichproben wurden folgende Lösungsansätze gefunden und erfolgreich erprobt:

- ⚡ Problem: Häufigkeit einer Handlung im Allgemeinen nicht abschätzbar.

Lösungsansatz:

Ausgewählt werden nur Ereignisse zu solchen Fehlhandlungen, für die sich ausreichend gut abschätzen lässt, wie oft die zugehörige Tätigkeit durchgeführt wird. Dies ist vor allem möglich bei periodisch wiederkehrenden Aufgabensituationen oder bei Aufgaben, deren Durchführung dokumentiert wird. Beispiele hierfür sind periodisch wiederkehrende Prüfungen, Instandhaltungsaufgaben, An- und Abfahrvorgänge, sich wiederholende betriebliche Maßnahmen etc. In Betracht zu ziehen sind Vorkehrungen des Anlagenbetreibers gegen die Wiederholung eines aufgetretenen Ereignisses. So können z. B. technische Veränderungen eine Wiederholung des beobachteten Ereignisablaufs (d. h. Fehlhandlungen mit unmittelbarer Meldepflicht als Folge) unmöglich machen. Dieser Zusammenhang ist bei der Ermittlung der Gesamtzahl aller Handlungssituationen, in denen eine zu einem meldepflichtigen Ereignis führende Fehlhandlung auftreten kann, zu berücksichtigen.

- ⚡ Problem: Nicht alle Handlungsfehler führen zu einem meldepflichtigen Ereignis.

Lösungsansatz:

Ausgewählt werden nur Handlungen, die im Fehlerfall eindeutig entdeckbar sind und die

## 4.3 Fortschritte bei der Verifikation von Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen

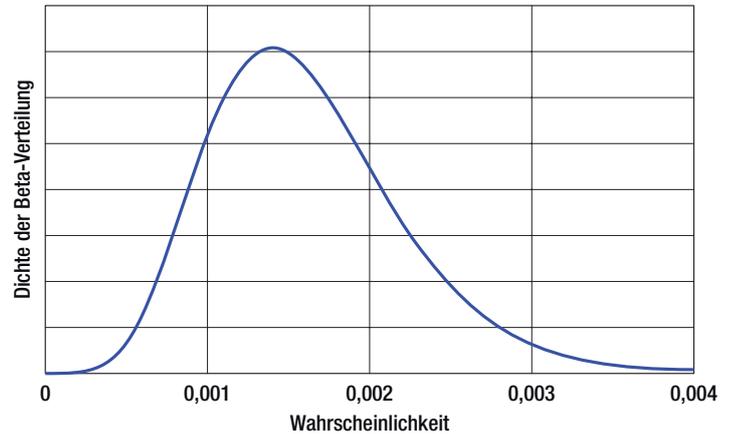
aufgrund der Kriterien der Meldeverordnung unmittelbar ein meldepflichtiges Ereignis zur Folge haben. Gleichbleibende Meldekriterien sind somit eine Voraussetzung, um eine homogene, statistisch auswertbare Stichprobe zu Personalhandlungen aufzubauen. Eine wesentliche Änderung der Meldekriterien erfolgte 1985. Ab diesem Zeitpunkt weisen die meldepflichtigen Ereignisse hinsichtlich der zugrunde liegenden Meldekriterien eine ausreichende Homogenität auf. Der Auswertzeitraum kann im Einzelfall erweitert werden, wenn die Fehlhandlung z. B. unmittelbar eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat. Solche Ereignisse waren auch schon vor 1985 meldepflichtig.

⚡ Problem: Fehlerfördernde Einflussfaktoren nur lückenhaft dokumentiert.

Lösungsansatz:

Einflussfaktoren sind durch nachträgliche Recherchen zu identifizieren. Da sich die Auswertung auf vorgeschriebene Tätigkeiten beschränkt, können wesentliche Einflussfaktoren in der Regel auch nachträglich noch recherchiert werden. Solche nachträglichen Recherchen sind allerdings mit hohem Aufwand verbunden. Seit einiger Zeit werden daher von der GRS fehlerfördernde Einflussfaktoren systematisch erhoben. Sind die fehlerfördernden Einflussfaktoren bekannt, so können durch differenzierte Betrachtungen auch die Gewichte dieser Faktoren ermittelt werden.

**Großer Datenbestand.** In der GRS-Datenbank zu den meldepflichtigen Ereignissen aus deutschen Kernkraftwerken sind bis zum Stichtag 31. Dezember 2006 für die hier durchgeführten Auswertungen Informationen zu fast 6000 Ereignissen dokumentiert. Erfahrungsgemäß sind in etwa 40 % bis 50 % der Fälle Personal Fehlhandlungen an der Entstehung und dem Verlauf der Ereignisse beteiligt. Die Datenbank wurde im Rahmen des Vorhabens



### MELDEPFLICHTIGE EREIGNISSE

Bild 1

Verwechslungsfehler an Leitständen (im Greifraum, vergleichbares Aussehen und Bedienung,  $m = 4588$ ,  $n = 7$ ).

systematisch entsprechend den genannten Kriterien ausgewertet. Dieser Arbeitsschritt führte zu insgesamt 126 potenziell nutzbaren Stichproben.

### Ergebnisse

**Neue Erkenntnisse.** Bisher wurden 37 Stichproben abschließend bewertet. Bild 1 und Tabelle 1 »MELDEPFLICHTIGE EREIGNISSE« zeigen an Beispielen, welche Ergebnisse hierbei erzielt wurden. Die Kenngrößen bilden die erste auf der Betriebserfahrung in deutschen Kernkraftwerken beruhende probabilistische Datenbasis auf diesem Arbeitsfeld. Die Arbeitsergebnisse führten zu neuen Erkenntnissen und zu Vorschlägen für eine Fortschreibung der empfohlenen Methoden zur probabilistischen Bewertung von Personalhandlungen. So rechtfertigt die bisher vorliegende Verifikationserfahrung die im PSA-Methodenband grundsätzlich angesprochene Empfehlung für den THERP Datenbestand. Weiterhin liegen nun neue Daten zu Handlungen außerhalb der Warte und auch zu kognitiven Aufgaben (Erinnern von Information) vor.

## 4.3 Fortschritte bei der Verifikation von Zuverlässigkeitskenngrößen für Personalhandlungen

Handlung	Fehler	Einflüsse	Stichprobenparameter m/n	Fehlerwahrscheinlichkeiten P5%; PEW; P95%
Kommandotaste betätigen	Falsche Taste betätigt	Greifraum, gleich konstruiert; sonst gut gestaltet	948/1	$1,8 \cdot 10^{-4}$ ; $1,6 \cdot 10^{-3}$ ; $4,0 \cdot 10^{-3}$
Schraubhülse, Si-Ventil auf Markierung eindrehen	Zu große Abweichung	Große Genauigkeit erforderlich	913/1	$1,9 \cdot 10^{-4}$ ; $1,6 \cdot 10^{-3}$ ; $4,0 \cdot 10^{-3}$
Kommandotaste betätigen	Taste zu spät betätigt	Kurze Zeitspanne zwischen Erkennen und Ausführen	608/2	$9,4 \cdot 10^{-4}$ ; $4,1 \cdot 10^{-3}$ ; $9,0 \cdot 10^{-3}$
Einbringen eines Baugruppensimulationsstiftes	Simulation an falscher Baugruppe	Greifraum, gleich konstruiert	48/1	$3,6 \cdot 10^{-3}$ ; $3,1 \cdot 10^{-2}$ ; $7,8 \cdot 10^{-2}$
Drehschalter betätigen	Falscher Drehschalter betätigt	Greifraum, gleich konstruiert	1332/1	$1,3 \cdot 10^{-4}$ ; $1,1 \cdot 10^{-3}$ ; $2,9 \cdot 10^{-3}$
Kommandotaste betätigen	Falsche Taste betätigt	Greifraum, gleich konstruiert; sonst gut gestaltet	400/1	$4,4 \cdot 10^{-4}$ ; $3,7 \cdot 10^{-3}$ ; $9,7 \cdot 10^{-3}$

### MELDEPFLICHTIGE EREIGNISSE

Tabelle 1  
Daten zu Ausführungsfehlern

### Ausblick

**Nicht alle Probleme gelöst.** Zusammenfassend ist festzuhalten, dass Fortschritte bei probabilistischer Bewertung von Personalhandlungen erzielt wurden. Gleichwohl zeigte sich, dass hierdurch nicht alle Probleme auf dem Fachgebiet gelöst werden können. Insbesondere bei der probabilistischen Bewertung von Diagnosehandlungen wird man nach wie vor auf Ergebnisse von Simulationsstudien und Expertenschätzungen zurückgreifen müssen. Jedoch kann die Qualität vieler derzeit verfügbarer Bewertungsmethoden, d.h. nicht nur die im Methodenband empfohlenen, anhand des vorliegenden Datenbestandes aus der deutschen Betriebserfahrung überprüft werden.

Die Arbeiten zur Auswertung der Datenbasis »Meldepflichtige Ereignisse« werden zum Abschluss gebracht. Darüber hinaus soll auch methodisches Neuland beschritten werden. Ausgewertet werden soll die Betriebserfahrung zu sicherheitsrelevanten Personalhandlungen, die im Fehlerfall zu einem meldepflichtigen Ereignis führen, aber bis jetzt noch nicht auffällig geworden sind. Mit der pessimistischen Annahme eines Fehlers können Stichproben, die mit der Bayes'schen Methode bewertbar sind, erarbeitet werden. Diese neue Datenquelle könnte einerseits als Vorinformation für vergleichbare, bereits bewertete Handlungen genutzt werden. Andererseits liefert sie pessimistische Abschätzungen zu noch nicht bewertbaren Handlungs- und Fehlertypen.

## 5. Endlagersicherheitsforschung



Dr. Jörg Mönig



Tilmann Rothfuchs

→ Die Verfolgung internationaler Entwicklungen trägt maßgeblich zu einer erfolgreichen Ausrichtung der Endlagersicherheitsforschung bei. Wichtige Ziele sind hierbei die Absicherung eigener Ergebnisse aus Forschung und Entwicklung. Die Mitarbeit in internationalen Gremien und Projekten ermöglicht zudem die Vernetzung mit renommierten Forschungseinrichtungen auf internationaler und nationaler Ebene. Von besonderer Bedeutung ist der Wissenstransfer in beide Richtungen. Dieser stellt einerseits sicher, dass eigene Sicherheitsanforderungen und -erkenntnisse international wahrgenommen werden und andererseits wichtige internationale Entwicklungen im eigenen Umfeld nicht übersehen werden. Vor diesem Hintergrund nimmt die Beteiligung der GRS an internationalen Verbundprojekten im eigenen Forschungsprogramm einen hohen Stellenwert ein. Eine besondere Rolle spielen dabei die von der Europäischen Kommission geförderten Projekte.

### Schwerpunkte europäischer Endlagerforschung

Die Entwicklung und Anwendung von Methoden und Verfahren zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen stand in den letzten Jahren im Vordergrund der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des GRS-Bereichs Endlagersicherheitsforschung.

**Rahmenprogramm der Europäischen Kommission.** Dem Themenkomplex Endlagersicherheit waren und sind viele der im 6. und 7. Rahmenprogramm von der Europäischen Kommission ausgeschriebenen Projekte gewidmet. Im Mittelpunkt standen dabei Fragen zur Verbesserung und Harmonisierung von Methoden und Werkzeugen für den Langzeitsicherheitsnachweis (Projekt PAMINA)



### PAMINA-PARTNER

PAMINA-Projekt: Die Teilnehmer beim Abschlusstreffen vom 27. bis 30. September in Hohenkammer bei München

sowie zur Verbesserung des Verständnisses der im Endlager ablaufenden Prozesse zur Absicherung der in den Sicherheitsanalysen eingesetzten Modelle (z. B. Projekte THERESA und RECOSY).

Hinzu kamen in jüngerer Zeit auf Wunsch der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) insbesondere auch Projekte, die sich mit der Entwicklung, Erprobung und Demonstration der erforderlichen technischen Einrichtungen für den Betrieb und den langzeitsicheren Verschluss von Endlagern befassen. Von Bedeutung war in diesem Zusammenhang das Projekt Engineering Studies and Demonstration of Repository Design (ESDRED), in dem die Funktionstüchtigkeit prototypischer Einlagerungs- und Verschlussysteme erfolgreich demonstriert wurde.

## Internationale Verbundprojekte

### Das Projekt PAMINA

Das Projekt »*Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case (PAMINA)*« betrifft die Anwendung analytischer Methoden bei der Entwicklung des Sicherheitsnachweises. An PAMINA nahmen insgesamt 27 Organisationen aus zehn Ländern teil. Das 2006 gestartete Projekt endete 2009. Die Koordination von PAMINA oblag der GRS. Die einzelnen inhaltlichen Projektaufgaben wurden in einer Reihe von Arbeitspaketen jeweils von Arbeitsgruppen bearbeitet, an denen mehrere Institutionen aus verschiedenen Ländern beteiligt waren. Die Projektarbeiten bezogen sich dabei auf die unterschiedlichen Wirtsgesteine, die in Europa untersucht werden (Salzgestein, Tongestein und Hartgestein).

**Überblick über bisherige Forschung.** Zunächst wurde ein aktueller und umfassender Überblick über methodische Ansätze, die verwendeten numerischen Tools und die in der Vergangenheit gewonnenen Erfahrungen bei der Führung von Langzeitsicherheitsnachweisen erarbeitet. Dabei wurden in einem systematischen Ansatz sowohl die Sicht der Antragsteller als auch der Genehmigungsseite dokumentiert.

**Schwerpunkt des Projekts.** Schwerpunkt des Projektes war es, ein gemeinsames Verständnis der unterschiedlichen Vorgehensweisen zum Umgang mit Ungewissheiten beim Langzeitsicherheitsnachweis zu entwickeln. Ungewissheiten bestehen beispielsweise im Hinblick auf die zukünftige Entwicklung des Endlagersystems, bezüglich der verwendeten mathematischen Modelle zur Abbildung der Systemabläufe und in Bezug auf die verwendeten Eingangsdaten.

**Weiterentwicklung von Methoden.** Möglichkeiten für methodische Weiterentwicklungen beim Langzeitsicherheitsnachweis wurden ebenfalls untersucht. Dies betraf Aspekte der Szenarienentwicklung für die unterschiedlichen Wirtsgesteine, Methoden und Codes zur Behandlung des Gastransports und zur Modellierung des Radionuklid-Quellterms sowie die Verwendung von Sicherheits- und Funktionsindikatoren.

**Methodisch angepasstes Vorgehen.** Die unterschiedlichen Arten der Ungewissheiten erfordern angepasste methodische Vorgehensweisen, die im Projekt PAMINA detailliert beschrieben und anhand vieler konkreter Fälle bewertet wurden. So ergeben sich zum Beispiel Fragen im Hinblick auf die Übertragbarkeit für die reale Situation bei Daten, die aus Messungen im Labor an kleinen Probekörpern bzw. an Einzelpunkten im Feld gewonnen werden. Für dieses Upscaling der Messdaten wurden im Projekt PAMINA verschiedene Vorgehens-

weisen beschrieben und bewertet. Dabei wurden auch verschiedene Methoden zur Sensitivitätsanalyse im Hinblick auf ihre Anwendbarkeit für verschiedene Situationen betrachtet. Mit Hilfe von Sensitivitätsmethoden lassen sich diejenigen Parameter identifizieren, deren Ungewissheiten den größten Einfluss auf die Bandbreite der Modellergebnisse besitzen.

**Rechnungen mit vereinfachten Annahmen.** Langzeitsicherheitsanalytische Modellrechnungen zeichnen sich durch vielfältige Vereinfachungen in den zugrundeliegenden Modellannahmen hinsichtlich der ablaufenden Prozesse sowie der Dimensionalität aus. In einem weiteren Arbeitsschwerpunkt von PAMINA wurde bewertet, ob es für bestimmte Fragestellungen wichtig ist, der Komplexität angemessen Rechnung zu tragen. So konnte z. B. für das Volllaufen einer trockenen, mit Salzgrus versetzten Strecke in einem Endlager im Salinar gezeigt werden, dass der Prozess mit dem vereinfachten Ansatz der langzeitsicherheitsanalytischen Programme hinreichend genau abgebildet wird. Ein durch Dichteunterschiede im Grubengebäude hervorgerufener Lösungstransport kann jedoch nur mit Einschränkungen berechnet werden.

**MESA.** Die umfangreichen Ergebnisse des PAMINA-Projekts sind vollständig im Internet unter [www.ip-pamina.eu](http://www.ip-pamina.eu) abrufbar. Sie sind vor allem für Organisationen von Endlagerbetreibern, Genehmigungsbehörden sowie unterstützende Fachinstitutionen von Bedeutung. Der Wert der Ergebnisse zeigt sich auch daran, dass sie einen wichtigen Beitrag für das Projekt »Methods for Safety Assessment (MESA)« liefern, das von der »Integration Group for the Safety Case (IGSC)« der OECD/NEA durchgeführt wird und in die Neuabfassung einer NEA-Publikation zur Durchführung von Sicherheitsanalysen münden soll.

## Das Projekt THERESA

Bei den Forschungsarbeiten zur Entwicklung von Verschlusskonzepten für ein Endlager in einer Steinsalzformation steht der Aspekt des sicheren Einschlusses der radioaktiven Abfälle im einschlusswirksamen Gebirgsbereich im Vordergrund. In Deutschland wird ein Multibarrierenkonzept verfolgt, wobei das sicherheitsgerichtete Zusammenwirken geotechnischer Verschlussbauwerke (z. B. Dämme aus Salzbeton) mit der intakten geologischen Barriere nachzuweisen ist.

**Bedeutung von Auflockerungszonen in Endlagern.** Bei der Errichtung von Endlagern entstehen in der Wirtsgestein am Rand der Einlagerungshohlräume Auflockerungszonen. Diese bilden sich im Salzgebirge nach der Installation von Verschlussbauwerken durch Kriechverformung wieder zurück. Zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises muss dieser Vorgang verstanden und mit Hilfe abgesicherter numerischer Modelle hinreichend sicher prognostizierbar sein. Es ist z. B. zu klären, ob die Auflockerungszone nur von vorübergehender Bedeutung ist oder ob sie eine Langzeitrelevanz besitzt und folglich in den Modellen der Langzeitsicherheitsanalyse explizit zu berücksichtigen ist.

**Überprüfung von THM-Modellen.** Im von der KEG geförderten Projekt »Models of coupled thermal-hydrological-mechanical-chemical processes for application in repository safety assessment (THERESA)« wurde in den Jahren 2007 bis 2009 eine Überprüfung der Leistungsfähigkeit gekoppelter thermisch-hydraulisch-mechanischer Modelle (THM-Modelle) vorgenommen. Die Arbeiten für das Wirtsgestein Salz wurden dabei von der GRS koordiniert. Neben der GRS waren an den Arbeiten zur Salzoption die deutschen Institutionen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), DBE TECHNOLOGY GmbH, das In-



**PROJEKT THERESA**

Bild 1  
MTS-Prüfanlage im Geowissenschaftlichen Labor der GRS

stitut für Gebirgsmechanik (IfG), das Karlsruher Institut für Technologie – Institut für Nukleare Entsorgung (KIT-INE), die Technische Universität Clausthal (TUC), die niederländische Nuclear Research and Consultancy Group (NRG), das spanische Centre International de Méthodes Numériques en Ingeniería (CIMNE) beteiligt.

Zunächst erfolgte eine Überprüfung der verschiedenen von den Projektpartnern verwendeten Stoffmodelle in einer Benchmark-Modellierung großskaliger Laborversuche. Diese wurden in der triaxialen Großprüfanlage der Firma Rock Mechanics Test System Corporation (MTS) (Bild 1 »PROJEKT THERESA«) im geowissenschaftlichen Labor der GRS in Braunschweig durchgeführt.

Nach Kalibrierung des Stoffmodells auf Basis der Laborergebnisse untersuchte die GRS als wichtigen Endlager-Referenzfall die Rückbildung der Auflockerungszone um ein Streckenverschlussbauwerk aus Salzbeton. Die zuvor mittels numerischer Simulation prognostizierte zeitliche Entwicklung der Durchlässigkeit der Auflockerungszone wurde dabei im GRS-eigenen sicheranalytischen Code EMOS (Endlagerbezogene Modellierung von Szenarien) verwendet, um die Langzeitwirksamkeit der Auflockerungszone zu untersuchen.

Die Ergebnisse zeigen, dass ein Nachschnitt der Streckenkontur vor Installation von Abschlussbauwerken im Wirtsgestein Salz eine sinnvolle und sicherheitsgerichtete Maßnahme darstellt. Die Auflockerungszone hat ihre Signifikanz nach maximal einigen tausend Jahren weitgehend verloren.

### Das Projekt RECOSY

Ein weiteres Projekt, das sich mit der Verbesserung des Verständnisses von Prozessen im Endlager befasst, ist das EU-Projekt »*Redox Phenomena Controlling Systems (RECOSY)*«. Das Projekt wurde im April 2008 mit 32 Institutionen aus insgesamt 14 Nationen begonnen. Ziel des Projektes ist es, ein gesichertes Verständnis über Redoxprozesse zu gewinnen, die in einem Endlager für radioaktive Abfälle zur Rückhaltung aber auch zur Freisetzung von Radionukliden führen können. Redoxprozesse sind chemische Reaktionen, bei denen gleichzeitig einer der Reaktionspartner reduziert (Elektronen aufnimmt) und ein anderer Reaktionspartner oxidiert wird (Elektronen abgibt). Dadurch ist es möglich, in Langzeitsicherheitsanalysen elementbezogene Löslichkeiten milieuspezifisch abzuschätzen. Somit können Konservativitäten bei der Berechnung des maximal möglichen Radionuklidaustrags aus dem Nahfeld eines Endlagers abgebaut werden. Unter anderen werden Methoden entwickelt, mit denen das Redoxpotential ver-

lässlich bestimmt werden kann. An dieser letzten Aufgabe ist die GRS mit beteiligt.

**Verbessertes Verständnis von Redoxprozessen.** Im Zuge eines Ringversuches im November 2009 trafen sich Mitglieder von 19 Institutionen am KIT/INE, um ihre entwickelten Methoden an verschiedenen synthetischen und natürlichen Proben zu testen und zu vergleichen. Die GRS entwickelte eine Methode zur Bestimmung des Redoxpotentials insbesondere in salinaren Lösungen, da hier bei der üblichen einfachen Messung mittels einer Redoxelektrode Verfälschungen des Messwertes aufgrund von Ionendiffusionseffekten an der Referenzelektrode eintreten. Mit Hilfe der von GRS für RECOSY entwickelten Funktionen können korrigierte Redoxpotentiale angegeben werden, die in ihrer Höhe vergleichbar sind mit der Bestimmung des Redoxpotentials mittels UV-spektrometrischer Konzentrationsbestimmung des redoxbestimmenden Redoxpaares Fe (II) und Fe (III). Bei Anwendung der entwickelten Funktionen ist also eine sinnvolle Interpretation von gemessenen Redoxpotentialen auch in hochsalinaren Medien möglich.

Mit den erzielten Ergebnissen leistet die GRS einen unverzichtbaren und international beachteten Beitrag zur Beschreibung des geochemischen Milieus in hochsalinaren Lösungen und schließt damit eine wichtige Lücke bei der Prognose elementspezifischer Löslichkeiten von Radionukliden.

### Projekt ESDRED: Experimente zu selbstdichtenden Barrieren (SB)

Mit dem von 2004 bis 2009 durchgeführten Projekt »*Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs (ESDRED)*« befasste sich ein Konsortium aus neun Ländern im 6. Forschungsprogramm der EU erstmals mit der prototypischen Entwicklung, Erprobung und Demonstration

größtechnischer Einlagerungs- und Verschlusssysteme in Endlagern für hochradioaktive Abfälle. Die GRS war mit ihrem Fachbereich Endlagersicherheitsforschung an diesem europäischen Projekt beteiligt. Aufgabe der GRS war die Untersuchung und Demonstration der Eignung von Ton/Sand-Mischungen als selbstdichtende Barrieren (SB) für den langzeitsicheren Verschluss von Einlagerungszellen in einem Tonendlager.

**Ton/Sand-Mischungen als alternatives Verschlussmaterial.** Viele Konzepte zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in geologischen Formationen sehen im Hinblick auf den sicheren Einschluss der Abfälle die Verwendung von hoch kompaktiertem Bentonit als Puffermaterial (Buffer) zwischen Abfallbehälter und Wirtsgestein vor. Im Jahre 2000 begann die GRS ergänzend hierzu moderat kompaktierte Ton/Sand-Mischungen als alternatives Verschlussmaterial zu untersuchen, da derartige Materialmischungen möglicherweise eine geeignete Alternative für den Verschluss gasführender Endlagerbereiche darstellen können (Bild 2 »PROJEKT ESDRED«).

Im Vergleich zu hoch kompaktiertem Dichtmaterial weisen Ton/Sand-Mischungen im ungesättigten Einbauzustand eine hohe Durchlässigkeit gegenüber Gas und im gesättigten Endzustand einen vergleichsweise niedrigen Gaseintrittsdruck auf. Das Material wirkt quasi wie ein Überdruckventil. Bei der Auswahl optimierter Materialmischungen wird somit eine durch Korrosion der Abfallbehälter hervorgerufene Ausbildung hoher Gasdrücke im Nahfeld des Einlagerungsbereichs sowie die hiermit möglicherweise verbundene Schädigung des Wirtsgesteins vermieden. Die mögliche Freisetzung von Radionukliden über das intakte gesättigte Wirtsgestein wird folglich rein diffusiv und damit hinreichend langsam ablaufen.

**In-situ-Untersuchungen in Mont Terri.** Ziel des Experiments mit selbstdichtenden Barrieren war es, zu belegen, dass die vorteilhaften Dichteigenschaften von Ton/Sand-Gemischen auch unter endlagerrelevanten Bedingungen technisch realisiert und nachgewiesen werden können. Zu diesem Zweck wurden neben großmaßstäblichen Technikumsversuchen im Labor der GRS auch In-situ-Untersuchungen unter repräsentativen Endlagerbedingungen im Schweizer Untertagelabor Mont Terri durchgeführt. Der experimentelle Aufbau der Labor- und In-situ-Versuche in Bohrlochern war weitgehend identisch, so dass ein unmittelbarer Ergebnisvergleich möglich war (Bild 3 »PROJEKT ESDRED«).



### PROJEKT ESDRED

Bild 2

Technikumversuch zu selbstdichtenden Barrieren (SB) im Geowissenschaftlichen Labor der GRS

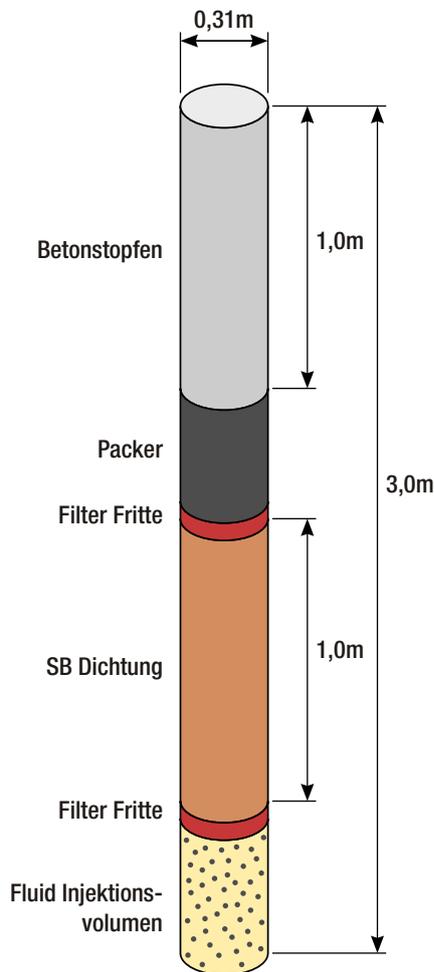
Die In-situ-Untersuchungen im Mont Terri-Labor dauern wegen langer Aufsättigungszeiten noch an. Die bisherigen Ergebnisse entsprechen aber in ihrem Trend den zuvor im Technikum ermittelten Daten. Es kann deshalb von einer Eignungsbestätigung auch unter In-situ-Bedingungen ausgegangen werden. Auf Wunsch der KEG werden die Versuche bis zum erfolgreichen Abschluss durchgeführt werden.

**Beiträge zu Verschlusskonzepten.** Mit ihren Beiträgen zu den EU-Projekten THERESA und ESDRED hat die GRS wichtige Beiträge zur Entwicklung geeigneter Verschlusskonzepte für Endlager in Salz- und Tonformationen bzw. für den jeweilig erforderlichen Nachweis des sicheren Einschlusses geleistet. Die gewonnen experimentellen Ergebnisse tragen zur Vertiefung des mit der Aufgabenstellung verbundenen Prozessverständnisses bei und bilden auch die erforderliche Grundlage für die Absicherung der in der Langzeitsicherheitsanalyse verwendeten Modelle.

**Fazit und Ausblick**

Durch die seit vielen Jahren erfolgreich praktizierte Beteiligung an internationalen, insbesondere an den von der Europäischen Kommission geförderten Projekten, trägt die GRS aktiv zur Absicherung eigener Forschungs- und Entwicklungsergebnisse bei. Die daraus ebenfalls resultierende enge nationale und internationale Vernetzung mit renommierten Forschungseinrichtungen erlaubt es, dass eigene Erkenntnisse international wahrgenommen und wichtige internationale Entwicklungen im eigenen Umfeld nicht übersehen werden. Ergänzt wird dies durch die Mitarbeit in internationalen Gremien, wie z. B. der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD oder der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO).

Die GRS hat sich in diesen Forschungsprojekten als anerkannter und zuverlässiger Partner bewährt. Die aktive Beteiligung der GRS an internationalen Forschungsprojekten wird auch in Zukunft einen besonders hohen Stellenwert einnehmen und zur Sicherung und Weiterentwicklung der fachlichen Kompetenz der GRS beitragen.



**PROJEKT ESDRED**

**Bild 3**  
In-situ-Experiment zur Aufsättigung der Ton/Sand-Dichtung im Mont-Terri-Untertagelabor (CH)

## 5.1

# Nachweis des sicheren Einschusses für ein Endlager im Salzgestein



Dr. Jens Wolf

→ Sowohl in Deutschland als auch international wird die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Schichten als geeignete Entsorgungsoption angesehen. Diese Option beruht auf dem langfristigen sicheren Einschuss der in den Abfällen enthaltenen Radionuklide im sogenannten einschlusswirksamen Gebirgsbereich (ewG). Die einschlusswirksamen Eigenschaften des ewG – auch als dessen Integrität bezeichnet – sollen dabei durch das Zusammenwirken von geotechnischen Barrieren und der Barrierewirkung des Gesteins gewährleistet werden. Im Rahmen des Vorhabens ISIBEL hat die GRS in Zusammenarbeit mit der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) und der DBE TECHNOLOGY GmbH ein Sicherheits- und Nachweiskonzept für den sicheren Einschuss von wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen in Salzgestein entwickelt. Der Schwerpunkt dieses Beitrags liegt auf der Darstellung des Nachweiskonzepts, das die GRS in Abstimmung mit den vorgenannten Projektpartnern erarbeitet und anhand von Beispielrechnungen getestet hat.

### Einleitung

**Definition und Bedeutung des sicheren Einschusses.** Ziel der Endlagerung ist die sichere Entsorgung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (wird auch als high active waste, kurz: HAW, bezeichnet), um den Schutz des Menschen und seiner Umwelt vor diesen Abfällen zu gewährleisten. Der langfristige sichere Einschuss der in den Abfällen enthaltenen Radionuklide in tiefen geologischen Schichten und damit die Isolation der Abfälle von

der Biosphäre wird gemäß den nationalen und internationalen Regelwerken und Empfehlungen als geeignete Entsorgungsoption gesehen. Der sichere Einschuss ist dann gegeben, wenn die radioaktiven Abfälle in einem definierten Gebirgsbereich so eingeschlossen sind, dass sie im Wesentlichen am Einlagerungsort verbleiben und allenfalls geringe definierte Stoffmengen diesen Gebirgsbereich verlassen. Der zu diesem Zweck definierte

Gebirgsbereich wird als einschlusswirksamer Gebirgsbereich (ewG) bezeichnet.

**Das Vorhaben ISIBEL.** Die GRS hat im Rahmen des Vorhabens »ISIBEL - Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW« in Zusammenarbeit mit der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) und der DBE TECHNOLOGY GmbH ein Sicherheits- und Nachweiskonzept entwickelt, das auf dem Konzept des sicheren Einschlusses für ein HAW-Endlager in einer Salzformation beruht. Die Eigenschaften der Salzformation wurden an Hand der Gegebenheiten des Salzstockes Gorleben festgelegt.

**Das Sicherheitskonzept.** Der sichere Einschluss der Abfälle wird primär durch die geologische Barriere gewährleistet. Sie wird durch die Salzformationen des Salzstockes, insbesondere durch die undurchlässigen und trockenen Schichten aus Steinsalz gebildet. Das gesamte Hohraumvolumen sämtlicher Grubenbaue des Endlagerbergwerkes wird nach der Einlagerung der Abfälle mit Salzgrus verfüllt. Aufgrund des Gebirgsdruckes und der plastischen Eigenschaften des Steinsalzes wird der Salzgrus mit der Zeit kompaktiert. Dabei nimmt seine Porosität und Permeabilität (d. h. seine Durchlässigkeit für Gase oder Flüssigkeiten) ab, bis er langfristig ähnliche Barriereigenschaften wie unverritztes Steinsalz aufweist. Dadurch wird die bei der Errichtung des Endlagers unvermeidbare Perforation der geologischen Barriere – also deren Beschädigung durch Schächte und Strecken – geheilt und ein Zutritt von Lösungen zu den Abfällen bzw. ein Austreten von schadstoffbelasteten Lösungen entlang der Strecken und Schächte verhindert oder zumindest stark behindert. Solange der Salzgrus diesen Zustand noch nicht erreicht hat, müssen geotechnische Verschlussbauwerke in den Strecken und Schächten die Dichtfunktion wahrnehmen.

### Konzept für den Nachweis des sicheren Einschlusses

**Strategie.** Der Nachweis des sicheren Einschlusses basiert auf der Gewährleistung der einschlusswirksamen Eigenschaften (Integrität) der geologischen und geotechnischen Barrieren des Endlagersystems. Nur wenn diese beiden Nachweise geführt werden können, ist das weitere Nachweiskonzept sinnvoll einsetzbar. Die Integritätsnachweise werden dabei durch Bewertungen der Freisetzungen von Radionukliden aus dem ewG ergänzt, die unter bestimmten Randbedingungen auftreten können.

Für diese Vorgehensweise muss der ewG ausgewiesen werden, für den der sichere Einschluss nachgewiesen werden soll. Zum Nachweis gehört auch die Auswahl von Indikatoren als Grundlage für die Bewertung des sicheren Einschlusses.

**Bausteine des Nachweiskonzeptes.** Das entwickelte Nachweiskonzept besteht aus drei Bausteinen:

**Baustein 1** Nachweis der Integrität für die geologische und die geotechnischen Barrieren

**Baustein 2** Räumliche und zeitliche Ausweisung des ewG

**Baustein 3** Bestimmung von Indikatoren, die einen Nachweis erlauben, dass die Radionuklidfreisetzungen aus dem ewG als geringfügig einzustufen sind.

Da die Entwicklung eines Endlagersystems für lange Zeiträume nicht ausreichend genau vorhergesagt werden kann, müssen diese Nachweise für mehrere unterschiedliche Entwicklungen untersucht werden. Welche Entwicklungen zu betrachten sind, wird in der sogenannten Szenarienanalyse festgelegt. Beispiele für Entwicklungen, die im Rahmen einer solchen Analyse als zu betrachtende Szenarien definiert werden können, sind unterschiedliche Auswirkungen künftiger Kalt-

zeiten (die sogenannten »Eiszeiten«) oder aber der Ausfall einer geotechnischen Barriere (z. B. eines Schachtverschlusses).

### Nachweis der Integrität

**Geologische Barriere.** Der Nachweis der Integrität der Salzbarriere basiert vor allem auf den Ergebnissen mechanischer bzw. thermomechanischer Modellberechnungen. Da Aussagen über sehr große Zeiträume getroffen werden müssen – gefordert sind hier eine Million Jahre –, werden geomechanische Prognosemodelle verwendet, die die langfristig zu erwartenden physikalischen Prozesse im Gebirge beschreiben. Die Integrität der Salzbarriere ist nachgewiesen, wenn aus geomechanischer Sicht ausgeschlossen werden kann, dass sich über diese Zeiträume keine Wegsamkeiten bilden, die einen Zutritt von Lösungen erlauben. Zur Beurteilung werden zwei Kriterien herangezogen:

**1. Dilatanzkriterium:** Spannungszustände unterhalb der Dilatanzgrenze eines Gesteins sind auch langfristig nicht mit Auflockerungen verbunden und gewährleisten somit auch die Integrität des Salzgesteins.

**2. Laugendruckkriterium:** Die Integrität ist gewährleistet, wenn die kleinste Hauptdruckspannung nicht unter den Wert des in der entsprechenden Teufe (bergmännischer Begriff für die Tiefe unter einem definierten Punkt) anzunehmenden hydrostatischen Drucks fällt.

**Geotechnische Barriere.** Die Schächte und die Zugänge zwischen dem Infrastruktur- und den Einlagerungsbereichen werden mit sogenannten Schacht- bzw. Streckenverschlüssen verschlossen. Diese geotechnischen Barrieren werden hinsichtlich ihres hydraulischen Widerstandes und der Langzeitstabilität so angeordnet und ausgelegt, dass der Zutritt von Lösungen über den Schacht und die mit Salzgrus verfüllten Strecken bis zu den endgelagerten Abfällen verhindert werden

kann. Das Nachweiskonzept sieht vor, dass für jede zu betrachtende Barriere ein Nachweis der Standsicherheit, der Rissbeschränkung und der Dauerhaftigkeit geführt werden muss. Zudem ist auch der Nachweis der Herstellbarkeit zu führen. Die Einhaltung des erforderlichen hydraulischen Widerstands für Dichtkörper, Kontaktzone und Auflockerungszone ergibt dann zusammen mit den vorgenannten Nachweisen den Integritätsnachweis für das jeweilige geotechnische Bauwerk.

**Temperatur im Endlager.** Die Temperatur im Umfeld der eingelagerten Abfälle hat einen maßgeblichen Einfluss auf die Eigenschaften des Wirtsgesteins. Deshalb stellt die im Endlagerkonzept vorgesehene Maximaltemperatur von 200°C eine wichtige Randbedingung dar, die bei der Nachweisführung berücksichtigt werden muss.

### Ausweisung des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs (ewG)

**Allgemeine Ausweisung.** Mit der allgemeinen Ausweisung wird der Bereich des Salzstocks festgelegt, in dem der ewG liegen darf.

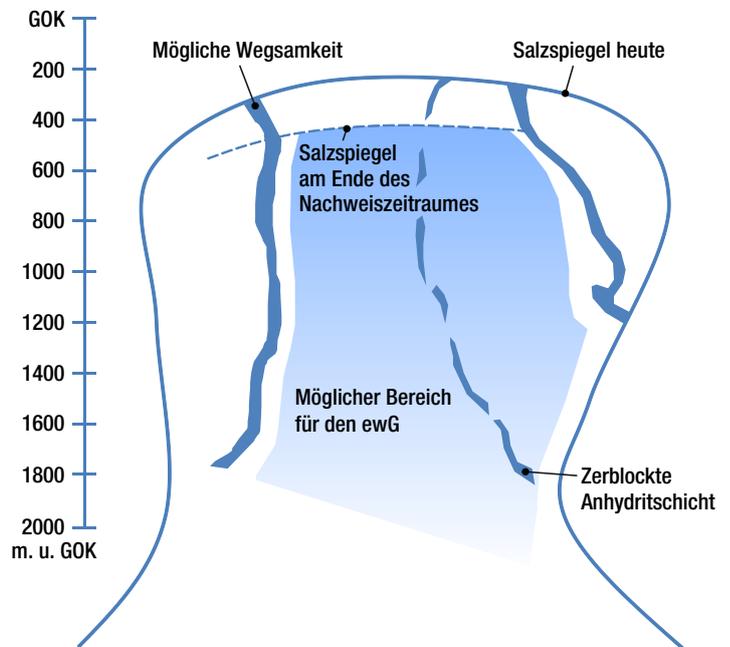
Der ewG muss in einem Teil des Salzstocks liegen, der im jeweiligen Betrachtungszeitraum nicht durch Subrosion (d. h. die unterirdische Auslaugung des Gesteins) oder Erosion (die Abtragung von Gestein an der Oberfläche) beeinträchtigt werden kann. Im ewG sind die Grubenbaue im ausreichenden Abstand zu geologischen Einheiten, die Wegsamkeiten zu grundwasserführenden Schichten ausbilden können, angeordnet. Das bedeutet, dass der mögliche Bereich, in dem der ewG am Ende des Nachweiszeitraumes liegen kann, zum Salzspiegel hin – das ist das nach oben an das Deckgebirge angrenzende Ende des Salzstocks – durch den Tiefgang der im Nachweiszeitraum zu erwartenden Subrosionsprozesse (ggf. Erosionsprozesse) begrenzt ist.

Des Weiteren ist der Bereich für den ewG durch die Schichten begrenzt, die Wegsamkeiten zu grundwasserführenden Schichten im Deck- und Nebengebirge bilden können. Dies könnten beispielsweise bis zum Salzspiegel durchgehende Anhydritbänder sein. Bei Anhydrit handelt es sich um ein sprödes Salzgestein, das im Vergleich zum Steinsalz eine höhere Permeabilität aufweisen kann. Soweit eine solche Schicht eine Verbindung zu grundwasserführenden Gebirgsschichten bildet, ist potenziell eine durchgehende Wegsamkeit gegeben; die an diese Wegsamkeit angrenzenden Bereiche können dann nicht als ewG ausgewiesen werden.

**Beispiel: Salzstock Gorleben.** Bei vielen Salzstöcken, z.B. auch beim Salzstock Gorleben führt das spröde Verhalten des Anhydrits aber auch dazu, dass die Anhydritbänder beim Aufstieg des Salzes (das ursprünglich tiefer gelegene Salz dringt in die überlagernden Schichten ein und bildet den Salzstock) unter mechanischer Beanspruchung brechen und einzelne, isolierte Schollen bilden. Bildlich gesprochen schwimmen diese Schollen dann im umgebenden Gestein, d. h. dem Steinsalz.

Bei entsprechendem Abstand dieser Schollen können solche Strukturen daher nicht als durchgehende Wegsamkeiten betrachtet werden und stellen damit gemäß der Definition keine Begrenzungen für einen ewG dar. Der Bereich, in dem der ewG liegen darf, kann dann auf einen größeren Bereich des Salzstockes ausgedehnt werden (**Bild 1 »AUSWEISUNG DES ewG«**). Es muss aber darauf geachtet werden, dass einzelne Schollen den ewG nicht mit grundwasserführenden Schichten verbinden.

Um zu untersuchen, wie sich die Ausweisung des ewG auf die Bewertung des sicheren Einschlusses auswirkt, wurden in den Beispielrechnungen zwei unterschiedliche Abgrenzungen für den ewG gewählt (**Tabelle 1 »RECHENERGEBNISSE«**).



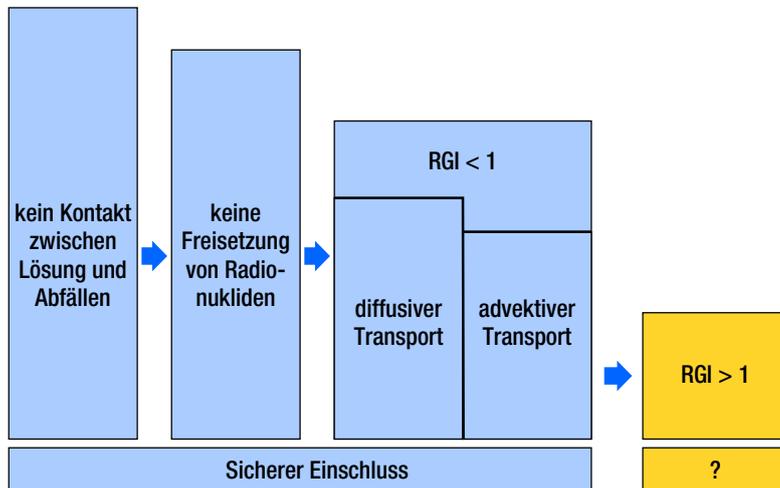
### AUSWEISUNGEN DES ewG

Bild 1

Abgrenzung des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs (ewG) in einem Salzstock mit zerblockter Anhydritstruktur

## Bestimmung von Indikatoren

**Schlüsseleigenschaft des Salzgesteins.** Aufgrund der Kriechfähigkeit des Steinsalzes werden in einem weitgehend trockenen Endlager die aufgefahrenen Hohlräume schnell verschlossen und die dort eingelagerten Abfälle von der Umwelt isoliert. Für die Bewertung des sicheren Einschlusses im Salzgestein stellt sich daher zuerst die Frage, ob und ggf. welche Menge an Lösung von außen in das Endlager eindringen kann. Letztlich ist entscheidend, ob es zu einem Kontakt von Lösung mit den Abfällen kommt. Ist ein solcher Kontakt nicht gegeben, ist der sichere Einschluss bereits nachgewiesen. Das hier vorgestellte Nachweis-konzept basiert daher auf einem mehrstufigen Verfahren (**Bild 2 »NACHWEISMETHODIK«**).



### NACHWEISMETHODIK

Bild 2

Darstellung der methodischen Schritte zum Nachweis des sicheren Einschlusses

**Bewertung der hydraulischen Verhältnisse.** In der ersten Stufe des Bewertungsverfahrens werden folgende Fragen geklärt:

- ⚡ Kommen die eingelagerten Abfälle mit Lösungen in Kontakt?
- ⚡ Findet eine Freisetzung von Radionukliden statt?
- ⚡ Welcher Transportprozess dominiert, Diffusion oder Advektion?

In einigen der möglichen Entwicklungen, die beim Nachweis des sicheren Einschlusses betrachtet werden, wird bei einem Endlager im Salzgestein keine Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG erfolgen. Der Nachweis ist dann für diese mögliche Entwicklung bereits abgeschlossen. Durch die Angaben zu den Fragestellungen können aber Fallunterscheidungen getroffen werden, die bei der Bewertung der Qualität des sicheren Einschlusses wichtige Argumente liefern.

**Bewertung der Radionuklidfreisetzung.** Im Falle einer Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG ist es notwendig, in einem weiteren Schritt eine solche Freisetzung zu bewerten. Dazu ist ein geeignetes Geringfügigkeitskriterium festzulegen. Als solches dient der sogenannte radiologische Geringfügigkeitsindex (RGI). Der RGI setzt das Ausmaß der Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG in Relation zu einem Maximalwert, der noch als geringfügig betrachtet wird. Der RGI ist somit eine dimensionslose Zahl. RGI-Werte unter 1 belegen die Geringfügigkeit von Radionuklidfreisetzungen aus dem ewG.

**Berechnungsvorschrift.** Um die unterschiedlichen radiologischen Wirkungen der Radionuklide zusammenzufassen, erfolgt die Bewertung der Radionuklidfreisetzungen mit Hilfe der Dosiskonversionsfaktoren (DKF), die auf Basis der einschlägigen Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 47

der Strahlenschutzverordnung berechnet werden. Als Bemessungsgrenze für die Geringfügigkeit der Radionuklidfreisetzungen  $K_{RGI}$  aus dem ewG dient ein Wert von 0,1 Millisvert pro Jahr (mSv/a). Der Wert entspricht einem Bruchteil der natürlichen Strahlenexposition, die in Deutschland etwa 2 bis 3 mSv/a beträgt.

Die Berechnung des RGI-Wertes erfolgt aus dem jährlichen Radionuklidstrom  $S$  [Bq/a] am Rande des ewG. Dieser Radionuklidstrom wird auf eine Wassermenge  $W$  von 500 m<sup>3</sup>/a verteilt. Dies ist die Wassermenge, die in Deutschland jedes Jahr pro Einwohner benötigt wird. Die Berechnungsvorschrift für den RGI ist

$$RGI = \frac{\sum S_i \cdot DKF_i}{W \cdot K_{RGI}}$$

Bei RGI-Werten größer 1 ist der sichere Einschluss nicht gegeben. Das heißt aber nicht zwangsläufig, dass die Freisetzung von Radionukliden aus dem ewG die Schutzziele verletzt. In diesem Fall ergibt sich aber die Notwendigkeit, durch weitere Untersuchungen die Relevanz der Freisetzung detaillierter zu bewerten, beispielsweise durch Berechnung der Strahlenexposition in der Biosphäre auf der Grundlage der heutigen Zustände im Deckgebirge und der Biosphäre.

### Bewertung des sicheren Einschlusses

**Untersuchte Rechenfälle.** Die GRS hat die Anwendbarkeit der Methodik anhand von Beispielrechnungen getestet. Mit unterschiedlichen Parameterkonstellationen zum hydraulischen Widerstand und zur Lebensdauer der einschlusswirksamen Barrieren wurden die Bedingungen für einen Lösungszutritt bis hin zu den Abfällen, der Lösungsprozess und die Mobilisierung von Ra-

Kriterium		ewG (z2HS)	ewG (gemäß Abb. 1)
Kein Kontakt zwischen Lösung und Abfällen		Bezugsfall Ausfall Schachtverschluss	Bezugsfall Ausfall Schachtverschluss
Keine Freisetzung von Radionukliden		Ausfall Streckenverschluss	Ausfall Streckenverschluss Lösungseinschluss z2/z3
RGI < 1	Diffusion	Lösungseinschluss z2/z3	Lösungseinschluss CSD-C Lösungseinschluss HAW Lösungseinschluss BSK3 Effektive Porosität im Bohrlochverschluss
	Advektion	Lösungseinschluss CSD-C Lösungseinschluss HAW	
RGI > 1		Lösungseinschluss BSK3 Effektive Porosität im Bohrlochverschluss	

### RECHENERGEBNISSE

Tabelle 1  
Ergebnisse der Methodik für die untersuchten Rechenfälle

dionukliden sowie der anschließende Austrag von Radionukliden aus dem ewG untersucht. Die Untersuchungen berücksichtigten auch mögliche Lösungseinschlüsse im Salzgestein. Die sich daraus ergebenden Rechenfälle sollen mögliche Entwicklungen des Endlagersystems darstellen, sind aber kein Ergebnis einer Szenarienanalyse. Des Weiteren wurden zwei Abgrenzungen für den ewG getestet:

- 1. Abgrenzung** Der ewG beschränkt sich auf das Hauptsalz (z2HS).
- 2. Abgrenzung** Der ewG ist auf den in Bild 1 angegebenen möglichen Bereich ausgedehnt.

**Ergebnisse.** Die in der Tabelle dargestellten Ergebnisse der Rechnungen zeigen, dass bei der eingeschränkten Ausdehnung des ewG (Abgrenzung 1: z2HS) zwei Rechenfälle auftreten, die zu einer Überschreitung des Bemessungswertes führen ( $RGI > 1$ ). Bei beiden Rechenfällen wurde daher die Strahlenexposition in der Biosphäre auf Basis der heutigen Bedingungen im Deckgebirge berechnet. Die entsprechenden Expositionen liegen im Bereich von  $10^{-9}$  Sv/a (also im Bereich von 0,000001 mSv/a) und damit mehrere Größenordnungen unter dem zurzeit gültigen Grenzwert von 0,3 mSv/a.

Bei den übrigen untersuchten Rechenfällen ist der sichere Einschluss nach der hier vorgestellten Methodik gegeben. Bei diesen Rechenfällen liegen z. T. unterschiedliche hydraulische Situationen vor:

- ⚡ Kein Kontakt zwischen den Abfällen und zutretenden Lösungen
- ⚡ Kontakt: Die Lösungsmengen sind so gering, dass keine Radionuklide aus dem Einlagerungsbereich bzw. dem ewG freigesetzt werden
- ⚡ Kontakt: Geringfügige Mengen ( $RGI < 1$ ) werden aus dem ewG freigesetzt:

Beim dritten Punkt kann noch nach dem dominierenden Transportprozess unterschieden werden (Tabelle 1 »RECHENERGEBNISSE«).

### Fazit

**Ausweisung des ewG.** Die Ergebnisse der Untersuchungen verdeutlichen, dass für den Nachweis des sicheren Einschlusses der Radionuklide im ewG eine sachgerechte Ausweisung der räumlichen Ausdehnung des ewG erforderlich ist. Wünschenswert ist eine nicht zu große Ausdehnung des ewG, da dem ewG-Konzept inhärent der Gedanken des Konzentrierens der Abfälle inneohnt. Außerdem ist der Nachweis der Integrität der geologischen Barriere und der Unversehrtheit

des ewG über den Nachweiszeitraum dann prinzipiell leichter durchzuführen. Der ewG sollte aber auch räumlich nicht so eng gefasst werden, dass es aufgrund der Prozessabläufe im Grubengebäude formal zur Verletzung eines Kriteriums für den sicheren Einschluss kommt, obwohl keine Radionuklide den unmittelbaren Endlagernahbereich verlassen. Der Antragsteller für ein Endlager muss belegen können, dass mit dem Sicherheits- und Nachweiskonzept bei der für den ewG ausgewiesenen räumlichen Ausdehnung ein plausibler und robuster Nachweis für den sicheren Einschluss der Radionuklide geführt werden kann.

**Bewertung des sicheren Einschlusses.** Der in dieser Untersuchung verwendete Ansatz bietet eine gute Grundlage für eine Bewertung des sicheren Einschlusses. Durch das mehrstufige Verfahren kann nicht nur die im Salzgestein wichtige Unterscheidung, ob es zu einem Kontakt zwischen Lösung und den Abfällen kommt oder nicht, getroffen werden. Es können auch Abstufungen für die Fälle, bei denen der sichere Einschluss gegeben ist, getroffen werden. Der Ansatz berücksichtigt die besonderen Eigenschaften von Steinsalz und liefert wichtige Argumente für den Langzeitsicherheitsnachweis.

**Ausblick.** In den untersuchten Rechenfällen wurde nur die Freisetzung von Radionukliden über den Lösungspfad untersucht. Die Rechnungen haben Transportprozesse, bei denen die Gasphase eine Rolle spielt, nicht berücksichtigt. Das vorgestellte Nachweiskonzept sollte auch für solche Rechenfälle getestet werden, am besten im Rahmen einer umfassenden Szenarienanalyse.

## 5.2

## Quecksilber – ein alter Schadstoff wird entsorgt



Dr. Sven Hagemann

➔ Quecksilber gehört zu den ältesten Schadstoffen der Menschheit. Seit mindestens 3.500 Jahren wird es abgebaut, genutzt und freigesetzt. Die Toxizität des Schwermetalls ist seit langem bekannt, doch das volle Ausmaß der durch menschliches Tun verursachten Gesundheitsschäden wird erst seit kurzem offensichtlich. Nun macht sich die Weltgemeinschaft daran, die Nutzung von Quecksilber schrittweise zu beenden und die Freisetzung von Quecksilber in die Umwelt zu verringern. Hierzu müssen Alternativen für bestehende Quecksilbernutzungen gefunden, Entsorgungsmöglichkeiten für nicht mehr benötigtes Quecksilber entwickelt, aber auch die Sanierung quecksilberhaltiger Flächen angegangen werden. In Zusammenarbeit mit dem Bundesumweltministerium (BMU), der Europäischen Kommission und dem Umweltprogramm der Vereinten Nationen (UNEP) trägt die GRS durch fachliche Beratung, wissenschaftliche Analysen und Informationsaustausch zur Lösung dieser Probleme bei.

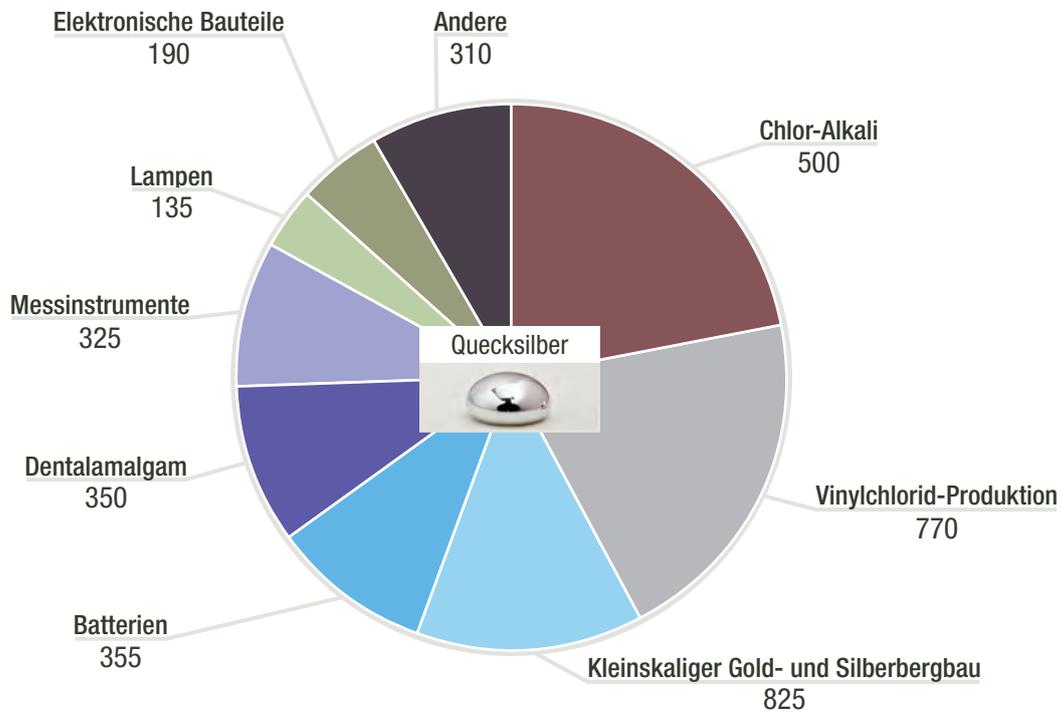
### Verwendung und gesundheitliche Risiken

**Einzigartige Eigenschaften.** Quecksilber ist ein bei Raumtemperatur flüssiges, chemisch wenig reaktives Metall. Seine einzigartigen Eigenschaften ermöglichen wichtige wissenschaftliche Erkenntnisse in Chemie, Physik, Medizin und Meteorologie. Quecksilberhaltige Produkte umfassen Messinstrumente, Batterien, elektronische Bauteile, Lampen, Farbstoffe und vieles mehr. In der chemischen Industrie spielen Quecksilber und quecksilberhaltige Verbindungen noch immer eine

wichtige Rolle als Katalysator oder Elektrodenmaterial. **Bild 1 »QUECKSILBER: GLOBALER BEDARF«** zeigt den jährlichen weltweiten Bedarf.

**Umwelt- und Gesundheitsgefährdung.** Industrielle Prozesse wie auch die Herstellung, Nutzung und Entsorgung von Produkten können zur Freisetzung von Quecksilber in die Umwelt führen. Es wird geschätzt, dass durch menschliche Aktivitäten in den vergangenen 500 Jahren ca. 1 Mio. t

## 5.2 Quecksilber – ein alter Schadstoff wird entsorgt



### QUECKSILBER: GLOBALER BEDARF

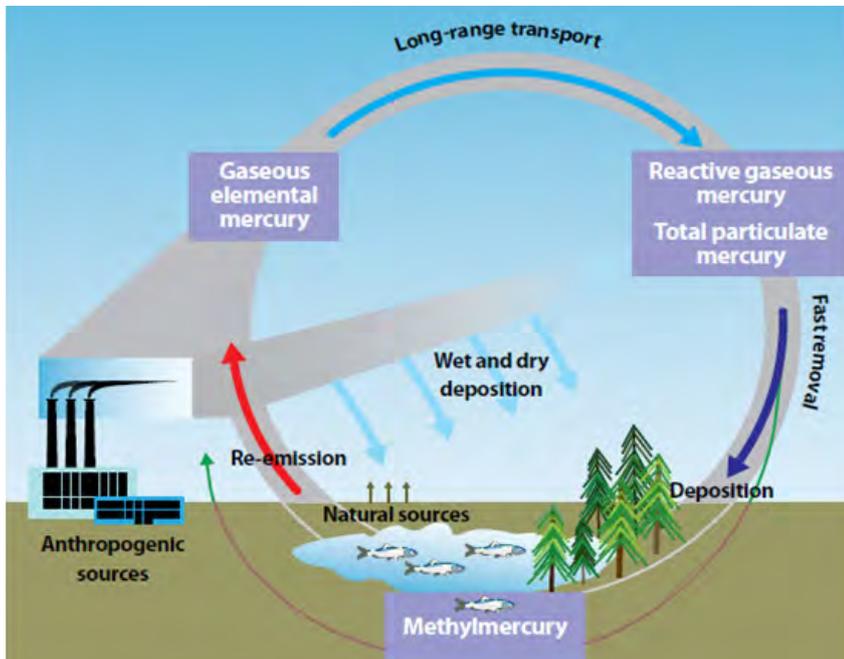
**Bild 1**  
Globaler Bedarf an Quecksilber für Produkte und Prozesse  
(Angaben in Tonnen; Stand 2005). Daten: UNEP 2008

Quecksilber in die Umwelt emittiert worden sind. Derzeit kommen jährlich ca. 3.200 bis 4.300 t hinzu. Da Quecksilber einen Dampfdruck besitzt, kann es leicht in die Atmosphäre gelangen und sich dort weltweit verteilen. Jede lokale Emission trägt somit zu einer Belastung der weltweiten Ökosysteme bei. Diese wird durch bakterielle Prozesse verstärkt, die elementares Quecksilber in Methylquecksilber umwandeln. Es kann durch Mikroorganismen aufgenommen und durch die Nahrungskette angereichert werden (**Bild 2 »BELASTUNG NATÜRLICHER RESSOURCEN«**). Problematisch ist die Belastung von Seefisch und Schalentieren, besonders von großen Raubfischen. Frauen mit einem besonders hohen Fischkonsum haben ein höheres

Risiko, Kinder zur Welt zu bringen, deren geistige Entwicklung aufgrund der neurotoxischen Wirkung von Quecksilber dauerhaft verlangsamt ist. Die hierdurch verursachten ökonomischen Kosten werden auf bis zu 3,7 Mrd. USD geschätzt.

**Quecksilber ist weitgehend verzichtbar.** Für die meisten Anwendungen wurden in den vergangenen Jahrzehnten adäquate quecksilberfreie Alternativen entwickelt. Sie sind oft nicht oder nur wenig teurer (z.B. elektrische Thermometer, quecksilberfreie Batterien) oder sparen sogar Energie wie das Membran-Verfahren in der Chlor-Alkali-Elektrolyse.

## 5.2 Quecksilber – ein alter Schadstoff wird entsorgt



### BELASTUNG: NATÜRLICHE RESSOURCEN

Bild 2  
Belastung der natürlichen Ressourcen durch Emission, Transport und Deposition von Quecksilber

**Produktstudie der GRS, Arnika und IPEN.** Bei uns längst ersetzte Produkte sind in Entwicklungsländern noch immer die Regel. Vor dem Hintergrund dieser Problematik hat die GRS im Auftrag des BMU zusammen mit der tschechischen Umweltorganisation Arnika und dem internationalen Netzwerk IPEN (International POPs [Persistent Organic Pollutants] Elimination Network) eine Studie durchgeführt. Ihr Ziel war es, Informationen über Verfügbarkeit, Anwendbarkeit und Kosten quecksilberhaltiger Produkte im Vergleich zu quecksilberfreien Produkten zu sammeln und zu analysieren. Dazu wurden Daten in Ländern Afrikas, Asiens, Osteuropas und Lateinamerikas erhoben, um ein möglichst breites Bild der globalen Situation zu erhalten. Der Fokus der Studie lag auf Thermometern und Blutdruckmessgeräten, Bleichcremes, Batterien und Dentalamalgam.

**Ergebnisse.** Der Einsatz quecksilberhaltiger Produkte ist zwar rückläufig, aber immer noch stark verbreitet. So ist der Verkauf von quecksilberhaltigen Fieberthermometern in Europa inzwischen verboten, ihr Gebrauch in vielen Entwicklungsländern aber noch immer Standard (**Bild 3 »VERBOTEN: QUECKSILBER-THERMOMETER«**). Der Umstieg auf quecksilberfreie Alternativen wird durch z.T. immer noch höhere lokale Preise und unzureichende Verfügbarkeit behindert. Auf der anderen Seite hat ein europäisches Exportverbot dazu geführt, dass quecksilberhaltige Hautbleich-Produkte in Afrika und Asien kaum noch anzutreffen sind. Bemerkenswert war die Erkenntnis, dass Füllungen aus Dentalamalgam in einigen Ländern bereits seit längerem nicht mehr verwendet werden, während sie in Westeuropa noch immer verbreitet sind. Der **Bericht** ist auf der Webseite der GRS verfügbar.

### Europäische und globale Initiativen

**Europäische Quecksilberstrategie.** Zum Schutz von Umwelt und Gesundheit hat die Europäische Union bereits im Jahr 2005 eine »Gemeinschaftsstrategie Quecksilber« beschlossen. Sie enthält ein Bündel von Maßnahmen, das zur Senkung der Quecksilberkonzentrationen in der Umwelt und damit zu einer geringeren Exposition der Bevölkerung führen soll. Hierzu gehören u. a. das Verbot bestimmter Produkte wie Fieberthermometer, verstärkte Anstrengungen zur Senkung atmosphärischer Quecksilberemissionen aber auch ein Ausfuhrverbot für in der Europäischen Union (EU) nicht mehr benötigte Quecksilbermengen.

**Überprüfung.** Im Auftrag der Europäischen Kommission untersuchen das französische Unternehmen **BIO Intelligence Service** und die GRS die Umsetzung der Gemeinschaftsstrategie und prüfen Optionen zu ihrer Erweiterung. Denn es gibt noch immer einige Anwendungen, die einen erheblichen Verbrauch an Quecksilber zur Folge haben. Ein Beispiel ist Dentalamalgam. In der EU werden noch immer knapp 100 t Quecksilber pro Jahr in Form von Dentalamalgam verwendet. Dänemark und Schweden kommen aber mittlerweile fast völlig ohne diesen Zahnfüllstoff aus, so dass sich die Frage stellt, ob ein Ersatz nicht auch EU-weit möglich sein sollte. Dabei sind die – nicht eindeutig geklärten – direkten Gesundheitswirkungen nur ein Aspekt. Von mindestens ebenso großer Relevanz sind die sekundären Wirkungen: Rückstände von Dentalamalgam im Abwasser und Emissionen bei Klärschlammverbrennung und Kremation.

**Quecksilber macht vor Grenzen nicht halt.** Nationale Maßnahmen alleine sind nicht ausreichend, um die eigene Bevölkerung vor negativen Gesundheitswirkungen zu schützen. Darum



#### VERBOTEN: QUECKSILBER-THERMOMETER

Bild 3

Verkauf in Europa verboten, weltweit aber noch immer millionenfach im Einsatz

drängt die EU seit vielen Jahren auf ein globales Übereinkommen, das alle Länder in die Verantwortung zieht. Die GRS unterstützt das BMU bei der Klärung spezifischer Fachfragen und trägt somit dazu bei, die deutsche wie auch die EU-Position auf eine fachlich fundierte Grundlage zu stellen. Experten der GRS haben das BMU bei wichtigen Regierungskonferenzen begleitet, so auch beim Verwaltungsrat des Umweltprogramms der Vereinten Nationen 2009, der nach langem Anlauf die Aufnahme von Verhandlungen für ein globales Quecksilberabkommen beschloss. Sie sollen bis 2013 abgeschlossen sein. Wichtige globale Herausforderungen sind die Beendigung des Quecksilberbergbaus, die Senkung von Emissionen aus der Kohleverbrennung und die Einschränkung der Verwendung von Quecksilber beim nichtindustriellen Goldbergbau.

### Quecksilber sicher entsorgen

**Lagerung von Quecksilber – eine Herausforderung.** Quecksilber, das nicht mehr für Produkte und Prozesse benötigt wird, muss sicher gelagert und letztlich dauerhaft sicher entsorgt werden. Der Umgang mit metallischem Quecksilber stellt dabei eine große Herausforderung dar. Zum einen erfordert der Umgang mit flüssigem Quecksilber aufwändige Sicherheitsvorkehrungen, zum anderen weist Quecksilber noch immer einen Marktwert auf, der zum Diebstahl einlädt.

**Sicherer durch Stabilisierung?** Entwicklungs- und Schwellenländer verfügen in der Regel nicht über geeignete Lager- und Entsorgungsmöglichkeiten für Quecksilber. Die GRS untersuchte im Auftrag des BMU eine Option, diese Herausforderungen zu meistern: die chemische Stabilisierung. Sie führt zu festen Verbindungen, deren Handhabung und Lagerung wesentlich einfacher ist. Die GRS verglich verschiedene auf dem Markt befindliche Technologien hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit und der Qualität des resultierenden Produkts. Die vielversprechendste Lösung ist die Umwandlung in Quecksilbersulfid. Sie ist chemisch zwar einfach, bei vielen Verfahren verbleibt aber zu viel Quecksilber unreaktiv im Produkt. Es konnten jedoch zwei Verfahren identifiziert werden, die einerseits eine Anwendung im industriellen Maßstab und andererseits eine ausreichend hohe Umsetzungsrate aufweisen. Sie sind auch für den Einsatz in Entwicklungsländern geeignet. Das **Untersuchungsergebnis** der GRS ist auf der Webseite nachzulesen.

**Anforderungen an die Entsorgung in Europa.** Die 2008 erlassene EU-Quecksilberverbotsverordnung sieht vor, dass Quecksilber aus Chlor-Alkali-Anlagen, aber auch solches, das bei der Gasreinigung und Metallproduktion anfällt, sicher in Untertagedeponien zu entsorgen ist. Nur diese gewährleisten nach Überzeugung der EU einen dauerhaften Abschluss von der Biosphäre. In den USA wird hingegen ein anderes Konzept verfolgt: die Langzeitlagerung von Quecksilber in kontinuierlich überwachten Lagerhäusern. Sie ist – kurzfristig – günstiger, kann aber langfristig eine Entsorgung nicht ersetzen, da Lagerung nur eine Verschiebung des Problems auf kommende Generationen bedeutet. Um beide Konzepte besser voneinander abzugrenzen und auch grundlegende Anforderungen und Charakteristika deutlicher zu machen, hat

### BASLER ÜBEREINKOMMEN

Das Basler Übereinkommen von 1989 legt die Regeln für die internationale Kontrolle der grenzüberschreitenden Verbringung und die Beseitigung gefährlicher Abfälle fest. Deutschland ist seit 1995 Vertragsstaat.

die GRS im Auftrag des BMU Vorschläge zur Änderung der Richtlinien des **Basler Übereinkommens** zum Umgang mit quecksilberhaltigen Abfällen entwickelt. Diese Richtlinien sind freiwilliger Natur, werden aber in vielen Ländern als Richtschnur für die Entwicklung nationaler Strategien und Gesetze herangezogen.

### Umgang mit quecksilberhaltigen Altlasten

**Kontaminierte Industriestandorte.** Die massenhafte Verwendung von Quecksilber für verschiedenartige Produktionsprozesse hat seit dem 19. Jahrhundert eine große Zahl quecksilberkontaminierter Standorte hervorgebracht. Die wichtigsten sind Anlagen der Chlor-Alkali-Elektrolyse, zur Herstellung von Spiegeln, zur Konservierung von Bauholz oder von atomwaffenfähigem Lithium (<sup>6</sup>Li). Die Sanierung dieser Flächen stellt Entwicklungs- und Schwellenländer vor große Herausforderungen, weil häufig Kenntnisse zu Management- und Sanierungsstrategien fehlen.

**Deutsch-Chinesischer Workshop.** Im Zuge einer rasanten wirtschaftlichen Entwicklung hat China seine Industrieproduktion in den vergangenen Jahrzehnten massiv ausgeweitet. Zugleich wächst das Interesse, Umweltgesichtspunkten ein größeres Gewicht zu geben. Auf Einladung der Tsinghua Universität in Peking führte die GRS mit Unterstützung des BMU einen Deutsch-Chinesischen Workshop zur Sanierung quecksilberhaltiger Standorte durch. Hierbei wurden alle wesentlichen Aspekte der Sanierung beleuchtet: die Identifizierung, Registrierung, Charakterisierung, Risikobewertung und Risikomanagement, Sanierungsmethoden und -strategien sowie die praktische Durchführung von Sanierungen am Beispiel des Chemiestandortes Marktredwitz. Die **Proceedings des Workshops** sind auf der GRS-Webseite enthalten.

**Gefährliche Bergbauhalden.** Eine weitere Quelle großflächiger und intensiver Kontamination mit Quecksilber ist der Bergbau. Quecksilbersulfid wurde in vielen Teilen der Erde abgebaut und verhüttet. Daneben kommt Quecksilber auch als Verunreinigung in den Erzen anderer Metalle wie Zink, Kupfer und Gold vor. Außerdem wird Quecksilber seit über 500 Jahren bei der Goldgewinnung eingesetzt. In allen Fällen wird ein großer Teil des Quecksilbers wegen ineffizienter Verfahren und unzureichender Umweltmaßnahmen in Luft, Wasser und Boden emittiert oder endet in Bergbauhalden (tailings).

**Sanieren mit Gewinn.** Neben Quecksilber können die Halden aufgrund ineffizienter Abbaumethoden noch nennenswerte Mengen wertvoller Metalle enthalten. Die GRS konnte in Zusammenarbeit mit der DMT GmbH & Co. KG (Essen) und Prof. Christoph Heubeck (FU Berlin) in einer **Studie für UNEP** zeigen, dass der Abbau dieser Halden und die erneute Verarbeitung des Materials sogar gewinnbringend durchgeführt

werden kann. Die derzeit hohen Preise für Rohstoffe wie Gold und Kupfer erlauben in Kombination mit kostensparenden Aufbereitungsverfahren die Aufbereitung von Halden, die noch vor wenigen Jahren ökonomisch völlig uninteressant waren. Gleichzeitig lässt sich durch geeignete Maßnahmen auch ein erheblicher Teil des Quecksilbers aus dem Haldenmaterial entfernen – eine Win-Win-Situation für Bergbauunternehmen und die Umwelt.

### Herausforderungen

Obwohl der Gebrauch von Quecksilber in der Europäischen Union bereits weitgehend eingeschränkt ist, stellen Rückstände aus früheren Nutzungen und Emissionen in anderen Weltregionen eine fortdauernde Bedrohung von Umwelt und Gesundheit dar. Besonders betroffen sind Neugeborene, deren Mütter hohen Quecksilberkonzentrationen, vielfach durch hohen Fischkonsum, ausgesetzt waren. Es sind deshalb weiterhin nationale und internationale Anstrengungen nötig, um die Verwendung und die Freisetzung von Quecksilber weiter zu verringern. Besonders der Umgang mit quecksilberhaltigen Abfällen und Altlasten stellt Entwicklungsländer vor große Herausforderungen, die sie allein oft nicht bewältigen können. Fachliche Unterstützung und wissenschaftliche Analysen wie sie die GRS bietet, helfen Wissenslücken zu schließen und bilden die Grundlage für informierte Entscheidungen zu zukünftigen politischen Strategien.

## 6. Strahlen- und Umweltschutz



Dr. Gunter Pretzsch

→ Die GRS führt als zentrale Sachverständigen- und Forschungseinrichtung Forschungsarbeiten, gutachterliche Analysen und Bewertungen zum Strahlen- und Umweltschutz sowie zur Ver- und Entsorgung kerntechnischer Anlagen durch. Wissenschaftlich-technische Fragestellungen auf diesen Gebieten gewinnen in zunehmendem Maße an Bedeutung. Neben den laufenden kerntechnischen Anlagen betrifft dies vor allem die Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente und anderer radioaktiver Abfälle sowie die Stilllegung von Kernreaktoren. Zur Bearbeitung dieser interdisziplinären Aufgabenstellungen hält der Bereich Strahlen- und Umweltschutz der GRS die Expertise von Wissenschaftlern und Ingenieuren unterschiedlichster Fachrichtungen bereit.

### Arbeitsschwerpunkte der GRS im Strahlen- und Umweltschutz

**Kernbrennstoff.** Auf dem Gebiet Kernbrennstoff befasst sich die GRS mit Fragestellungen zur nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen und zu Mengenbilanzen. Schwerpunkte der Arbeiten zur nuklearen Sicherheit sind Kritikalität, Abbrand und Abklingen von Spaltstoffen, Strahlungstransport und Aktivierung von Abschirmungen, nukleare Verfahrenstechnik sowie Auswertung von Betriebserfahrungen und Störfällen. Die Arbeiten zu Mengenbilanzen befassen sich mit der Nachverfolgung und Dokumentation von Kernbrennstoff- und Abfallströmen und dem Führen von Entsorgungsnachweisen im Brennstoffkreislauf.

**Strahlenschutz.** Aspekte des Strahlenschutzes bearbeitet die GRS vor allem bei in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken, bei deren Stilllegung und der Freigabe radioaktiver Stoffe. Weitere Fragestellungen werden im Hinblick auf den radiologischen Notfallschutz, zur Radioökologie in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, zu Altlasten und kontaminierten Gebieten untersucht. Analysen zu potenziellen radiologischen Folgen nach störfallbedingten Freisetzungen einschließlich der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe und Fragen zur Transport-sicherheit spielen ebenfalls eine wichtige Rolle.

**Abfall und Endlagerung.** Das Gebiet Abfall und Endlagerung umfasst Vorhaben zu Entsorgungs- und Endlagerkonzeptionen sowie zur ganzheitlichen sicherheitstechnischen Bewertung aller Phasen von der Abfallentstehung bis zur Entsorgung und Endlagerung. Hier befasst sich die GRS unter anderem mit der Charakterisierung von radioaktiven Abfällen, deren Behandlung und Konditionierung. Weiterhin bewertet die GRS die Auswahl, Charakterisierung und Langzeitsicherheit von Endlagerkonzepten und Endlagerstandorten.

**Auftraggeber.** Hauptauftraggeber in den genannten Gebieten sind vor allem das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS). Daneben ist die GRS auch im Auftrag von Behörden und der Europäischen Kommission tätig. In vielen Projekten arbeitet die GRS eng mit nationalen und internationalen Institutionen zusammen. Nachfolgend werden einige aktuelle Vorhaben des Bereichs Strahlen- und Umweltschutz der GRS vorgestellt.

### Unterstützung des BMU im Rahmen der 3. Überprüfungs-konferenz zur Joint Convention

Die Bundesrepublik Deutschland hat das gemeinsame Übereinkommen über die sichere Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (»Joint Convention«) am 1. Oktober 1997 unterzeichnet und am 13. Oktober 1998 ratifiziert. Bislang haben 49 weitere Staaten die Joint Convention ratifiziert. Die wesentlichen Ziele der Konvention sind:

- ⚡ das Erreichen und Beibehalten eines weltweit hohen Sicherheitsniveaus im Bereich der Entsorgung radioaktiver Abfälle durch Verbesserung innerstaatlicher Maßnahmen und internationaler Zusammenarbeit,

- ⚡ der Schutz von Mensch und Umwelt gegen die schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung unter Berücksichtigung der Bedürfnisse der heutigen Generation und künftiger Generationen und
- ⚡ das Verhüten von Unfällen mit strahlungsbedingten Folgen und Verminderung von Unfallfolgen.

Das Abkommen sieht unter anderem vor, dass die Vertragsparteien in regelmäßigen Abständen über die in ihrem Zuständigkeitsbereich getroffenen Maßnahmen zur Erfüllung der Joint Convention berichten. Dazu finden im Abstand von maximal drei Jahren Überprüfungskonferenzen bei der IAEO statt. Die Berichterstattung erfolgt vorwiegend auf zwei Arten:

- ⚡ schriftlich, in Form eines Berichts, der spätestens sieben Monate vor der Überprüfungs-konferenz den Vertragsparteien zur Verfügung gestellt wird und
- ⚡ mündlich, in Form einer Präsentation während der Überprüfungskonferenz.

**Überprüfungskonferenzen.** Zur Vorbereitung und Durchführung der Berichterstattung für die ersten drei Überprüfungskonferenzen (2003, 2006, 2009) hatte das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) eine Arbeitsgruppe eingerichtet, die sich aus Vertretern des BMU, des BfS und externen Sachverständigen-organisationen (GRS, Brenk Systemplanung und Öko-Institut) zusammensetzte. Bei der dritten Überprüfungskonferenz wirkten außerdem Vertreter der Bundesländer Bayern und Niedersachsen sowie der Industrie (Gesellschaft für Nuklear-Service – GNS) in der Arbeitsgruppe mit. Die dritte Überprüfungskonferenz fand vom 11. bis zum 20. Mai 2009 in Wien statt. Daran nahmen im Rahmen der deutschen Delegation neben dem BMU und anderen Behörden auch die externen Sachverständigen der Arbeitsgruppe teil.

Der erstellte Länderbericht ist ein sehr gutes Nachschlagewerk und bietet eine komprimierte Zusammenfassung auf dem Sektor der radioaktiven Abfälle, insbesondere zu abgebrannten Brennelementen und ausgedienten Quellen aus der zivilen Nutzung der Kernenergie.

### Überarbeitung des Handbuchs zur Kritikalität

**Handbuch zur Kritikalität.** Seit 1970 veröffentlicht die GRS das Handbuch zur Kritikalität. Die dreiteilige Publikation stellt eine national wie international anerkannte Quelle für kritische Parameter dar, die bei verschiedenen Gutachterorganisationen sowie in der Industrie Verwendung findet. Im Zuge der gegenwärtigen Überprüfung und Aktualisierung des Handbuchs zur Kritikalität wurden für wässrige Uranoxidfluorid-Systeme ( $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-H}_2\text{O}$ ), homogene Urandioxid-Wasser-Systeme und schwach moderierte Urandioxid-Systeme reduzierter Dichte (Urandioxid  $\text{UO}_2$  mit Restfeuchte) kritische Parameterkurven neu gerechnet und durch Codevergleich und Benchmark-Nachrechnungen validiert.

**Uranoxidfluorid-Wasser-Systeme.** Da die vormals im Handbuch für Uranoxidfluorid-Wasser-Systeme ( $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-H}_2\text{O}$ -Systeme) verwendete Dichterelation der sogenannten Restwasserauffüllung zu nichtkonservativen kritischen Parametern führen konnte, wurde auf Basis einer umfangreichen Literaturstudie die alternative Dichterelation identifiziert. Diese beschreibt die Lösungs- und Mischvorgänge des Salzes Uranoxidfluorid mit Wasser physikalisch besser begründet und führt zu konservativeren kritischen Parametern.

**Validierung.** Während die Validierung für homogene Urandioxid-Wasser-Systeme durch den Vergleich der Rechenergebnisse unterschiedlicher Rechenverfahren und Querschnittsbibliotheken

durchgeführt wurde, wurden für Uranoxidfluorid-Wasser-Systeme und für Urandioxid mit Restfeuchte geeignete kritische Benchmark-Experimente nachgerechnet. Die Validierung wurde unterstützt durch Rechnungen mit dem Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyseverfahren TSUNAMI aus dem amerikanischen Codepaket SCALE.

### Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten von Brennstäben bei mechanischen Unfallbelastungen

**Simulierte Unfälle mit Brennstäben.** Die GRS bearbeitete 2009 ein Forschungsvorhaben zum mechanischen Brennelementverhalten unter postulierten Unfallbedingungen beim Transport. Der Schwerpunkt lag hierbei auf der Betrachtung des Deformations-, Bruch- und Freisetzungverhalten von repräsentativen Brennstabproben mit hohem Abbrand. Ein Ziel des Projekts war die Entwicklung und Erprobung einer Apparatur für die experimentellen Untersuchungen des Verhaltens von Brennstabsegmenten unter unfalltypischen mechanischen Biegebelastungen. Sogenannte »heiße Versuche« mit abgebrannten Brennstäben konnten wegen fehlender Finanzierung nicht durchgeführt werden.

**Unterauftragnehmer.** Die GRS führte die Untersuchungen in Zusammenarbeit mit zwei Unterauftragnehmern durch: dem Fraunhofer-Institut für Toxikologie und Experimentelle Medizin (Fraunhofer ITEM) und der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) durch. Desweiteren waren die Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) und AREVA-NP beteiligt.

**Versuchsablauf und Auswertung.** Mit einer zusammen mit dem Fraunhofer ITEM entwickelten Apparatur wurden Brennstababschnitte von 25 cm Länge aus Surrogatmaterialien durch Biegung bei statischer oder dynamischer Krafteinleitung



### DYNAMISCHE BELASTUNG

Bild 1

Hüllrohrversagen und Materialfreisetzung bei dynamischer Belastung (Tabletten aus  $ZrO_2$  in pilgerhartem Zry2-Rohr; Zeitabstand zwischen den Aufnahmen: 100  $\mu$ s)

reproduzierbar belastet. In einem Versuch wurden zeitlich hoch aufgelöst die integralen mechanischen Kenngrößen, Reaktionskraft und Durchbiegung des Probekörpers aufgezeichnet und die Massenfreisetzung nach Stabbruch vollständig charakterisiert. Zur Interpretation der Versuchsergebnisse wurden von der BAM zusätzlich numerische Analysen durchgeführt, die einen unterstützenden Charakter hatten.

**Erprobung der Versuchsapparatur.** Die Erprobung der Versuchsapparatur erfolgte mit inaktiven Brennstababschnitten aus drei verschiedenen Hüllrohrwerkstoffen aus Zircaloy-2: in Standardqualität aus »pilgerhartem« Material mit erhöhter Festigkeit und niedrigerer plastischer Verformbarkeit (Duktilität) sowie aus im Labor stark hydriertem Material in Standardqualität mit nochmals verringerter Duktilität. Zur Simulation des Hüllrohrinventars wurden Füllungen mit Sinterkeramik-Tabletten aus Yttriumoxid ( $Y_2O_3$ ) und  $ZrO_2$  sowie Aluminiumoxid ( $Al_2O_3$ ) als Surrogat verwendet (Bild 1 »DYNAMISCHE BELASTUNG«).

Unter dynamischen Belastungen wurde bei den weniger duktilen Hüllrohrmaterialien nach relativ großen plastischen Verformungen bei einer Durchbiegung im Bereich von 20 bis 40 mm immer ein komplettes Hüllrohrversagen induziert. Das beobachtete Versagen bei großen plastischen Verformungen der verwendeten Ersatzmaterialien wird aufgrund bekannter empirischer Daten für hoch bestrahlte Brennstäbe bei realen Transportunfällen nicht erwartet.

### Evaluierung der Aerosol-Rückhaltefunktion einer mit Schaum befüllten Umhausung

**Reduzierung der radiologischen Folgen.** Im Rahmen der nuklearspezifischen Gefahrenabwehr existiert ein Konzept zur Reduzierung der radiologischen Folgen einer missglückten Entschärfung eines radioaktiven Sprengsatzes (»dirty bomb«). Zur Reduzierung der Freisetzung wird eine mit Schaum befüllte Umhausung um den Sprengsatz aufgebaut. In einem Forschungsprojekt der nuklear-

spezifischen Gefahrenabwehr evaluierte und überprüfte die GRS das Rückhaltevermögen einer solchen mit Schaum befüllten Umhausung.

**Versuchsaufbau, Ablauf und Ergebnisse.** Hierzu wurde zunächst in Kooperation mit dem Fraunhofer-Institut für Kurzzeitdynamik (Fraunhofer EMI) ein Versuchsaufbau für sogenannte kleinskalige Experimente entwickelt und erprobt. Der Versuchsaufbau bestand aus einer mit Druckmessfühlern bestückten und in einzelne Segmente unterteilten Schaumkammer, in die sogenannte Aerosole als Beiladung unter festgelegten Randbedingungen eingesprengt wurden. Aerosole sind ein Gemisch aus festen oder flüssigen Schwebeteilchen und einem Gas. Die dynamischen Prozesse wurden mit Hochgeschwindigkeitskameras beobachtet. Die Experimente gaben Aufschluss über die physikalischen Prozesse bei den Transportvorgängen von schnellen Aerosolen in Luft und Löschschaum. Weiterhin lieferten sie Aussagen zur Reichweite von Aerosolen in Löschschaum unter Beachtung der Partikelgrößen, der Anfangsgeschwindigkeit und der Einwirkung der Detonationsdruckwelle auf die Schaumkonsistenz.

**Entwicklung eines theoretischen Modellansatzes.** Unter Einbeziehung der experimentellen Ergebnisse wurde ein theoretischer Modellansatz entwickelt, der eine Prognose der Reichweite von Aerosolen in Löschschaum ermöglicht. Hierzu wurde zunächst die internationale Literatur zur Entstehung und Ausbreitung von Druckwellen im Schaum ausgewertet. Auf der Basis von theoretischen Kurven zur Schockwellenlaufzeit im Schaum, der Partikelgeschwindigkeit sowie der experimentellen Ergebnisse der kleinskaligen Versuche und früherer Untersuchungen wurde dann ein Modellansatz mit empirischer Korrelation entwickelt. Dieser Modellansatz ermöglicht Prognosen über die Rückhaltung von Partikeln in Löschschaum.

### **Modellierung eines Großversuchs zu den Auswirkungen der Gasbildung auf die Wirtsgesteinsbarriere Steinsalz im Endlager**

**Numerische Modellierung eines Gasinjektionsexperiments.** Mit dem Projekt »Gastransport in Steinsalz« beteiligt sich die GRS an der numerischen Modellierung eines Gasinjektionsexperiments des Instituts für Gebirgsmechanik Leipzig (IfG). Der großskalige In-situ-Versuch im Salzbergwerk Merkers wird für das BfS-Vorhaben »Auswirkungen der Gasbildung im Endlager auf den einschlusswirksamen Gebirgsbereich« durchgeführt. Mit dem Versuch sollen frühere Hinweise dazu unterlegt werden, dass steigender Gasdruck unter In-situ-Bedingungen zu keinem makroskopischen Riss führt. Hintergrund ist die Frage, ob in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für radioaktive Abfälle ein sogenanntes »Gasfrac«-Szenario zu befürchten ist, wenn es durch Behälterkorrosion und andere Gasbildungsprozesse zu einem Gasdruckanstieg im Endlager kommt. Im Gasfrac-Szenario wird ein druckbedingtes Aufreißen der Wirtsgesteinsbarriere mit anschließendem unkontrolliertem Austritt von Radionukliden unterstellt.

**Gasausbreitung ohne Risse.** Kontrovers diskutiert wird in diesem Zusammenhang die adäquate Prozessbeschreibung für die in früheren kleinskaligen Versuchen beobachtete gasdruckbedingte Zunahme der Gasausbreitung ohne Entstehung von Rissen. Die eine Seite postuliert, dass sich das Gas einen zusätzlichen Speicherraum (»Sekundär-Porosität«) durch elastische Aufweitung vorhandener Poren schafft. Die andere Seite argumentiert aus gesteinsmechanischer Sicht, dass es sich um eine elastisch reversible Vernetzung vorhandener Porenräume (»Sekundär-Permeabilität«) handelt. Ziel des neuen Gasinjektionsexperiments ist es, die beschreibenden Prozessparameter und die Reichweite

der Konsequenzen der extremen Gasdruckbelastung anhand eines für die Endlagerung charakteristischen Hohlraumvolumens von 50 m<sup>3</sup> zu ermitteln.

**Gekoppelte geomechanisch-hydraulische Modellrechnungen.** Die GRS unterstützt im Unterauftrag des IfG die numerische Analyse des Großversuchs. Mit gekoppelten geomechanisch-hydraulischen Modellrechnungen bewertet sie den Einfluss der komplexen physikalischen Prozesse. Auf diese Weise wird einerseits zu einem verbesserten Prozessverständnis beigetragen, andererseits werden die bestehenden numerischen Nachweis-Tools der GRS weiterentwickelt und qualifiziert.

### Vergleich von Sicherheitsanforderungen für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in verschiedenen Ländern

**Auswertung von Regeln und Richtlinien für Endlager.** Im Projekt »Bilaterale und multilaterale Zusammenarbeit im regulatorischen Bereich auf dem Gebiet der Entsorgung und Endlagerung radioaktiver Abfälle« wurden neue, revidierte oder in Diskussion befindliche Regeln und Richtlinien zur Endlagerung aus Frankreich, Großbritannien, Kanada, Japan und der Schweiz ausgewertet. Die daraus abgeleiteten Sicherheitsanforderungen sowie die sich abzeichnende Entwicklungen wurden anschließend für jedes der Länder nach Themenfeldern strukturiert zusammengefasst.

**Auswertung internationaler Sicherheitsanforderungen.** Es wurden die im internationalen Bereich bestehenden Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen für Standortauswahl, Endlagerauslegung, Errichtung und Betrieb sowie Führung der Sicherheitsnachweise (Betrieb und Nachbetrieb) eruiert. Die Anforderungen wurden nach Themenfeldern gegliedert (z. B. Endlagerauslegung, Sicherheits-

management, Betriebssicherheit, Langzeitsicherheit) und nebeneinander gestellt. Hierbei wurden auch die unterschiedlichen Entsorgungsstrategien und Endlagerkonzepte der jeweiligen Länder berücksichtigt.

**Zusammenstellung des Wissens.** Die Zusammenfassung des Kenntnisstandes erfolgte durch Sichtung von Unterlagen aus den oben genannten Ländern, die in den vergangenen zwei oder drei Jahren herausgegeben wurden. Daher wurde sowohl auf die den Sicherheitsanforderungen zugrunde liegenden Rahmenbedingungen, wie die nationale Entsorgungsstrategie für hochradioaktive Abfälle, den gesetzlichen Rahmen, die regulatorische Struktur, den Genehmigungsweg, den derzeitigen Stand der Endlagerung als auch auf die Anforderungen an Bau, Betrieb und Verschluss sowie Langzeitsicherheit und Schutzziele eingegangen.

Zusammenfassend wurden als wesentliche Aspekte der Länderdarstellungen folgende Punkte festgehalten:

- // der Schutz des Menschen,
- // der Schutz der Umwelt,
- // grenzüberschreitender Schutz,
- // der Schutz künftiger Generationen,
- // institutionelle Anforderungen an die Phase nach dem Verschluss,
- // passive Sicherheit,
- // das »Defense in depth«-Prinzip,
- // die Behandlung menschlichen Eindringens,
- // die Rückholbarkeit,
- // die Optimierung,
- // der »Stepwise approach« und
- // das Sicherheits- und Qualitätsmanagement.

Gemeinsamkeiten bzw. Unterschiede in den Sicherheitsanforderungen sowie länderspezifische bzw. konzeptspezifische Besonderheiten wurden dabei herausgestellt.

## 6.1

## Untersuchungen zum Abbrandkredit bei Kritikalitätsanalysen für bestrahlte Brennelemente



Dr. Robert Kilger



Dr. Matthias Behler



Dr. Markus Wagner

➔ Abgebrannter Brennstoff enthält immer noch rund 1% an spaltbarem Material. Deshalb ist für Systeme, die zur Lagerung oder zum Transport abgebrannter Brennelemente dienen, eine sogenannte Kritikalitätssicherheitsanalyse durchzuführen. Diese Analyse muss den Nachweis erbringen, dass zu keiner Zeit eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion auftreten kann. Bislang wurde für entsprechende Berechnungen in der Regel die Annahme zugrunde gelegt, dass in das jeweilige Lager- oder Transportsystem kein abgebrannter, sondern frischer Brennstoff eingebracht werden soll. Diese konservative Annahme vereinfachte die Berechnungen und führte zu hohen Sicherheitsmargen. In jüngerer Zeit versucht man jedoch, bei der Auslegung derartiger Systeme die durch den Einsatz im Reaktor verursachte Verringerung der Reaktivität des Brennstoffs realistischer zu berücksichtigen. Dadurch sollen übermäßige Konservativitäten verringert und die Transport- bzw. Lagereinheiten effizienter gestaltet werden. Die Berücksichtigung des sogenannten Abbrands gestaltet die Kritikalitätsanalyse allerdings im Vergleich zu dem bisherigen Vorgehen wesentlich komplexer. Sowohl die Entwicklung entsprechender Rechenverfahren – beispielsweise des sogenannten Abbrandcodes – als auch deren Validierung stellen besondere Herausforderungen dar. Die GRS befasst sich in einem vom Bundesumweltministerium geförderten Forschungsvorhaben intensiv mit den Fragestellungen, die sich aus der Berücksichtigung des Abbrands bei der Kritikalitätsanalyse ergeben. Dieser Beitrag bietet einen Überblick über den Inhalt und den Stand der Arbeiten in diesem Vorhaben.

### Abbrandkredit

**Bisheriger Ansatz: Annahme von frischem Brennstoff.** Bei der Genehmigung von Lagerbecken sowie von Transport- und Lagerbehältern für ausgediente Brennelemente von Leichtwasserreaktoren wurde bei der erforderlichen Kritikalitätssicherheitsanalyse bislang in der Regel davon ausgegangen, dass mit frischem Brennstoff umgegangen werden soll. Dieses sehr konservative Verfahren bot verschiedene Vorteile: Zum einen führte es zu einer hohen Sicherheitsmarge, da frischer Brennstoff eine höhere Reaktivität aufweist als abgebrannter. Zum anderen gestaltete sich der Nachweis der Kritikalitätssicherheit vergleichsweise einfach, da nur wenige Nuklide in den numerischen Rechenverfahren berücksichtigt werden müssen und keine Abbrandrechnung erforderlich ist.

**Neuer Ansatz: Berücksichtigung des Abbrands.** In jüngerer Zeit wird in den meisten Kernenergie nutzenden Ländern ein neuer Ansatz als Option verfolgt oder bereits in begrenztem Umfang angewandt. In diesem Ansatz wird beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit die durch den Einsatz des Brennstoffs im Reaktor verursachte Minderung seiner Reaktivität berücksichtigt. Man spricht hierbei vom sogenannten Abbrandkredit (»burn-up credit«). Dieses Konzept nutzt die Verminderung spaltbarer Nuklide und den Aufbau von Neutronen absorbierenden Aktinoiden und Spaltprodukten sowie die damit verbundene Verringerung der Reaktivität und des Multiplikationsfaktors.

Dieser Konzeptwechsel ist vor allem auf zwei Entwicklungen zurückzuführen. Zum einen wird aus ökonomischen Überlegungen eine dichtere Packung von Brennelementen (Bild 1 »BRENNELEMENT«) angestrebt, um den benötigten Lagerplatz bzw. die Anzahl der erforderlichen Behälter und ihrer Transporte zu verringern. Zum anderen kommt zu-



**BRENNELEMENT**

**Bild 1**  
Brennelement eines Druckwasserreaktors

nehmend Brennstoff zum Einsatz, der eine höhere Anfangsanreicherung an spaltbarem Material und damit eine höhere Reaktivität aufweist. Um diesen Brennstoff in bereits bestehenden Lagereinheiten – z. B. Abklingbecken – lagern zu können, ist man auf die Berücksichtigung des Abbrands angewiesen. Um im Rahmen geltender Regelungen eine – tatsächlich auch gegebene – Kritikalitätssicherheit in diesen Fällen nachweisen zu können, wurde die Einbeziehung des Abbrandkredits notwendig.

Bei allen Änderungen in der Handhabung von Kernbrennstoffen muss die Gewährleistung der Kritikalitätssicherheit nach wie vor unbedingt gegeben sein. Deshalb setzt die Berücksichtigung des Abbrandkredits bei der Nachweisführung voraus, dass die zugrunde liegenden Effekte mit hinreichender Genauigkeit und Zuverlässigkeit berechnet werden können. Dies stellt hohe Anforderungen an die Entwicklung und Validierung entsprechender Berechnungsmethoden und -werkzeuge.

**Anforderungen an die rechnerischen Nachweise.** Im Vergleich zu Kritikalitätsrechnungen für frischen Brennstoff müssen bei der Abbrandberücksichtigung zusätzlich das Nuklidinventar mit Hilfe eines Abbrandcodes berechnet und bei den Kritikalitätsrechnungen weit mehr Nuklide berücksichtigt werden. Damit wachsen die Anforderungen an die notwendige Qualifizierung der Rechenverfahren deutlich, wie beispielsweise in DIN 25478 oder DIN 25712 erläutert ist. Die dafür erforderlichen Rechenverfahren sind primär zur Berechnung der Betriebszustände des Reaktorkerns entwickelt und für diese Bedingungen sowie die dabei geforderten Genauigkeitsansprüche qualifiziert worden. Die Anwendung der Verfahren zum Abbrandkredit außerhalb des Reaktorkerns stellt aus mehreren Gründen zusätzliche hohe Anforderungen an deren Qualifizierung. Zum einen sind die Wirkungsquerschnitte der relevanten Abbrandnuklide auch unter kalten Bedingungen zu validieren. Zum andern wird Kernbrennstoff außerhalb des Reaktorkerns in der Regel ohne Einrichtungen zur Überwachung und dynamischen Kontrolle der Reaktivität gehandhabt bzw. gelagert. Dadurch kommt einer genauen und zuverlässigen Berechnung und Auslegung der Unterkritikalität eine erhöhte sicherheitstechnische Bedeutung zu.

**Experimentelle Datenbasis.** Die für die Validierung der eingesetzten Rechencodes aus Benchmark-Experimenten sind, sowohl hinsichtlich der Inventarbestimmung (Abbrand) als auch der Reaktivität (Kritikalität), derzeit teilweise noch lückenhaft. Dies gilt insbesondere für viele der Spaltprodukte, die Neutronen absorbieren und damit bis zu 20 % der reaktivitätsmindernden Absorberwirkung im abgebrannten Brennstoff ausmachen. Allerdings zeigen mehrere, vor allem US-amerikanische Untersuchungen, dass die Einbeziehung der Spaltprodukte – zusätzlich zu den höheren Aktinoiden – das Konzept des Abbrandkredits für Transport- und Lagerbehälter noch wesentlich effizienter macht.

<sup>95</sup> Mo	<sup>99</sup> Tc	<sup>101</sup> Rh	<sup>103</sup> Ru
<sup>109</sup> Ag	<sup>133</sup> Cs	<sup>143</sup> Nd	<sup>145</sup> Nd
<sup>147</sup> Sm	<sup>149</sup> Sm	<sup>150</sup> Sm	<sup>151</sup> Sm
<sup>152</sup> Sm	<sup>151</sup> Eu	<sup>153</sup> Eu	<sup>155</sup> Gd

### MAJOR FISSION PRODUCTS

Bild 2

Spaltprodukte, die nach heutigem Kenntnisstand in die Kritikalitätssicherheitsanalyse einbezogen werden können

**Neutronen absorbierende Spaltprodukte.** Damit Spaltprodukte in die Kritikalitätssicherheitsanalyse einbezogen werden können, müssen diese Nuklide zwei wesentliche Kriterien erfüllen: Sie müssen stabil bzw. – falls radioaktiv – hinreichend langlebig sein und sie müssen über einen ausreichend hohen Absorptionsquerschnitt verfügen, um in der jeweils bei der Bestrahlung entstehenden Konzentration einen nennenswerten reduzierenden Einfluss auf den Multiplikationsfaktor auszuüben. Unter diesen Gesichtspunkten wird nach gegenwärtigem Sachstand international ein Satz von sog. »major fission products« herangezogen (Bild 2 »MAJOR FISSION PRODUCTS«). Dabei zerfällt <sup>151</sup>Sm mit einer Halbwertszeit von 93 Jahre zu <sup>151</sup>Eu, so dass die Berücksichtigung von <sup>151</sup>Sm nur in Verbindung mit dem Tochternuklid <sup>151</sup>Eu sinnvoll erscheint. Die genannten Nuklide weisen aber in der Praxis einen unterschiedlichen Stand der Validierung auf, sowohl in Bezug auf Inventarbestimmung als auch auf Kritikalitätsberechnungen. Dies limitiert ihren Einsatz in Kritikalitätssicherheitsanalysen in unterschiedlichem Ausmaß.

### Arbeiten und Analysen der GRS

Die Anwendung des Abbrandkredits wird auch in Deutschland praktiziert. Neue Genehmigungsanträge beinhalten dabei verstärkt auch Neutronen absorbierende Spaltprodukte. In einem durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit geförderten Projekt befasst sich die GRS mit sicherheitsrelevanten Fragestellungen im Zusammenhang mit der Methodik der Berücksichtigung des Abbrandkredits und der Validierung entsprechender Rechencodes.

**Verfügbarkeit von Daten zu Spaltprodukten.** In umfangreichen Recherchen wurde der internationale Stand hinsichtlich analytischer Experimente zum Abbrandkredit insbesondere mit Spaltprodukten erfasst. Die öffentlich zugänglichen Daten sind meist älteren Datums und enthalten keine oder kaum Informationen über Spaltprodukte. Neuere experimentelle Forschungsprogramme liefern zwar hochwertige Informationen über den Spaltproduktgehalt in abgebrannten Brennstoffen, sind aber meist nicht aus öffentlichen Mitteln finanziert und deshalb nicht frei zugänglich. Daneben bietet vor allem das ARIANE-Programm umfangreiche aktuelle Daten hinsichtlich der für den Abbrandkredit relevanten Spaltprodukte, sowohl für Uranoxid- als auch für MOX-Brennstoff.

Die experimentellen Programme zeigen darüber hinaus, dass sich die Spaltprodukte im Experiment in deutlich unterschiedlicher Messqualität quantifizieren lassen. Am schwierigsten quantitativ messbar sind dabei die schwer löslichen metallischen Spaltprodukte wie z. B.  $^{101}\text{Ru}$ ,  $^{103}\text{Rh}$  oder  $^{109}\text{Ag}$ . Eine Recherche der in den aktuellen Querschnittsbibliotheken enthaltenen Wirkungsquerschnitte für die Abbrandkredit-Spaltprodukte offenbarte, dass die den numerischen Daten zugrunde liegenden Messdaten zumeist aus den 50er und 60er Jahren des zwanzigsten Jahrhunderts

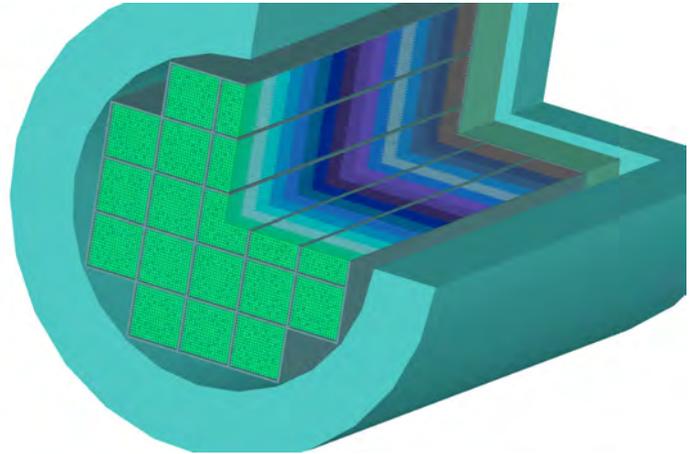
stammen. Desweiteren decken die Messungen nicht den gesamten Spektralbereich ab, sondern sind in den Evaluierungen zumeist durch berechnete Werte aus theoretischen Modellen ergänzt. Insgesamt betrachtet sind jedoch die Abbrandkredit-Spaltprodukte sowohl hinsichtlich Inventarberechnung als auch Kritikalität gut validiert, wenn man die Programme mit einbezieht, die kommerziell entwickelt und genutzt werden und deshalb nicht frei zugänglich sind. Beschränkt man sich dagegen auf die frei verfügbare Datenbasis, zeigen sich vor allem hinsichtlich kritischer Experimente deutliche Lücken.

**Vergleich von Abbrandcodes.** In einem modernen Inventarberechnungssystem spielen vor allem drei Komponenten eine wesentliche Rolle: die (zeitabhängige) Berechnung des Neutronenflusses, der Aufbau und der Zerfall der Isotope sowie die Wirkungsquerschnittsbibliothek. Während die Berechnung des Isotopenaufbaus und Zerfalls meist mit dem weit verbreiteten Code ORIGIN durchgeführt wird und die Querschnittsbibliotheken meist auf den Datensätzen ENDF/B, JEF(F) oder JENDL basieren, ist die Bandbreite der Verfahren zur Neutronenflussberechnung in den verschiedenen heute gängigen Abbrandcodes am größten. Im Einsatz sind hier u. a. ein- bis dreidimensionale deterministische  $S_N$ -Verfahren, zwei- und dreidimensionale stochastische Verfahren oder andere unabhängige Verfahren wie z. B. die »Current Coupling and Collision Probability«-Methode, bei der deterministisch ein- und auströmende Neutronenflüsse sowie Reaktionswahrscheinlichkeiten an sogenannten »Rechenpunkten« bestimmt werden.

Im hier vorgestellten Vorhaben vergleicht die GRS die Rechenergebnisse des von ihr entwickelten Abbrandcodes KENOREST 2006 mit jenen von

anderen, internationalen Berechnungsverfahren. Für diesen Vergleich werden ein standardisiertes Brennelement und einheitliche Bestrahlungsbedingungen angenommen. Das Augenmerk gilt dabei den errechneten Konzentrationen der für den Abbrandkredit relevanten Nuklide. Zusätzlich zu diesem Vergleich werden publizierte Experimentnachrechnungen internationaler Arbeitsgruppen erfasst und ausgewertet.

**Nachrechnung kritischer Experimente.** Bei der Kritikalitätssicherheitsanalyse müssen alle denkbaren Fehlerquellen konservativ berücksichtigt werden. So ist beispielsweise in der Norm DIN 25478 beschrieben, wie ein Berechnungssystem beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit durch Nachrechnung von Referenzmessergebnissen (Benchmark-Experimente) zu validieren ist. Wichtig ist dabei die geeignete Auswahl von Referenzmessergebnissen, welche dem zu analysierenden Anwendungsfall möglichst ähnlich sein sollten, um eine hinreichende Übertragbarkeit von Unsicherheiten bei der Nachrechnung zur Bestimmung der Codeabweichungen zu gewährleisten. Wesentliche Aspekte sind unter anderem Art, Zusammensetzung und Geometrie der betrachteten Anordnung, Moderationsverhältnis und Neutronenspektrum, Neutronenreflektoren sowie auch die Anwesenheit von Neutronen absorbierenden Nukliden. Zu letzteren gehören auch die eingangs genannten »major fission products«, die man sich beim Konzept des »Abbrandkredits« zu Nutze macht. Zur Validierung des verwendeten Berechnungssystems hinsichtlich dieser Nuklide wurden – sofern vorhanden und zugänglich – eine Reihe an kritischen Benchmark-Experimenten nachgerechnet, welche entsprechende Nuklide beinhalten und auch die übrigen oben genannten Ähnlichkeitskriterien erfüllen.

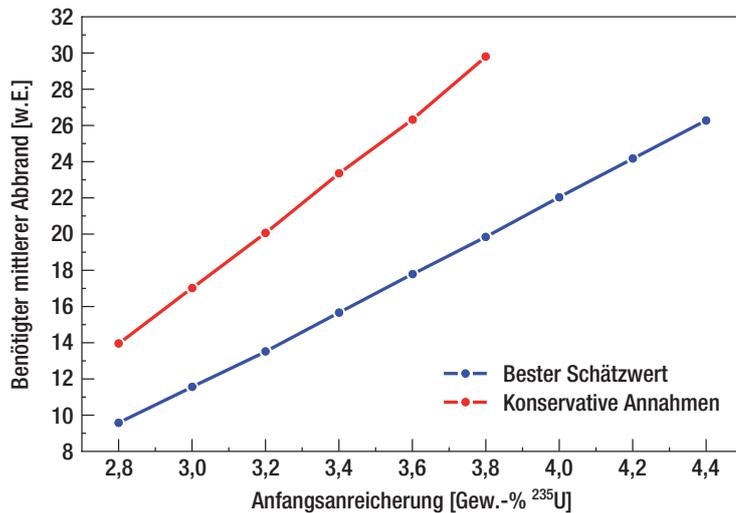


### GENERISCHER TRANSPORT- UND LAGERBEHÄLTER

Bild 3

Schematische Darstellung des generischen Transport- und Lagerbehälters mit 21 Brennelementen. Die aktive Zone der Brennelemente ist in 32 axiale Abschnitte unterteilt.

**Beladekurve.** Den Zusammenhang zwischen der Anfangsanreicherung von frischem Brennstoff und dem Abbrand, den dieser für die Einbringung in ein bestimmtes Transport- oder Lagersystem erreicht haben muss, nennt man Beladekurve. In dem Vorhaben wird die Erstellung einer Beladekurve für einen generischen Transport- und Lagerbehälter demonstriert (Bild 3 »GENERISCHER TRANSPORT- UND LAGERBEHÄLTER«). Dabei werden die Berechnungen zum einen mit dem vollen Satz der oben genannten Abbrandkredit-Nuklide ohne isotopische Korrekturfaktoren und ohne technische Unsicherheiten wie Materialtoleranzen durchgeführt (»best estimate«). Zum anderen wird anhand von Korrekturfaktoren aus einer exemplarischen Validierung des eingesetzten Abbrandcodes sowie der vorhandenen Datenbasis kritischer Experimente die Erstellung einer validierten Beladekurve unter zusätzlicher konservativer Berücksichtigung technischer Unsicherheiten nach DIN 25712 methodisch



### BELADEKURVEN

**Bild 4**

Zusammenhang zwischen der Anfangsanreicherung von frischem Brennstoff und dem für die Einbringung in ein bestimmtes Transport- oder Lagersystem benötigten Abbrand in willkürlichen Einheiten

demonstriert. Durch Vergleich der beiden so gewonnenen Beladekurven wird die in den best estimate Rechnungen enthaltene, validierungsbedingte Unsicherheit quantifiziert (Bild 4 »BELADEKURVEN«). In dem hier vorgestellten Projekt wird der Schwerpunkt auf die Thematik der Spaltprodukte gelegt. Für Abbrände, bei denen die Unterstellung einer homogenen, uniformen Nuklidverteilung nichtkonservativ ist, wird ein exemplarisches, typisches DWR-Abbrandprofil unterstellt.

### Fazit und Ausblick

Neuere Entwicklungen hinsichtlich der Anfangsanreicherung und der Lagerung von Kernbrennstoffen erfordern häufig die Berücksichtigung des Abbrands beim Nachweis der Kritikalitätssicherheit. Entsprechende Kritikalitätssicherheitsanalysen sind deutlich komplexer als die herkömmlichen, die auf der Annahme frischen Brennstoffs basieren. Die Bestimmung des entlang der Brennelemente inhomogenen Nuklidinventars nach Bestrahlung erfordert hochentwickelte Werkzeuge und Methoden und ist mit zahlreichen zu berücksichtigenden Unsicherheiten behaftet. Weiterhin sind diese Inventa-

re in der Kritikalitätsrechnung zu berücksichtigen, was gegenüber einer homogenen Verteilung von wenigen Nukliden im frischen Brennstoff ebenfalls eine deutliche Verkomplizierung darstellt. Zudem sind beide Rechenmethoden, Abbrand- wie Kritikalitätscode, gegenüber Benchmark-Experimenten zu validieren, um systematische Abweichungen und Unsicherheiten zu quantifizieren, da diese in der Kritikalitätssicherheitsanalyse konservativ angerechnet werden müssen.

**Weitere Forschungsarbeiten.** Künftige Entwicklungsaufgaben werden den Fokus auf Sensitivitäten und Unsicherheiten in den errechneten Nuklidinventaren bzw. den damit verbundenen Neutronenmultiplikationsfaktor richten. Hierbei werden verstärkt stochastische Verfahren zum Einsatz kommen. Ein zweiter Schwerpunkt wird die stringente Ableitung von konservativen Sicherheitsfaktoren aus der rechnerischen Auswertung radiochemischer Analysen und kritischer Benchmarkexperimente sein. Ein dritter Punkt ist die Untersuchung axialer Abbrandprofile, welche den Wert des Multiplikationsfaktors ebenfalls mit beeinflussen.

## 6.2

## Arbeiten zum Störfallhandbuch für Anlagen der nuklearen Brennstoffversorgung



Sandra Geupel



Marco Wehrfritz

→ In seiner endgültigen Fassung übernimmt das »Handbuch zur Störfallanalyse« die Funktion eines Nachschlage- und Referenzwerks. Es wird im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) angefertigt. Die Arbeiten daran begannen seitens der GRS bereits im Jahr 1998. Das Störfallhandbuch dokumentiert den in der GRS vorhandenen Kenntnisstand und dient dem Kompetenzerhalt. In drei Hauptkapiteln werden die Ursachen, Abläufe und Folgen von möglichen Störfällen in Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung untersucht. Der Schwerpunkt liegt dabei speziell auf Anlagen in Deutschland. Die drei Hauptkapitel gliedern sich in die Grundlagen und die Methodik der Störfallanalyse, die theoretische Modellierung von Störfällen und die Charakteristika der einzelnen Störfallarten und -ereignisse. Im aktuellen Arbeitspaket wurden die bereits vorhandenen sechs Kapitel hinsichtlich des Standes von Wissenschaft und Technik überarbeitet und fünf neue Kapitel hinzugefügt: Kapitel 3 »Methodik der Störfallanalyse«, Kapitel 5 »Aerosole und Pulver«, Kapitel 7 »Freisetzung von Uranhexafluorid«, Kapitel 9 »Freisetzung und Verteilung in die Atmosphäre« und Kapitel 10 »Freisetzung von Radionukliden im Boden und Grundwasser«. Die Kenntnisse und Grundlagen wurden durch bestehende Expertise und Literaturrecherche erarbeitet. Geplant sind weitere zehn Kapitel zum dritten Hauptkapitel, die sich mit konkreten Störfallszenarien befassen werden.

### Das Handbuch zur Störfallanalyse

Mit der Überarbeitung der schon bestehenden Kapitel hinsichtlich des Standes von Wissenschaft und Technik erhält die GRS ihre Kompetenz und baut sie weiter aus. Die Arbeiten an den **fünf neuen Kapiteln** werden im Folgenden kurz vorgestellt.

- |   |   |
|---|---|
| X | <a href="#">Im aktuellen Vorhaben entstandene Kapitel</a> |
| X | <a href="#">Vorhandene Kapitel</a>                        |
| X | Im Nachfolgevorhaben neu einzuarbeitende Kapitel          |

Handbuch zur Störfallanalyse	
<p><b>A Grundlagen und Methodik der Analyse</b></p> <p>1 <a href="#">Der nukleare Brennstoffkreislauf</a></p> <p>2 <a href="#">Grundlagen der Störfallanalyse</a></p> <p>3 <a href="#">Methodik der Störfallanalyse</a> <small>NEU</small></p>	<p><b>C Störfälle</b></p> <p>11 Mechanische Beschädigung, Absturz von Lasten</p> <p>12 Leckage, Auslaufstörfälle</p> <p>13 Brand</p> <p>14 Explosion</p> <p>15 <a href="#">Kritikalität</a></p> <p>16 Kühlungsausfall, Selbsterhitzung</p> <p>17 Ausfälle von Ver- und Entsorgungssystemen</p> <p>18 Erdbeben</p> <p>19 Flugzeugabsturz</p> <p>20 Von außen auftreffende Druckwelle</p> <p>21 Sonstige Einwirkungen von außen</p> <p>Begriffsbestimmungen</p> <p>Abkürzungen</p> <p>Maßeinheiten</p>
<p><b>B Theoretische Behandlung von Störfällen, Randbedingungen</b></p> <p>4 <a href="#">Radionuklid-Inventar</a></p> <p>5 <a href="#">Aerosole und Pulver</a> <small>NEU</small></p> <p>6 <a href="#">Freisetzung von Radionukliden</a></p> <p>7 <a href="#">Freisetzung von UF<sub>6</sub></a> <small>NEU</small></p> <p>8 <a href="#">Ablagerungs- und Rückhalte-mechanismen</a></p> <p>9 <a href="#">Freisetzung und Verteilung in die Atmosphäre</a> <small>NEU</small></p> <p>10 <a href="#">Freisetzung von Radionukliden im Boden und Grundwasser</a> <small>NEU</small></p>	

#### NEU Methodik der Störfallanalyse

Die **Methodik der Störfallanalyse** stellt zwei wesentliche Ansätze zur Sicherheitsanalyse vor, die deterministische (DSA) und die probabilistische Störfallanalyse (PSA). Zur Prävention unbeabsichtigter Betriebszustände von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung kommt der Analyse bereits eingetretener Vorkommnisse eine besondere Rolle zu. Durch die Störfallanalyse können der Unfallhergang rekonstruiert, Ursachen ermittelt und Schwachstellen beseitigt werden. Da-

bei kommt eine detaillierte Rekonstruktion einer verlässlicheren Prognose und damit einer besseren Prävention zugute. Im Rahmen dieser Ausarbeitung umfassen Störfallereignisse sowohl Auslegungstörfälle als auch auslegungsüberschreitende Ereignisse.

Die **deterministische Störfallanalyse** wird in Deutschland praktisch seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie bei der Auslegung kerntechnischer Anlagen angewendet. Sie ist im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgeschrieben.

Die wesentlichen **Schritte einer deterministischen Störfallanalyse** sind:

**Schritt 1** Analyse des Anlagengeländes hinsichtlich der meteorologischen, geologischen sowie hydrologischen Bedingungen und Entwicklung eines konzeptionellen Geländemodells.

**Schritt 2** Identifikation des Anlagenpersonals sowie der Bevölkerungsgruppen, die durch Störfallereignisse potenziell betroffen sein könnten.

**Schritt 3** Identifikation der Anlagenkonfiguration relevanter betrieblicher Prozeduren sowie administrativer Kontrollen für erwartete betriebliche Abläufe.

**Schritt 4** Analyse der Anlagenbedingungen bzw. Identifikation und Kategorisierung von auslösenden Ereignissen, die zur Freisetzung radioaktiver Stoffe führen können, gegen die die Anlage ausgelegt wurde bzw. werden sollte.

**Schritt 5** Charakterisierung der radioaktiven Stoffe, die potenziell freigesetzt werden können, hinsichtlich ihrer Freisetzungparameter (z. B. Freisetzungsrate als Massen- oder Volumenstrom, Temperatur, Druck etc.).

**Schritt 6** Identifikation und Analyse der anlageninternen Freisetzungspfade.

**Schritt 7** Identifikation und Analyse der Freisetzungspfade in die Umgebung.

**Schritt 8** Quantifizierung der Auswirkungen bzw. Konsequenzanalyse sowie Bewertung der erzielten Ergebnisse im Hinblick auf die Einhaltung gesetzlich festgelegter Grenzwerte.

In den vom BMU veröffentlichten Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen sind anlageninterne Ereignisse zu verschiedenen Anlagentypen (Urananreicherung, Brennelementherstellung) aufgelistet, die im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren zu analysieren sind. Darüber hinaus werden folgende zivilisatorisch bedingte Ereignisse bei Brennstoffkreislaufanlagen in der Regel dem Restrisikobereich zugeordnet:

- ⚡ Flugzeugabsturz,
- ⚡ äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe,
- ⚡ äußere Druckwellen chemischer Reaktionen und,
- ⚡ Einwirkungen Dritter.

Für diese Ereignisse sind in der Regel Maßnahmen zur Risikominimierung vorzusehen. Naturbedingte äußere Einwirkungen – z. B. Sturm, Regen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Erdbeben und Erdbeben – werden entsprechend den Standortgegebenheiten in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle im Rahmen der Störfallanalyse betrachtet. Der Risikominderung dienende Maßnahmen zum Schutz von Brennstoffkreislaufanlagen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter sind in einer Richtlinie des BMU festgelegt.

**Probabilistische Analysemethoden** kommen immer dann verstärkt zum Einsatz oder werden ergänzend empfohlen, wenn die zu bewertende Anlage ein relativ hohes Maß an Komplexität aufweist. Eine PSA ist im Vergleich zu einer DSA durch wesentliche Unterschiede bezüglich des Analyseansatzes gekennzeichnet. Diese Unterschiede bedingen eine andere Herangehensweise bei der praktischen Umsetzung einer PSA.

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) empfiehlt folgende **Schritte zur Durchführung einer PSA**:

**Schritt 1** Identifikation der zu berücksichtigenden auslösenden Ereignisse.

**Schritt 2** Modellierung der Störfallszenarien; z. B. logische Modellierung der Störfallabläufe durch Fehler- bzw. Ereignisbaumanalysen, Analyse und Berücksichtigung des menschlichen Verhaltens, Konsequenzanalyse.

**Schritt 3** Daten- bzw. Parameterbewertung; z. B. Ermittlung von Daten zu Eintrittshäufigkeiten bei Störfallabläufen und zur Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen, sowie Daten zur Bewertung der Störfallauswirkungen (z. B. Ermittlung von Dosiskonversionsfaktoren etc.).

**Schritt 4** Szenarienqualifikation; z. B. Kategorisierung der erzielten Ergebnisse, Risikobewertung, Ergebnisbewertung im Hinblick auf die Einhaltung von Grenzwerten, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen.

Eine PSA ist häufig durch einen iterativen Bearbeitungsansatz gekennzeichnet, wobei die genannten Arbeitspunkte jedoch nicht streng entsprechend der aufgeführten Reihenfolge abgearbeitet werden müssen.

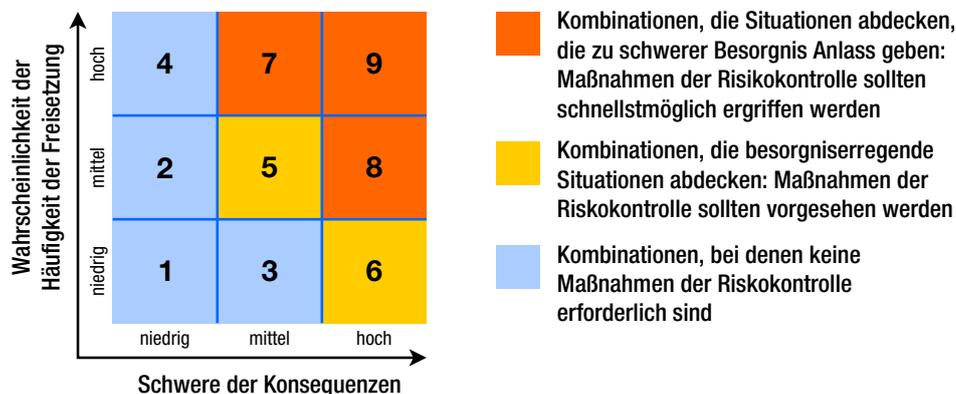
Aus einer PSA können wertvolle Erkenntnisse zum Ablauf potenzieller Ereignisabläufe, zur Bedeutung von Systemfunktionen und Schlüsselkomponenten, menschlichen Handelns sowie zum Einfluss getroffener Annahmen auf das Ergebnis gewonnen werden. Die Gesamtheit dieser Erkenntnisse stellt den Gebrauchswert einer PSA für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung dar. Die ermittelten Zahlenwerte, z. B. zu Eintrittshäufigkeiten bei Störfallabläufen, sind zwar mit Unsicherheiten behaftet, die aber über geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen dargestellt werden können.

Bei Tätigkeiten, die den Umgang mit radioaktiven Stoffen beinhalten, ist gemäß § 6 der Strahlenschutzverordnung jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Die Ergebnisse einer PSA können auf anschauliche Weise unter Zuhilfenahme einer sogenannten Risikomatrix bewertet werden, wobei sich die Methode auch zur semi-quantitativen Ergebnisbewertung eignet. **Bild 1 »BEWERTUNG VON PSA-ERGEBNISSEN«** gibt eine typische Risikomatrix wieder, bei der die Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. die entsprechende Eintrittshäufigkeit für unerwünschte Ereignisse (z. B. Freisetzung von gesundheitsschädlichen Substanzen) über dem Schweregrad ihrer jeweiligen Auswirkungen aufgetragen wurde. Der Schweregrad kann dabei z. B. ausgedrückt werden als

- /// Anzahl der zu erwartenden Todesfälle bzw. Anzahl der Verletzten,
- /// Personendosis oder Kollektivdosis,
- /// finanzieller Verlust,
- /// Produktionsausfall und
- /// Kontaminations- bzw. Verschmutzungsgrad der Umgebung der betreffenden Anlage (z. B. Trinkwasserkontamination etc.).

Bei der Kategorisierung einer Risikomatrix ist darauf zu achten, dass sowohl die veranschlagte Lebensdauer einer Anlage als auch die Bandbreite der möglichen Auswirkungen entsprechend der betrachteten auslösenden Ereignisse abgedeckt werden. Des Weiteren sollte der Schweregrad der Konsequenzen innerhalb einer Matrix nach einem einheitlichen Maßstab bewertet werden (z. B. ausschließlich als Personendosis).



### BEWERTUNG VON PSA-ERGEBNISSEN

Bild 1

Typische 3x3-Risikomatrix zur Bewertung von PSA-Ergebnissen

### NEU Aerosole und Pulver

Das Kapitel Aerosole und Pulver beinhaltet die Auswirkungen von luftgetragenen Radionukliden bei einer möglichen Freisetzung auf die Umwelt und den menschlichen Organismus. Die Inhalation dieser Stoffe ist der dominanteste Inkorporationspfad in Anlagen der nuklearen Brennstoffversorgung und daher bei deren Sicherheitsanalyse nicht vernachlässigbar. Zur Bildung von luftgetragenen radioaktiven Partikeln, Gasen und Aerosolen kommt es bei Störfällen vorwiegend durch Brände, Explosionen, Resuspension und Verdunstung. Die Größe der Partikel reicht von einigen Nanometern bis in die Größenordnung von Millimetern. Durch Kollisionen und Zusammenlagerung (Koagulation) kann die Größe der Partikel zunehmen, bis es zu einem Gleichgewichtszustand der Partikelanzahl hinsichtlich des betrachteten Volumens gekommen ist. Im normalen Betrieb von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs können ebenfalls Pulver und Stäube anfallen (z. B.  $UO_2$ ). Im laufenden Betrieb und bei Störfällen

gilt es, luftgetragene radioaktive Partikel zurückzuhalten und eine unkontrollierte Freisetzung zu vermeiden. Zu diesem Zweck wird die Luft der Anlage gefiltert. Partikelfilter arbeiten nach vier Grundprinzipien: Siebeffekt, Trägheitseffekt, Sperrereffekt und Diffusionseffekt. Abhängig von der Teilchengröße und dem Luftstrom wirken diese unterschiedlich effektiv, daher werden Kombinationen aus mehreren Filterstufen eingesetzt. Bei einer unbeabsichtigten Freisetzung wird anhand der Inhalabilität (Bruchteil der Aerosole, der mit dem Volumen der inhalierten Atemluft durch Mund oder Nase in den Körper gelangt) das Gefährdungspotenzial für den menschlichen Organismus bewertet. Je kleiner die Partikel, desto tiefer dringen sie in die Atemwege ein. Von dort können sie in die Blutbahn gelangen und den jeweiligen Bereich durch ionisierende Strahlung schädigen. Die Verweildauer schwankt dabei von wenigen Minuten im Rachen- und Kehlkopfbereich bis zu 7000 Tagen in den unteren Lungenflügeln.

### ÜBERSICHT: UF<sub>6</sub>-FÜHRENDE PROZESSE

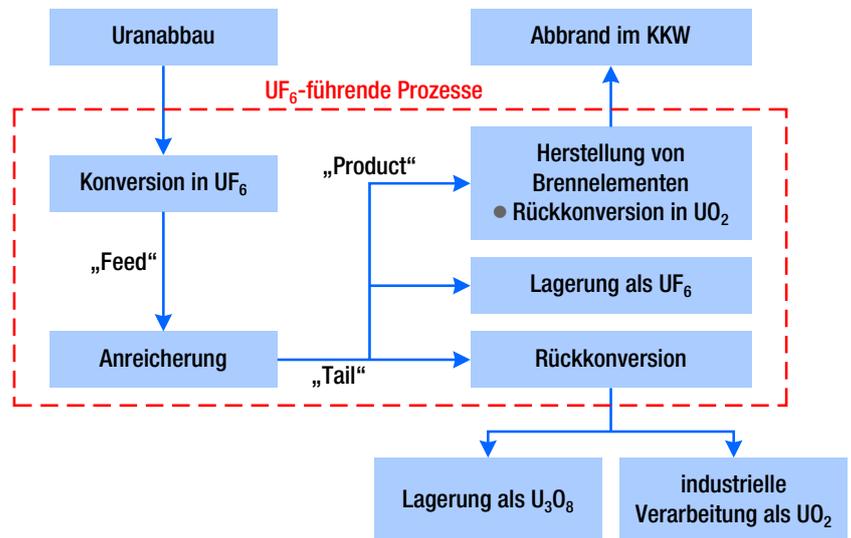
Bild 2

Uranhexafluorid (UF<sub>6</sub>) spielt im nuklearen Brennstoffkreislauf eine wichtige Rolle. Die Abbildung gibt eine Übersicht der UF<sub>6</sub>-führenden Prozesse.

#### NEU Freisetzung von Uranhexafluorid (UF<sub>6</sub>)

Der Freisetzung von Uranhexafluorid (UF<sub>6</sub>) fällt besondere Bedeutung zu, da UF<sub>6</sub> im nuklearen Brennstoffkreislauf eine elementare Rolle spielt. Es wird bei der Herstellung von Brennstoff aus Natururan für Leichtwasserreaktoren benötigt. In Deutschland wird Uran angereichert, Kernbrennstoff hergestellt und auch abgereichertes Uran in Form von UF<sub>6</sub> gelagert. Zur Beschreibung der von UF<sub>6</sub> ausgehenden Gefahren wurden alle Prozesse untersucht, in die UF<sub>6</sub> involviert ist (Bild 2 »ÜBERSICHT: UF<sub>6</sub>-FÜHRENDE PROZESSE«).

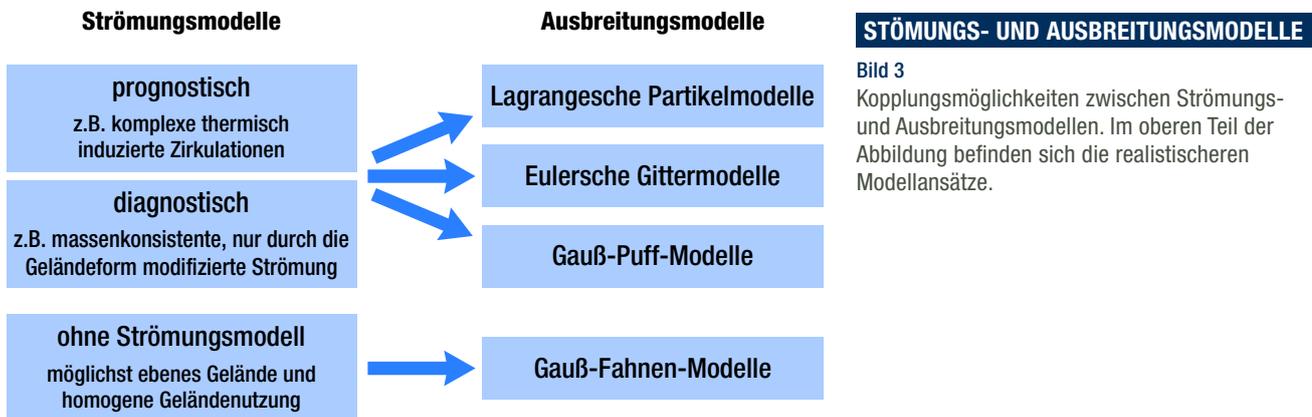
Potenzielle Störfallszenarien wurden analysiert und Urananreicherungsanlagen sowie Brennelementefabriken diesbezüglich ausgewertet. Zusätzlich wurden internationale und deutsche Vorkommnisse untersucht und Sicherheitsempfehlungen für den Umgang mit UF<sub>6</sub> abgeleitet. Durch das chemische Gefahrenpotenzial – der Reaktionsfreudigkeit mit Wasser und der sich dabei bildenden Flußsäure – sind spezielle Handlungsabläufe zu befolgen und Sicherheitsmaßnahmen zu ergreifen. Das in Deutschland etablierte Drei-Barrieren-System bei der Befüllung und Entleerung von UF<sub>6</sub>-Behältern ist nur eine davon. Abgereichertes Uran wird in seiner kristallinen Form in sogenannten 48“ Y-Tanks in großen Lagern aufbewahrt. Die Sicherheit dieser Lager muss gewährleistet und bei Störfällen eine Vermeidung der Freisetzung von UF<sub>6</sub> sichergestellt sein.



#### NEU Freisetzung und Verteilung in der Atmosphäre

Die Freisetzung und Verteilung in die Atmosphäre spielt in zahlreichen Störfallszenarien eine Rolle. Der Stofftransport in der Atmosphäre ist äußerst komplex. Die Ausbreitungsgeschwindigkeit und die Reichweite der Stoffe sind dabei von zahlreichen Parametern abhängig, wie der Lufttemperatur, den Druckverhältnissen und damit der vorherrschenden Windgeschwindigkeit, und natürlich auch von der Größe der Partikel. Hinzu kommen Luftverwirbelungen sowie Emissionsquellen und -senken. Diese komplexen Zusammenhänge lassen sich nur mit geeigneten mathematischen Modellen beschreiben. Einige davon werden vorgestellt. Es gibt drei wesentliche Mechanismen, die für den Stofftransport in der Atmosphäre verantwortlich sind: die Diffusion, die Dispersion und die Advektion bzw. Konvektion.

Es wird ein Quellterm als Ansatz benötigt, um die Verteilung von freigesetztem radioaktivem Material in der Atmosphäre zu bestimmen.



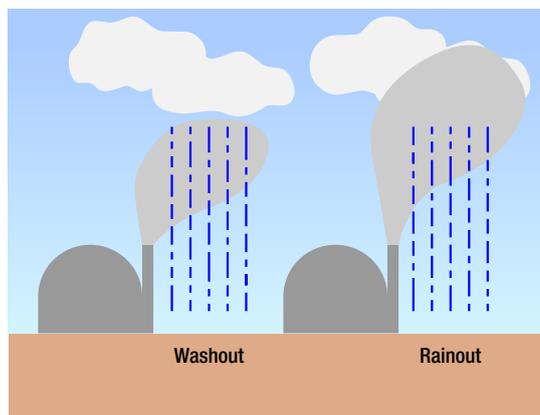
Mit den vorgegebenen topographischen und meteorologischen Gegebenheiten lassen sich Strömungsmodelle erstellen. Diese gehen in ein Ausbreitungsmodell ein, mit dem die Verteilung der Schadstoffe abgeschätzt werden kann (Bild 3 »STRÖMUNGS- UND AUSBREITUNGSMODELLE«).

### NEU Freisetzung von Radionukliden im Boden und Grundwasser

**Die Freisetzung von Radionukliden im Boden und Grundwasser** beschreibt die Freisetzungspfade und Auswirkungen einer möglichen Freisetzung von Radionukliden auf den Boden. Dabei werden die physikalisch-chemischen Prozesse, die für den Stofftransport nach Freisetzung im Grundwasser sowie im Boden relevant sind, in ihren Grundzügen erläutert und die zugrundeliegenden Modelle zur Beschreibung von Transportprozessen behandelt. Der Transport von Radionukliden im Boden und Grundwasser setzt eine Deposition, eine Ablagerung von atmosphärisch getragenen Partikeln auf den Boden, voraus. Diese kann lokal oder diffus sein. Diffuse Depositionen gehen meist aus einer atmosphärischen Schadstoffverteilung hervor. Sie werden in trockene, nasse und feuchte Ablagerung unterschieden. Generell ist die Sickergeschwindigkeit

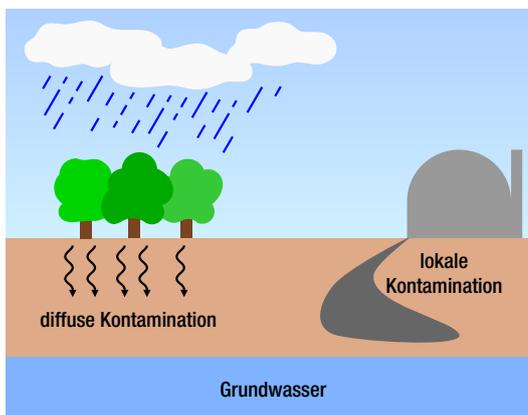
von Nukliden in Böden sehr langsam und beträgt nur wenige Millimeter im Jahr. Heute sind in den oberen Bodenschichten noch Spuren des beim Unfall von Tschernobyl 1986 freigesetzten <sup>137</sup>Cs zu finden. Gelangen Radionuklide ins Grundwasser, unterliegen sie jedoch dessen Strömung und können sich schneller verbreiten. Über das Grundwasser und über Interzeption, der Rückhaltung von Niederschlägen an Pflanzen, können freigesetzte Radionuklide in die menschliche Nahrungskette gelangen. Ein wichtiger Kontaminationspfad bei Nutzpflanzen ist die Deposition auf das Blattwerk und der anschließende Transport (Translokation) in die genutzten Pflanzenteile. Dieser Pfad spielt z. B. bei Getreide und Kartoffeln eine große Rolle.

Bei der nassen Deposition von radioaktiven Partikeln und Gasen wird die Art der Niederschlagsbildung unterschieden (Bild 4 »NASSE DEPOSITION«). Beim »Washout« wäscht der Niederschlag von höher gelegenen Wolkenschichten die radioaktiven Partikel aus der Schadstoffwolke heraus. Beim »Rainout« vermischt sich die Schadstoffwolke mit der Regenwolkenschicht, so dass Radionuklide durch Wolkentröpfchen aufgenommen werden. Die radioaktiven Partikel dienen als Kondensationskeime für Regentropfen, die beim Absinken der Temperatur unter den Taupunkt als Niederschlag abregnen.



### NASSE DEPOSITION

**Bild 4**  
Nasse Deposition durch Prozesse unterhalb von Wolken (»Washout«) und Prozesse in Wolken (»Rainout«)



### LOKALE UND DIFFUSE KONTAMINATION

**Bild 5**  
Lokale und diffuse Kontamination

Zur diffusen Kontamination mit Radionukliden kann es bei atmosphärischer Deposition sowie bei unsachgemäßem Umgang mit Abfällen und Abwässern in Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung kommen. Die Aktivitätskonzentration der eingebrachten Schadstoffmenge ist bei diffuser Kontamination meist geringer als bei lokaler Kontamination, dafür jedoch über eine größere Fläche verteilt (Bild 5 »LOKALE UND DIFFUSE KONTAMINATION«). Eine besondere Rolle spielen dabei Waldböden. Die dort niedergeschlagenen Radionuklide werden – abgesehen vom radioaktiven Zerfall – nicht abgebaut und zirkulieren in der Nahrungskette. In Waldpilzen sammeln sie sich bevorzugt an.

Ein eigenes Unterkapitel widmet sich speziell den Rechenmodellen, die zur mathematischen Beschreibung des Stofftransports im Boden und Grundwasser eingesetzt werden und die den gängigen Computerprogrammen zur Ausbreitungsprognose zugrunde liegen.

## Zusammenfassung/Ausblick

Durch die in dieser Projektphase abgeschlossenen Arbeiten konnten die beiden Hauptkapitel A und B in einem ersten Entwurf vervollständigt werden. In der nächsten Stufe des Projekts zur Erstellung eines »Handbuchs zur Störfallanalyse« werden wiederum die bereits existierenden Kapitel revidiert und gegebenenfalls im Hinblick auf den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik aktualisiert. Die Erstellung der ausstehenden Kapitel in Hauptkapitel C ist ebenfalls Teil der nächsten Projektphase. In Teil C werden einzelne Störfallszenarien konkretisiert und hinsichtlich der Teile A und B analysiert. Die Arbeit am »Handbuch zur Störfallanalyse« dient der Konsolidierung der theoretischen Überlegungen und praktischen Erfahrungen, im Hinblick auf die stetige Weiterentwicklung einer verlässlichen Sicherheitskultur in den Anlagen der nuklearen Brennstoffversorgung.

## 6.3

**Übertägige Untersuchungen zur Erkundung von Endlagerstandorten****Explorationsmethoden und ihre Bewertung hinsichtlich eines Tonsteinstandortes**

Dr. Ingo Kock

➔ Im Jahr 2007 initiierte das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) das Verbundprojekt »Durchführung vergleichender Sicherheitsanalysen für Endlagersysteme zur Bewertung der Methoden und Instrumentarien«, genannt VerSi. Ziel ist, Methoden und Werkzeuge zum Vergleich von zwei Endlagerstandorten in unterschiedlichen Wirtsgesteinen (Ton und Steinsalz) für wärmeentwickelnden radioaktiven Abfall zu erarbeiten. Dabei sollen wissenschaftlich-technische Grundlagen für einen sicherheitsgerichteten, methodisch systematischen und transparenten Vergleich zwischen dem Standort Gorleben und einem alternativen generischen Standort in einer Tonsteinformation entwickelt werden.

Möglicherweise in Frage kommende Tonsteinstandorte wurden bisher nicht unter dem Aspekt der Endlagerung radioaktiver Abfälle untersucht. Daher liegen für einen Tonsteinstandort keine bzw. kaum standortspezifische geologische und hydrogeologische Daten vor. Deshalb sind übertägige geologische und geophysikalische Untersuchungen (»Explorationsmethoden«) notwendig, um potenzielle Endlagerstandorte im Tonstein im Hinblick auf die Eignung als Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle detailliert zu charakterisieren. Die Explorationsmethoden müssen die bestmögliche Genauigkeit und Sicherheit der Untersuchung gewährleisten. Sie müssen geeignet sein, die Anforderungen und Kriterien an Standortparameter, die in einem Auswahlprozess für einen Endlagerstandort wesentlich sind, bewerten zu können.

### Anforderungen und Kriterien an ein Endlager im Tonstein Geodaten

Die GRS hat im Rahmen von VerSi auf Basis der Empfehlungen des Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) und der Sicherheitsanforderungen des BMU aus dem Jahr 2009 allgemeine Anforderungen an Geodaten zur Standortbewertung identifiziert, die sich den folgenden Gruppen zuordnen lassen:

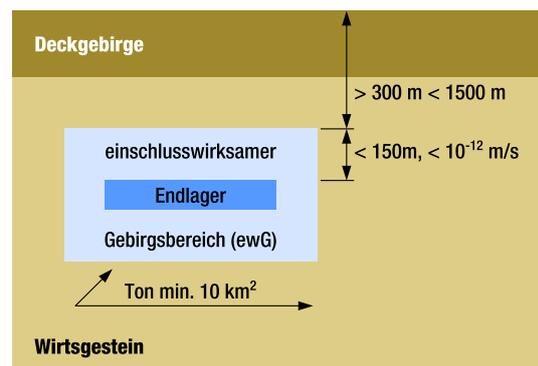
- /// Einschluss- und Barriereigenschaften des Wirtgesteins,
- /// Langzeitstabilität (Erhaltung der Barrierewirkung),
- /// Zuverlässigkeit der geologischen Aussagen und
- /// bautechnische Eignung (Verschlussmaßnahmen, Stabilität Grubengebäude).

**Zu den Einschluss- und Barriereigenschaften** gehören im Wesentlichen die hydrogeologischen und hydrochemischen Verhältnisse des sogenannten einschlusswirksamen Gebirgsbereichs **Bild 1** »ewG«, dessen laterale Ausdehnung, Mächtigkeit und Teufenlage.

**Die Langzeitstabilität** wird hauptsächlich gesteuert durch die Beständigkeit der Standort- und Gesteinseigenschaften. Sie können natürlichen Änderungen unterworfen sein, sich aber auch durch das Einbringen der Abfallgebinde und das Errichten der technischen Barrieren verändern.

**Die Zuverlässigkeit der geologischen Aussagen** bezieht sich auf die Erfassung der Eigenschaften des Wirtgesteins bzw. des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs und auch deren zeitliche Entwicklung.

**Kriterien der bautechnischen Eignung** sind insbesondere felsmechanische Eigenschaften und Bedingungen sowie Anforderungen im



#### ewG

**Bild 1**  
Größe des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs im Tonstein

Zusammenhang mit der untertägigen Erschließung der Lagerkammern und dem Betrieb des Endlagers.

In **Tabelle 1** »ANFORDERUNGEN« ist zusammenfassend dargestellt, welche Anforderungen an die Datenbasis notwendig sind, um insbesondere die Eigenschaften eines Tonsteinstandortes hinreichend zu beschreiben.

### Übertägige Erkundungsmethoden

**Geophysikalische Methoden** sind in der Lage großflächige oder großräumige Körper im Gebirge von übertage zu beschreiben. Zu diesen Methoden gehören:

	Kriteriengruppe			
	Einschluss- und Barriereneigenschaften des Wirtgesteins	Langzeitstabilität	Zuverlässigkeit der geologischen Aussagen	Bautechnische Eignung
Notwendige Daten	Hydraulische Eigenschaften	Mächtigkeit und Teufenlage	Prognostizierbarkeit	Felsmechanische Eigenschaften und Bedingungen
	Homogenität	Gebirgshebungen und -senkungen	Explorierbarkeit	Wasserhaltung und Instandsetzung
	Diffusivität	Äußere Einflüsse		
	Sorptionseigenschaften	Innere Einflüsse		
	Stabile geochemische Verhältnisse	Gesteinsmechanische Parameter		
	Unempfindlichkeit des Wirtgesteins gegenüber alkalischen Lösungen			
	Selbstheilungsvermögen			
	Gasspeichervermögen			
	Temperaturverträglichkeit			

### ANFORDERUNGEN

Tabelle 1  
Zusammenfassung der Anforderungen an die Geodaten

- /// Reflexions- und Refraktionsseismik
- /// Gravimetrie
- /// Magnetik
- /// Elektrische Messungen
- /// Elektromagnetische Messungen.

**Unterschiedliche Auflösung.** Diese Methoden unterscheiden sich deutlich hinsichtlich ihrer räumlichen Auflösung, die auch von der zu untersuchenden Teufe abhängt. Flach liegende Tonsteinformationen sind zudem mit gravimetrischen Methoden prinzipiell nicht erfassbar. Im Gegensatz dazu bieten seismische Methoden die Möglichkeit großräumige Querschnitte (2-D Seismik) oder Volumen (3-D Seismik) mit einer hohen Genauigkeit ohne einen Eingriff in den ewG zu untersuchen. Diese Technik ermöglicht die Identifikation der Gesamtgeometrie und der größten Gesteinseinheiten des geologischen Körpers sowie von möglicherweise vorhandenen Störungen.

Dabei sind dem heutigen Stand der Technik entsprechende Analysemethoden insbesondere bei der 3-D Seismik dazu in der Lage, einige Gebirgseigenschaften näherungsweise zu bestimmen. Im Ergebnis ist die Seismik allein zur Erfassung vieler sicherheitsrelevanter Parameter ungeeignet; es lässt sich aber eine wichtige Voraussetzung der Einschluss- und Barriereneigenschaften, die Homogenität der Fazies, sehr gut beurteilen.

**Nur mit Bohrungen.** Alle anderen übertägigen geologischen und geophysikalischen Methoden setzen einen Eingriff in den ewG mit einer oder mehreren Bohrungen voraus. Dies sind Bohrungen mit oder ohne Kerngewinn für Laboruntersuchungen, in-Situ Untersuchungen und geophysikalische Bohrlochmessungen. Im Gegensatz zu flächen- oder volumenbezogenen großräumigen Seismikmessungen können Kernbohrungen nur punktuelle Informationen über die zu untersu-

chende Formation geben. Allerdings sind diese Informationen oft präzise und mit weniger Unsicherheiten behaftet. Schon während der Bohrung können eine Vielzahl von in-Situ Messungen – also im Gestein selbst – durchgeführt werden, die weitgehend hydrogeologischen/hydraulischen Ursprungs sind. Größte Bedeutung kommt den vielen quantitativen Laboranalysen zu. Hier kann die weitaus größte Anzahl der für die Erfüllung der Auslegungsanforderungen und Kriterien nötigen Untersuchungen vorgenommen werden.

**Bohrlochmessungen vorteilhaft.** Der große Vorteil von geophysikalischen Bohrlochmessungen (»Logs«) gegenüber Laboruntersuchungen an Kernen liegt in der Kontinuität der Datengrundlage. Der Aufwand einen Bohrkern, der zudem nicht unbedingt vollständig vorhanden ist, komplett zu beproben und an diesen Proben die umfangreichen Messungen durchzuführen, ist groß. Ein weiterer Vorteil ist, dass die Daten in-Situ erhoben werden. Dabei ist die Orientierung der Sonden bekannt, so dass unmittelbar Richtungsabhängigkeiten der Eigenschaften (Anisotropie) festgestellt werden können.

### Bewertungsmaßstab

**Gesamtbeurteilung Messmethode.** Eine Messmethode wird in drei voneinander unabhängigen Teilen beurteilt. Der erste Teil beinhaltet, ob eine Messmethode für eine Anforderung aus **Tabelle 1** »ANFORDERUNGEN« geeignet ist. Die Bewertungsskala reicht dabei von 1 – 5 (5: sehr gut geeignet, 4: gut geeignet, 3: Messung/Abschätzung möglich, 2: schlecht geeignet, 1: nicht geeignet).

Weiterhin wird die Unsicherheit bzw. Messungsgenauigkeit separat bewertet. Während die technische Messabweichung ermittelt werden könnte, ist dies für die Unsicherheit nicht unbedingt der Fall. Sie kann nur grob abgeschätzt werden. Insofern

wird im Folgenden kein statistisches Maß für die Unsicherheit herangezogen. Die Bewertungsskala reicht ebenfalls von 1 – 5 (5: sehr sicher, 1: keine gesicherten Werte).

Ein wichtiger Faktor für die Gesamtbeurteilung ist ebenfalls die Skalierbarkeit. Im ungünstigen Fall liegen Messwerte aus Labor- oder in-Situ Untersuchungen nur von einer Probe pro Formation/Fazies vor. Dieses Ergebnis muss dann auf die gesamte Formation im geologischen Körper skaliert

Kriteriengruppe	Anforderung	Aussagesicherheit
1. Einschluss- und Barriereneigenschaften des Wirtsgesteins	Hydraulische Eigenschaften	4
	Homogenität	5
	Diffusivität	4
	Sorptionseigenschaften	4
	Stabile geochemische Verhältnisse	4
	Unempfindlichkeit des Wirtsgesteins gegenüber alkalischen Lösungen	4
	Selbtheilungsvermögen	4
	Gasspeichvermögen	4
	Temperaturverträglichkeit	5
2. Langzeitstabilität	Mächtigkeit und Teufenlage	5
	Gebirgshebungen und –senkungen	4
	Äußere Einflüsse	Nicht anwendbar
	Innere Einflüsse	Nicht anwendbar
	Gesteinsmechanische Parameter	5
3. Zuverlässigkeit geol. Aussagen	Prognostizierbarkeit	Nicht anwendbar
	Explorierbarkeit	Nicht anwendbar
4. Bautechnische Eignung	Felsmechanische Eigenschaften und Bedingungen	5
	Wasserhaltung und Instandsetzung	4

### AUSSAGESICHERHEIT

**Tabelle 2**  
Aussagesicherheit durch Kombination aller Explorationsmethoden im Hinblick auf die Anforderungen

werden. Auch hier wird eine Bewertungsskala von 1 – 5 genutzt (5: keine Skalierung notwendig – 1: Mehrfache und komplexe Skalierung notwendig).

**Gesamtbewertung sicherheitsrelevanten Parameter.** Im Anschluss an die Bewertung der Einzelmethode wird die Charakterisierbarkeit der sicherheitsrelevanten Parameter insgesamt bewertet. Sie wird hinsichtlich der Kombination der einzelnen Messmethoden in ihrer sinnvollen Reihenfolge vorgenommen, die alle Untersuchungsmethoden berücksichtigt. Nachdem der Nachweis der Homogenität erbracht ist, kann hiermit gezeigt werden, dass größtenteils sehr gute bis gute Ergebnisse erzielt werden **Tabelle 2 »AUSSAGESICHERHEIT«**. Insgesamt können vier Anforderungen im Rahmen von übertägigen Explorationsmethoden nicht beurteilt werden.

### Fazit und Ausblick

**Kombination von Untersuchungsmethoden.** Insgesamt ist festzustellen, dass nur eine sinnvolle Kombination aus mehreren Untersuchungsmethoden geeignet ist, einen möglichen Endlagerstandort übertägig zu untersuchen. Diese Kombination

ist auch außerhalb der Endlagersuche Stand von Wissenschaft und Technik, sowohl in der Industrie (Kohlenwasserstoff- und Erzexploration) als auch in internationalen Großforschungsvorhaben (International Ocean/Continental Drilling Program; IODP/ICDP). Die Untersuchungen müssen allerdings endlagerspezifisch ausgelegt werden.

Im Wesentlichen bedingen zwei Sachverhalte die notwendige Kombination der Untersuchungen:

- ⚡ In vielen Fällen kann nur eine einzige Methode die erforderlichen Informationen/Daten erbringen. Dies ist beispielsweise bei der Untersuchung der räumlichen Charakterisierbarkeit der Fall, mit der die Homogenität des ewG möglichst weitreichend nachgewiesen werden soll.
- ⚡ Keine der Messmethoden kann den »wahren« Wert bestimmen. Mehrfachmessungen mit verschiedenen Methoden können zur Kalibrierung und zur wechselseitigen Überprüfung dienen. Falls zum Beispiel geophysikalische Bohrlochmessungen und Labormessungen eines Parameters große Unterschiede aufweisen, lassen sich Rückschlüsse darüber ziehen, inwieweit die Kern- und Probenahme zu einer Veränderung des Gesteins geführt haben.

## 7. Projekte und Internationales



Ulrich Erven

→ Eine der Kernaufgaben der GRS ist es, interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Analysemethoden und qualifizierte Daten vorzuhalten, um die Sicherheit technischer Anlagen zu bewerten und zu verbessern und dadurch den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken solcher Anlagen weiterzuentwickeln. Die damit verbundenen wissenschaftlichen Fragestellungen sind komplex und häufig nur durch fachübergreifende Zusammenarbeit zu lösen. Experten unterschiedlicher wissenschaftlicher Disziplinen bearbeiten gemeinsam Projekte und fassen ihre Analyseergebnisse und Bewertungen in integralen Sicherheitsaussagen zusammen. Um dieses Zusammenwirken effektiv zu organisieren, bedarf es einer übergreifenden Fachorganisation. Diese wird in der GRS vom Bereich Projekte und Internationales wahrgenommen.

Darüber hinaus, stellen die nukleare Sicherheit, die zuverlässige Entsorgung radioaktiver Abfälle und die sichere Verwahrung von nuklearem Material eine globale Herausforderung dar. Nur über Sicherheitspartnerschaften und gemeinsame Anstrengungen über nationale Interessen hinaus, sind diese Herausforderungen zu bewältigen. Es gilt, den erreichten Sicherheitsstandard kontinuierlich zu verbessern, ältere Anlagen sicher außer Betrieb zu nehmen und umweltgerecht zurückzubauen. Die GRS setzt sich deshalb für eine intensive, internationale Zusammenarbeit ein. Im Rahmen vielfältiger bilateraler Kooperationsbeziehungen sowie durch die Mitarbeit in multilateralen Organisationen und Gremien wirkt die GRS hier durch Weiterentwicklung wissenschaftlicher Erkenntnisse und Methoden aktiv mit.

### Aufgaben des Bereichs Projekte und Internationales

Die diesbezüglichen Aufgaben des Bereichs umfassen die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen, das Management von Ressourcen und die Qualitätssicherung von Projekten. Daneben ist der Bereich auch für die übergeordnete

Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte in Querschnittsprojekten – etwa zur Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik – verantwortlich.

### Aufgaben mit internationalem Bezug

Zu den Aufgaben mit internationalem Bezug gehört das Projektmanagement für internationale Projekte sowie die Koordination der internationalen Aktivitäten der GRS. Weiterhin werden inhaltliche Beiträge zu internationalen Programmen geliefert, über die in den nachfolgenden Fachbeiträgen berichtet wird.

**European Technical Safety Organisation Network (ETSON).** Eine dieser Aufgaben ist die Koordinierung von ETSON, die gemeinsam mit Zentralstellen in den Partnerorganisationen vorgenommen wird. Mitglieder von ETSON sind aktuell neben der GRS die technischen Sicherheitsorganisationen IRSN (Frankreich), Bel V (Belgien), VTT (Finnland), UJV (Tschechien) und LEI (Litauen). Ziel von ETSON ist die Förderung und Weiterentwicklung der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen den europäischen TSO auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit sowie die Zusammenarbeit in Projekten. Für alle wichtigen Aufgabenfelder der Reaktorsicherheit wurden Gruppen mit Experten der Partnerorganisationen eingerichtet, die die inhaltliche Arbeit des Netzwerks tragen sollen. ETSON beteiligt sich als TSO-Repräsentant auch intensiv an der »Sustainable Nuclear Energy Technology Platform« (SNE-TP) der EU und ist dort in den wesentlichen Entscheidungs- und Arbeitsgremien vertreten. Die Weiterentwicklung des Netzwerks zu einer rechtlich selbstständigen Vereinigung wird derzeit vorbereitet.

### Herausforderung des Kompetenzerhalts

**Aus- und Weiterbildungskonzept/ENSTTI.** Neben den Aktivitäten im Zusammenhang mit fachübergreifenden Projekten und internationalen Vorhaben ist der Bereich Projekte und Internationales auch mit Fragen des Kompetenzerhalts befasst. Mit dem altersbedingten Ausscheiden gut ausgebildeter erfahrener GRS-Experten geht Sachverstand verloren, den es zu ersetzen gilt. Auch Behörden, andere Sachverständigenorganisationen und die Industrie sind mit vergleichbaren Entwicklungen konfrontiert. Um ihre Kompetenz nachhaltig zu sichern und weiterzuentwickeln, hat die GRS ein modulares Aus- und Weiterbildungskonzept entwickelt, das seit längerem umgesetzt wird. Darüber hinaus hat die GRS ein einjähriges Traineeprogramm aufgelegt, das im Berichtszeitraum erstmalig durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen wurde. In diesem Programm werden durch eine Kombination von intensiven internen und externen Schulungen und einem Training-on-the-job breite Kenntnisse auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vermittelt. Die Erkenntnisse wurden systematisch ausgewertet und fließen in die Neuauflage des Traineeprogramms 2010-2011 ein. Wie beim ersten Programm steht diese Weiterbildung auch Vertretern von Bundesbehörden offen. Dem Bereich Projekte und Internationales obliegt die Weiterentwicklung und Organisation des Programms. Darüber hinaus engagiert er sich hierbei intensiv mit Referenten bei der Umsetzung. Für Trainingsaktivitäten im internationalen Bereich wurde von den ETSON Partnern IRSN, GRS, UJV und LEI das European Nuclear Training and Tutoring Institute (ENSTTI) gegründet, das neben Trainingskursen auch das Tutoring, d. h. die praktische Zusammenarbeit von Trainees mit erfahrenen Experten, anbietet. Das Institut bietet ab Juli 2010 Kurse an.

## 7.1

# Mitwirkung in nationalen wie internationalen Fachgremien



Dr. Manfred Mertins



Dr. Marina Röwekamp

→ Die Mitwirkung in nationalen wie internationalen Expertengruppen und Fachgremien ist für die GRS als Technische Sicherheitsorganisation (TSO) und unabhängiger Gutachter von zentraler Bedeutung. Auf unterschiedlichen Fachgebieten werden Kontakte zu Experten anderer Fachorganisationen geknüpft und vertieft. Solche Expertendiskussionen garantieren den Transfer aktueller Erkenntnisse zum einen aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen oder der konventionellen Industrie, sofern diese auch für die kerntechnische Sicherheit von Bedeutung sind. Zum anderen unterstützen die Diskussionen aktueller Ergebnisse aus Forschung und Entwicklung auch den Kompetenzerhalt bei den beteiligten Fachleuten und sie tragen zu einer kontinuierlichen Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik bei. Zudem ermöglicht die aktive Beteiligung von international anerkannten Experten der GRS in solchen Gremien auch eine inhaltliche Mitgestaltung.

### **Bedeutung internationaler Fachgremien in der sich ständig wandelnden kerntechnischen Landschaft**

Weltweit von höchster Bedeutung sind Fachgremien der IAEA (International Atomic Energy Agency) und der OECD/NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency). Im europäischen Kontext

sind an erster Stelle WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) und die RHWG (Reactor Harmonization Working Group) als besonders bedeutende internationale Gremien zu nennen.

Für einen fachlichen Erfahrungsaustausch haben sich auf internationaler Ebene diverse Arbeitsgremien der OECD/NEA etabliert. Die NEA besteht bereits seit 1958 als semi-autonome Organisation innerhalb der OECD auf dem Gebiet der Kernenergie und der kerntechnischen Sicherheit. Mit insgesamt 28 Mitgliedsstaaten repräsentiert die NEA eine Fachorganisation auf einer breiten Basis, an deren Arbeit auch die Europäische Kommission beteiligt ist. Gleichzeitig besteht aber auch eine enge Zusammenarbeit der NEA mit der IAEA.

Auch Deutschland verfügt auf nationaler Ebene über eine Vielzahl von Expertengremien und Facharbeitskreisen auf dem Gebiet der Kerntechnik, sei es zu Erstellung und Überarbeitung fachspezifischer Regeln und Richtlinien als auch zu einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch und der Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik. Von besonderer Bedeutung sind in diesem Zusammenhang die Arbeitsgremien des KTA (Kerntechnischer Ausschuss) und der Facharbeitskreis (FAK) Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA).

### **Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik**

Zweck und Aufgaben internationaler Gremienarbeit in der Kerntechnik ist es, gemeinsame Mindeststandards für die Reaktorsicherheit zu entwickeln und fortzuschreiben. Andere Gremien hingegen dienen mehr einem Austausch von Expertenwissen auf einem bestimmten Fachgebiet und tragen damit entscheidend zur Ermittlung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei. Eine weitere wichtige Aufgabe besteht in der Entwicklung und Pflege eines gegenseitigen Vertrauens auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit.

### **Gremien zur Erarbeitung von Regeln und Richtlinien**

Gremien zur Erarbeitung von Regeln und Richtlinien auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit gibt es sowohl auf nationaler wie internationaler Ebene. In Deutschland sind in diesem Zusammenhang der KTA mit seinen Unterausschüssen und Arbeitsgremien zur Erarbeitung und Fortschreibung kerntechnischer Regeln und der FAK PSA zu nennen. Vertreter aller im Bereich der Kerntechnik beteiligten Fraktionen – Betreiber und Hersteller, aber auch Aufsichtsbehörden und Gutachter wie auch Forschungsinstitutionen – sind im KTA und seinen Gremien vertreten. Sie erarbeiten Regelentwürfe, die dann im KTA selbst nach speziellen Formalien verabschiedet und über die Geschäftsstelle des KTA veröffentlicht werden.

Der FAK PSA ist ebenfalls mit Fachleuten auf dem interdisziplinären Gebiet der PSA besetzt. Dieses vor mehr als fünfzehn Jahren durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) ins Leben gerufene Expertengremium von fast dreißig Fachleuten, arbeitet unter der Leitung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS). Es erstellt Beiträge für die Fachbände zu PSA-Methoden und -Daten des vom BMU publizierten PSA-Leitfadens. Darüber hinaus werden in diesem Gremium weltweite Weiterentwicklungen auf dem Gebiet der PSA eingehend auf eine mögliche Berücksichtigung in den Fachbänden zum Leitfaden diskutiert. Der GRS kommt in diesem Gremium eine besondere Rolle zu: Die Fachleute der GRS sind mit der Aufgabe betraut, einen Großteil der Textentwürfe vorzugeben, die dann hinterher eingehend im FAK diskutiert werden.

### Fachgremien der IAEA

Die GRS ist aktiv im Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC) der IAEA tätig. Die Arbeiten umfassen die inhaltliche Auswertung und die Organisation der nationalen Koordinierung aller von der IAEA erstellten Safety Standards. Die Beteiligung der GRS an der Kommentierung der IAEA Safety Standards zeigt **Bild 1 »GRS-BETEILIGUNG«**.

Gegenwärtig führt die IAEA eine grundlegende Neuordnung der Safety Standards durch. Die Struktur der IAEA Safety Standards Series wird in diesem Zusammenhang neu gegliedert (**Bild 2 »IAEA SAFETY STANDARDS«**) und zwar in

- /// Safety Fundamentals
- /// General Safety Requirements (GSR)
- /// Specific Safety Requirements (SSR)
- /// Collection of Safety Guides

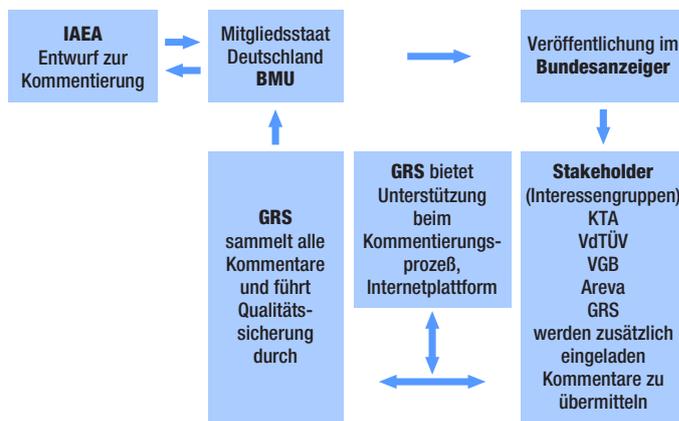
Im Jahr 2009 wurden bereits der GSR Part 4 (Safety Assessment for Facilities and Activities) und der GSR Part 5 (Predisposal Management of Radioactive Waste) entsprechend der Neuordnung veröffentlicht. Die Safety Requirements zur Auslegung »NS-R-1: Nuclear Power Plants: Design« und zum Betrieb »NS-R-2: Nuclear Power Plants: Operation« werden derzeit überarbeitet.

### Fachgremien zum Austausch internationaler Erfahrungen und Entwicklungen

#### Gremien der OECD/NEA

**Aufgaben und Ziele.** Die Komitees und Fachgremien der OECD/NEA stellen ein Forum für einen vertieften fachlichen Austausch von Informationen auf dem Gebiet der Kerntechnik bereit. Gleichzeitig dienen die Aktivitäten der NEA durch Initiierung von Forschungsprojekten und internationalen Kooperationen einer ständigen

Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik. Im Rahmen der Gremienarbeit werden zu diversen Themenkomplexen von sicherheitstechnischer Bedeutung gemeinsame Fachmeinungen erarbeitet und ggf. auch sogenannte 'Kon-



#### GRS-BETEILIGUNG

**Bild 1**  
Schema der GRS-Beteiligung an der Kommentierung der IAEA Safety Standards

Safety Fundamentals Fundamentals Safety Principles	
General Safety Requirements	Specific Safety Requirements
Part 1: Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety	1. Site Evaluation for Nuclear Installations
Part 2: Leadership and Management for Safety	2. Safety of Nuclear Power Plants
Part 3: Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources	2.1. Design and Construction 2.2. Commissioning and Operation
Part 4: Safety Assessment for Facilities and Activities	3. Safety of Research Reactors
Part 5: Predisposal Management of Radioactive Waste	4. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities
Part 6: Decommissioning and Termination of Activities	5. Safety of Radioactive Waste Disposal Facilities
Part 7: Emergency Preparedness and Response	6. Safe Transport of Radioactive Material
Collection of Safety Guides	

#### IAEA SAFETY STANDARDS

**Bild 2**  
Struktur der IAEA Safety Standards Series

senspapiere' erstellt. Durch die Mitwirkung einer Vielzahl von Experten in den NEA-Fachgremien lassen sich Themenfelder identifizieren, auf denen ein großes, fachlich begründetes Interesse an Weiterentwicklungen und Diskussionen der jeweiligen Problematik besteht. Dementsprechend lassen sich dann Forschungsprojekte auf der Basis gemeinsamer Interessen mit einer Aufteilung der Finanzierung initiieren.

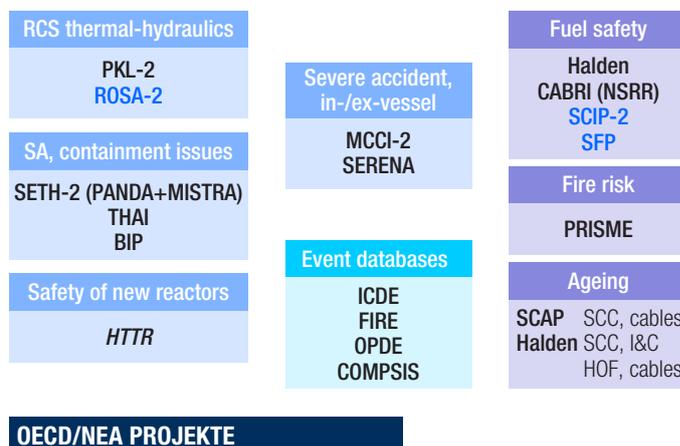
**Struktur der OECD/NEA-Gremien.** Die OECD/NEA verfügt über eine Vielzahl von Expertengremien, besetzt zum einen mit Vertretern der Aufsichtsbehörden und zum anderen mit Experten unterschiedlicher Fachinstitutionen.

Die mehr regulatorisch orientierten Gremien, wie beispielsweise die Working Group on Operating Experience (WGOE) oder die Working Group on Inspection Practices (WGIP) bieten unter dem Dach des Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) ein breites Forum für einen fachbezogenen Erfahrungsaustausch auf den verschiedenen Gebieten der kerntechnischen Sicherheit unter aufsichtlichen Gesichtspunkten.

Unter der Schirmherrschaft des CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) der NEA ist eine Vielzahl von fachbezogenen Projekten und zugehörigen Expertengremien organisiert. Eine Auswahl solcher Projekte findet sich in **Bild 3 »OECD/NEA PROJEKTE«**.

Fachleute der GRS sind an vielen dieser Projekte beteiligt. Sie nutzen die Möglichkeiten, diese Projekte mitzugestalten und die deutsche Position in diesen Gremien einzubringen.

**OECD-Datenbankprojekte.** In mehreren Projekten der OECD/NEA wurden Datenbanken aufgebaut, die zu Themen der kerntechnischen Sicherheit Daten aus der Betriebserfahrung von



**Bild 3**  
Typische Projekte der OECD/NEA

Kernkraftwerken in NEA-Mitgliedsstaaten enthalten. An erster Stelle ist hier das Datenbankprojekt ICDE (International Common-Cause Data Exchange) zu nennen. Hierfür werden bereits seit mehr als zehn Jahren unter Leitung von Fachleuten der GRS Daten zu 'Gemeinsam verursachten Ausfällen' (GVA, oder auch CCF - Common Cause Failure) von sicherheitstechnisch relevanten Komponenten in Kernkraftwerken aus NEA-Mitgliedsstaaten erfasst und für Analysen aufbereitet.

Weitere Datenbankprojekte unter aktiver Mitwirkung der GRS sind die OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange) und FIRE (Fire Incidents Records Exchange) zu Brandereignissen in Kernkraftwerken in zwölf Mitgliedsstaaten. Das Steuerungsgremium zum letztgenannten Projekt wird ebenfalls von der GRS geleitet.

**PRISME – ein experimentelles Projekt der NEA.** Andere Fachgremien dienen der Steuerung experimenteller Großprojekte, die nationale Institutionen durchführen, an deren Planung, Finanzierung und Auswertung jedoch weitere NEA-Mitgliedsstaaten beteiligt sind. Ein Beispiel für ein solches größeres experimentelles Forschungsprojekt ist das von

IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) in Frankreich durchgeführte Versuchsprogramm zur Brandausbreitung in Mehrraum-Geometrien PRISME (Propagation d'un incendie pour des scénarios multi-locaux élémentaires). Das Steuerungsgremium zu diesem Projekt bietet der GRS eine Möglichkeit zur aktiven Mitgestaltung von Untersuchungen relevanter Brandszenarien in Kernkraftwerken, genereller und spezieller repräsentativer Experimente und deren rechnerischer Modellierung in Sicherheitsanalysen zur Verbesserung der Sicherheit bestehender Anlagen.

**Kompetenzerhalt durch Mitwirkung bei WGRisk.** Von besonderer Bedeutung für den Kompetenzerhalt auf dem fachübergreifenden Gebiet der PSA und der Fortschreibung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik in diesem interdisziplinären Analysefeld ist die Working Group on Risk Assessment (WGRisk) des CSNI. Das Aufgabenspektrum erstreckt sich von der Stochastik bis hin zum Betonbau, von der Zuverlässigkeit technischer Einrichtungen bis hin zu menschlichem Handeln unter Einbezug der Kognition. Dieses Expertengremium führt Erkenntnisse aus der Forschung ebenso wie Erfahrungen mit der PSA und deren Begutachtung zusammen. Es bietet zudem ein breites Forum zur Diskussion von immer noch existierenden methodischen Defiziten auf dem Gebiet der PSA-Methoden und bestehenden Wissenslücken durch Mangel an Daten aus Kernkraftwerken in dem einen oder anderen Mitgliedsstaat der NEA.

**Kooperationen mit internationalen Partnern.** Die GRS ist seit langem aktiv in der WGRisk vertreten und nutzt mittlerweile dieses Gremium für einen breiten Erfahrungsaustausch mit international anerkannten Experten auf dem Gebiet der PSA-Methoden. Viele Weiterentwicklungen zu Methoden der PSA lassen sich deutlich einfacher realisieren durch die Kooperation der Institutionen in WGRisk. Ein Beispiel dafür ist die Erdbeben-PSA: Umfassende Er-

fahrungen mit Erdbeben liegen sowohl in Japan als auch den USA vor. So hat dort auch frühzeitig eine Entwicklung von Methoden zu deren probabilistischer Bewertung stattgefunden, von der Experten in anderen Ländern profitieren können.

Umgekehrt lassen sich nationale Neuentwicklungen auch in einem internationalen Expertenkreis diskutieren und ggf. daraus noch weitere Verbesserungen ableiten. Der Erfahrungsrückfluss aus der WGRisk fließt in Deutschland direkt in die entsprechenden nationalen Fachgremien, wie den FAK PSA, ein.

### Fazit und Ausblick

Die Mitwirkung der GRS in der internationalen Gremienarbeit trägt wesentlich zur Ermittlung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik auf den einzelnen Fachgebieten bei. Darüberhinaus leisten die GRS Mitarbeiter in den Gremien eine ergebnisorientierte Arbeit, weshalb die Mitwirkung der GRS auch von unseren internationalen Partnern und unseren Auftraggebern ausdrücklich gewünscht ist.

Die Ergebnisse aus der internationalen Gremienarbeit werden vielfach verwendet. Maßgeblich fließen sie in die Weiterentwicklung von Anforderungen an die Sicherheit, deren Bewertung sowie in das kerntechnische Regelwerk ein.

Die GRS wird ihren Kurs der fachorientierten Mitwirkung an den internationalen Fachgremien kontinuierlich fortsetzen. Eine hohe Bedeutung hat dabei die europäische Harmonisierung von Anforderungen an die Sicherheit in Betrieb befindlicher Reaktoren, aber auch von neuen Reaktoren. Die europäische Harmonisierung steht neben der Mitwirkung an den Arbeiten der IAEA im Fokus der weiteren Aktivitäten.

## 7.2 Internationale Aktivitäten



Dr. Hartmuth Teske

➔ Ziel der internationalen Aktivitäten der GRS ist es, international zur größtmöglichen Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen beizutragen. Dies geschieht durch Mitarbeit in Arbeitsgruppen und Netzwerken sowie durch Erfahrungsaustausch über die Entwicklung fortschrittlicher Methoden und Arbeiten zur Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik auf den Kompetenzgebieten der GRS.

Dabei geht es auch darum, die eigene Wissensbasis zu verbreitern, die Fachkompetenz zu erhalten und weiter auszubauen und die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung von Ressourcen zu nutzen.

### Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit

Schwerpunkte waren die Arbeit an konkreten Projekten sowie die Vorbereitung neuer Projekte zur nuklearen Sicherheitskooperation, der Ausbau internationaler Kooperationen und die gemeinsame Gestaltung von Trainings- und Schulungsmaßnahmen.

Das internationale Projektmanagement und die Schaffung notwendiger neuer interner Strukturen und Prozesse dienen zur Verbesserung der internationalen Zusammenarbeit.

### Bilaterale Vorhaben

**United Kingdom: Health and Safety Executive (HSE).** Die GRS hat zur technischen Unterstützung des Direktorats Nukleare Sicherheit der britischen Behörde HSE bei der Bewertung des Generic Design von UK-EPR und AP-1000 den Auftrag zu mehr als zehn neuen Arbeitspaketen von HSE erhalten. Die laufenden Arbeiten betreffen insbesondere Analysen zu Reaktorphysik und ATWS sowie Borverdünnungs- und Unterkühlungstransienten. Daneben soll die Wirksamkeit der passiven und aktiven Not- und Nachkühlssysteme sowie die Containmentintegrität überprüft und ein vertieftes Konzept zur Bewertung der PSA erarbeitet werden.

**Brasilien: Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).** Die brasilianische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde CNEN wird von der GRS bei der Analyse übergeordneter, sicherheitstechnischer Fragestellung für den Druckwasserreaktor Angra-2 unterstützt. Hierzu finden regelmäßige Expertentreffen statt. In 2009 lag der Schwerpunkt auf dem Austausch der Betriebserfahrung vergleichbarer Kernkraftwerke in Deutschland sowie der Durchführung und Ergebnisse einer PSA der Stufe 1 für die brasilianische Anlage sowie für eine vergleichbare deutsche Anlage. Des Weiteren wurden regulatorische Anforderungen im Rahmen von Leistungserhöhungen diskutiert. Der regelmäßige Austausch sorgt dafür, dass CNEN die neuesten sicherheitstechnischen Erkenntnisse aus deutschen Anlagen zur Verfügung stehen und bei der Aufsicht von Angra-2 berücksichtigt werden können.

**Argentinien: Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).** Auch die Aufsichtsbehörde ARN wird von der GRS unterstützt. Zur sicherheitstechnischen Beurteilung des Schwerwasserreaktors Atucha II werden thermohydraulische Analysen des reaktorphysikalischen Verhaltens der Anlage sowie die probabilistische Sicherheitsanalyse überprüft. Weiterhin werden die notwendigen Bedingungen zum Nachweis, dass Brüche in großen Leitungen auszuschließen sind, derzeit erarbeitet.

Neben diesen Arbeiten ist ein weiterer wichtiger Eckpfeiler der Unterstützung die gezielte, fachspezifische Ausbildung von ARN-Mitarbeitern, die dem Wissenstransfer und der Vermittlung neuester wissenschaftlich-technischer Erkenntnisse dienen.

**Niederlande: Niederländische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Kernfysische Dienst (KFD).** Schwerpunkte der wissenschaftlich-technischen Unterstützung für die niederländische

Behörde VROM-KFD waren neben der Fortsetzung bereits begonnener Arbeiten, die Begutachtung des geplanten MOX-Einsatzes, die Definition der Projektzusammenarbeit und Arbeitspakete für die nächsten fünf Jahre, die Fixierung der Zusammenarbeit in einem unterschriftsreifen Vertrag sowie der Start der Implementierung einer gemeinsamen, sicheren Kommunikations- und Arbeitsplattform.

Weitere Aufträge von atomrechtlichen Behörden anderer Staaten sind erteilt (Argentinien, Bulgarien) bzw. noch in Verhandlung (Niederlande, Brasilien, Schweiz, Ägypten, VAE, China). Diese Initiativen sollen dazu führen, dass die GRS ihre führende Rolle als Sachverständigenorganisation in Deutschland aufrecht erhält und auch auf andere Staaten weltweit ausdehnt. So wurden angesichts des weltweit steigenden Bedarfs an nuklearer Sicherheitsexpertise die eigenen Kernkompetenzen und Dienstleistungen bedarfsorientiert weiterentwickelt, um die Erfolgsaussichten bei öffentlichen Ausschreibungen zu verbessern.

### Multilaterale Aktivitäten

**Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN).** Unter Federführung der IAEO wird derzeit das GNSSN aufgebaut. Die GRS unterstützt dabei das BMU, um die weltweit vorhandenen Informationen zu bündeln und von den daraus resultierenden Synergieeffekten zu profitieren.

**Die GRS Datenbank Generische Sicherheitsfragen (GeSi)** dient einem ähnlichen Zweck. Dort werden Erkenntnisse zu anlagenübergreifenden sicherheitstechnischen Fragestellungen, die sich in anderen Ländern ergeben haben, erfasst, und im Hinblick auf ihre Relevanz für deutsche Anlagen bewertet. Sie ist somit ein Werkzeug, um neue sicherheitstechnische Entwicklungen

aufzuzeigen und gibt damit dem BMU die Möglichkeit, mit geeigneten Maßnahmen auf die Veränderungen zu reagieren.

### Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

**Ziele der Zusammenarbeit.** Eines der Hauptanliegen der bi- und multilateralen Kooperationen ist es, eine enge Zusammenarbeit mit lokalen Sachverständigenorganisationen zu fördern und einen hohen technisch-wissenschaftlichen Kenntnisstand für die jeweiligen Aufsichtsbehörden – vor allem in Russland und der Ukraine – bereitzustellen. Die Sachkompetenz gegenüber der Industrie, den Herstellern und den Betreibern soll dadurch gestärkt und auf vertrauensvoller Basis gemeinsame Sicherheitsanalysen durchgeführt werden. Die technischen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew unterstützen hierbei effektiv die Kooperationen mit beiden Ländern.

### Bilaterale Zusammenarbeit mit den Aufsichtsbehörden und ihren Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO)

Die GRS arbeitet im Rahmen mehrerer vom BMU bzw. BfS geförderter Vorhaben mit den atomrechtlichen Behörden und Sachverständigenorganisationen aus Russland, der Ukraine und weiter mittel- und osteuropäischer Länder auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes zusammen. Hierbei wird die langjährige Zusammenarbeit insbesondere mit Experten aus Russland, der Ukraine, Armenien und Bulgarien fortgeführt. So werden in sechs Arbeitspaketen Fragen der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes von gemeinsamem Interesse untersucht, wobei sich die Kooperation auf

Land	AP 1	AP 2	AP 3	AP 4	AP 5	AP 6	Reaktortyp
Armenien	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	WWER-440/ W-230
Bulgarien	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Russland	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Russland	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	WWER-440/ W-213
Slowakei	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Ukraine	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Bulgarien	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	WWER-1000
Russland	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Ukraine	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Litauen	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	RBMK
Russland	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	
Ukraine	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	hellgrau	

Legende:

- AP1 - Vorhabensmanagement und bilaterale Arbeitsplanung
- AP2 - Einschätzung ausgewählter Sicherheitsdefizite von WWER-Anlagen
- AP3 - Störfall- und Unfallanalysen zu KKW mit WWER
- AP4 - Störfall- und Unfallanalysen zu KKW mit RBMK
- AP5 - Entsorgung von radioaktiven Abfällen, Stilllegung von KKW
- AP6 - Kerntechnische Regelwerke

dunkelgrau - Arbeiten im Jahr 2008 begonnen

hellgrau - Arbeiten im Jahr 2009 begonnen

### VORHABEN INT OST

Tabelle 1

Zuordnung der Arbeitspunkte im Vorhaben INT Ost zu Reaktortypen und Betreiberländern

Anlagen mit WWER-Reaktoren konzentriert. Die **Tabelle 1 »VORHABEN INT OST«** zeigt die Zuordnung der Arbeitspunkte zu den Ländern und Reaktortypen.

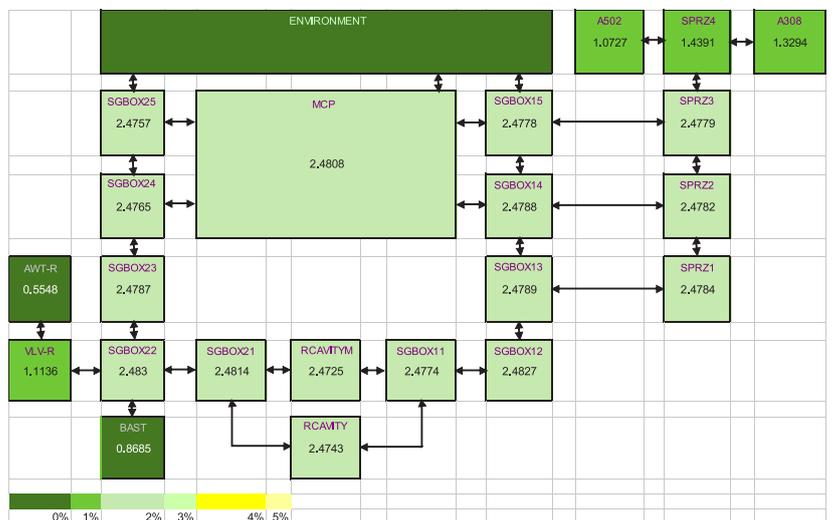
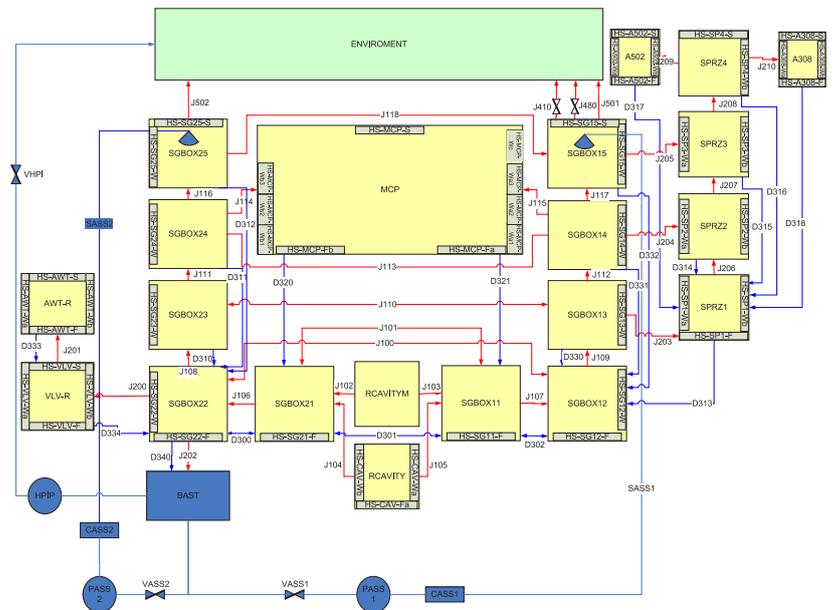
Besondere Bedeutung in der Zusammenarbeit hat der Einsatz GRS-eigener Simulationsprogramme. Gemeinsam mit den Experten der Betreiberländer werden umfangreiche Untersuchungen mit dem ATHLET-Code zu Prozessabläufen im Reaktorkreislauf sowie mit COCOSYS zu Phänomenen im Containment/Confinement bei Störfällen und Unfällen durchgeführt (**Bild 1 »COCOSYS«**).

**Rostechnadzor und Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS).** Mit dem SEC NRS arbeitet die GRS ebenfalls auf der Grundlage von mehrjährigen Kooperationsprogrammen zusammen. Das aktuelle Programm mit einer Laufzeit von 2008 bis 2010 beinhaltet die Durchführung von Analysen von Transienten und Störfällen in Druckwasser-Reaktoren vom Typ WWER und in graphitmoderierten Druckröhren-Siedewasser-Reaktoren vom Typ RBMK.

**State Nuclear Regulatory Committee of the Ukraine (SNRCU) und Technical Center of Nuclear and Radiation Safety (SSTC NRS).** Themenfelder der Arbeiten mit dem SNRCU und dem SSTC NRS sind gemeinsame wissenschaftlich-technische Analysen zu den Themen Thermohydraulik, PSA- und Brandschutzanalysen sowie ein Wissenstransfer im Rahmen von Workshops und Meetings. Eine große Rolle spielt dabei die Kooperation mit der ukrainischen Behörde für den Standort Tschernobyl.

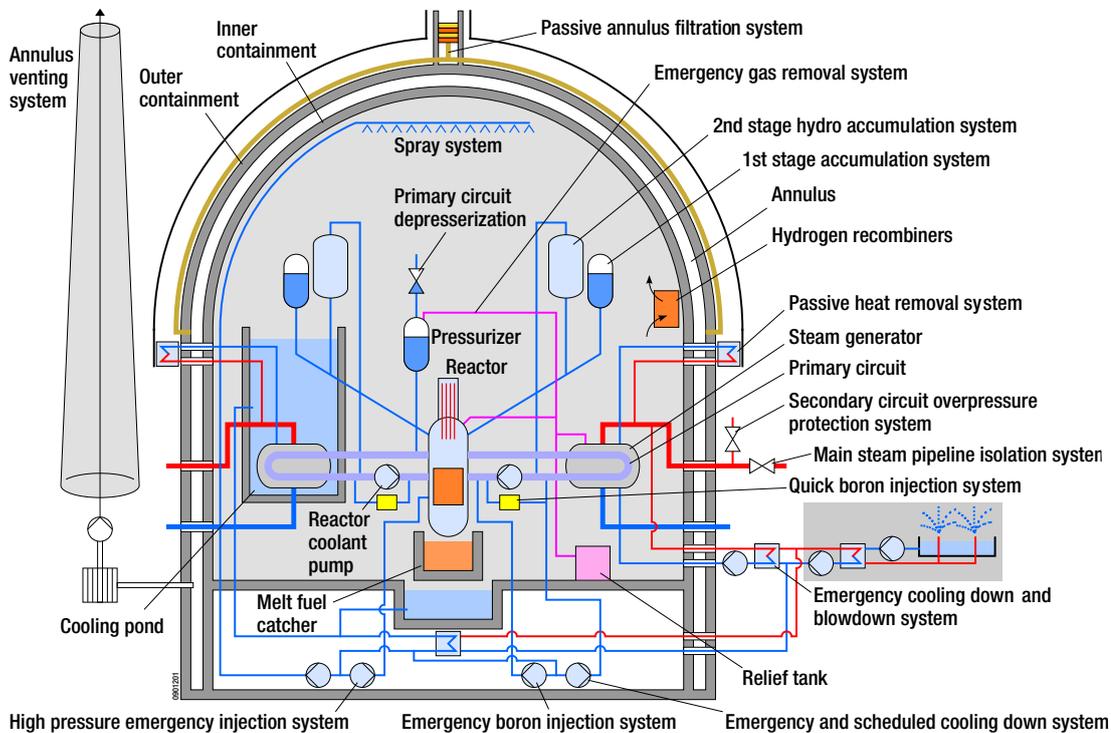
**Zusammenarbeit mit BNRA bei der Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichts für das KKW Belene.** Seit Ende 2008 hat die GRS gemeinsam mit IRSN im Auftrag der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (BNRA) eine Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichts für das in Bau befindliche Kernkraftwerk in Belene (Bulgarien) durchgeführt. Es handelt sich dabei um ein Kernkraftwerk der dritten Generation mit russischen WWER-1000-Reaktoren des Typs W-466B (Bild 2 »WWER-1000/W-466B«).

Diese Bewertung wurde im Juli 2009 abgeschlossen. Der bulgarischen Behörde wurden in diversen Berichten mehr als 250 klassifizierte Empfehlungen zur Verbesserung des vorläufigen Sicherheitsberichts und spezifische technische Fragen zur Weiterleitung an den Antragsteller übergeben.



**COCOSYS**

**Bild 1**  
COCOSYS-Nodalisationsschema für ein WWER-440/230 Confinement (oben) und berechnete Wasserstoffkonzentrationen in den Räumen des Confinements nach einem Kühlmittelverluststörfall



**WWER-1000/W-466B**

**Bild 2**  
Schematische Darstellung der Sicherheitssysteme

Gegenwärtig wird die Weiterführung dieser Arbeiten mit der Zielsetzung vorbereitet, die überarbeitete Version des vorläufigen Sicherheitsberichts hinsichtlich der adäquaten Berücksichtigung der Empfehlungen zu überprüfen.

Parallel zur Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichts hat die GRS vertiefte Sicherheitsanalysen für diese neue Reaktorgeneration durchgeführt, deren Ergebnisse auch der bulgarischen Behörde zur Verfügung gestellt wurden.

### EU-Ostprogramme und multilaterale Vorhaben zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa

**Zusammenarbeit mit TSO.** Die bilateralen Aktivitäten der GRS zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit werden durch eine umfangreiche multi-

laterale Zusammenarbeit mit anderen westlichen TSO im Rahmen von Tacis- und INSC (Instrumente für die nukleare Sicherheitskooperation)-Projekten ergänzt. Des Weiteren begleitet die GRS das BMU fachlich bei den Aktivitäten des Nuclear Safety Account (NSA), des Chernobyl Shelter Fund (CSF) sowie des internationalen Fonds für die Stilllegung der Kernkraftwerke Ignalina (IIDSF). Weitere Programme der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) laufen mit den Kernkraftwerken Bohunice (BIDSF) und Kosloduj (KIDSF).

**Phare- und Tacis-Programme/INSC.** Gegenwärtig ist die GRS an rund 30 Projekten der Phare- und Tacis-Programme der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Diese Projekte haben zum Ziel, technisch-wissenschaftliche Erkenntnisse für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer

Anlagen, für den sicheren Umgang mit nuklearem Brennstoff und radioaktiven Abfällen, der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks, bei der modernen Behördenorganisation, beim Qualitätsmanagement bereitzustellen. Diese Arbeiten werden im Rahmen des INSC der EU weitergeführt.

Die GRS nahm zum Beispiel im Rahmen verschiedener EU-Vorhaben aktiv an der Bewertung des Sicherheitsstandes der 2004 in der Ukraine in Betrieb genommenen Blöcke Chmelnitskij-2 und Rowno-4 teil. Bereits in der Planungs- und Errichtungsphase wurden gemeinsam mit ukrainischen Experten sicherheitstechnische Bewertungen durchgeführt. Im Ergebnis wurden 147 sicherheitserhöhende Maßnahmen bestimmt, die beide Blöcke auf ein mit modernen Anlagen in Westeuropa vergleichbares sicherheitstechnisches Niveau bringen sollen. Ein großer Teil der Maßnahmen wurde bereits vor der Inbetriebnahme umgesetzt. Die GRS bewertete gemeinsam mit den Partnerorganisationen die technischen Lösungen und deren Umsetzung u. a. durch entsprechende Analysen und die Teilnahme an Inspektionen vor Ort. Bis auf geringfügige Restarbeiten konnten die Modernisierungsarbeiten in beiden Blöcken im Jahr 2009 abgeschlossen werden.

### Tschernobyl Block 4: Shelter Implementation Plan (SIP)

**New Safe Confinement (NSC).** RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit dem US-Unternehmen Scientech als »Licensing Consultant« (LC) die ukrainische Behörde im Genehmigungsprozess zum Aufbau der neuen sicheren Umschließung New Safe Confinement (NSC) (**Bild 3** »STABILISIERUNG«).



#### STABILISIERUNG

**Bild 3**

Maßnahme Stabilisierung Westwand

Die Experten von GRS, IRSN und Scientech bewerteten im Auftrag der ukrainischen Genehmigungsbehörde SNRCU gemeinsam mit den ukrainischen Gutachtern insbesondere Genehmigungsunterlagen zur Vorbereitung der Errichtung des NSC und weiterer Unterlagen im Rahmen für die Verwirklichung des Shelter Implementation Plans (SIP). Die bisherigen Planungen gehen vom Abschluss der Bauarbeiten und der Inbetriebnahme im Jahr 2013 aus.

### Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit bei der Code-Entwicklung und -Validierung

**Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren russischer Bauart.** In der vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) und von Rosatom geförderten technisch-wissenschaftlichen Zusammenarbeit mit Russland zur Reaktorsicherheitsforschung steht die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren russischer Bauart im Vordergrund. Gemeinsam werden Methoden für Sicherheitsuntersuchungen von WWER- und RBMK-Reaktoren weiterentwickelt und beispielhaft genutzt. Darüber hinaus arbeitet die GRS mit Mitarbeitern der Expertenorganisationen dieser Länder zunehmend in internationalen Forschungsprojekten zusammen.

**Seminar zu GRS-Rechenprogrammen.** Das BMWi fördert außerdem die technisch-wissenschaftliche Zusammenarbeit mit Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine und Ungarn. Die GRS unterstützt hierbei die ausländischen Partner bei der Nutzung und Anpassung der GRS-Rechenprogramme. Das jährlich im November durchgeführte Seminar mit Anwendern der GRS-Rechenprogramme ATHLET, ATHLET-CD, ASTEC, ATLAS, COCOSYS und SUSA aus den oben genannten mittel- und osteuropäischen Ländern ist das wichtigste Forum zum Informations- und Erfahrungsaustausch zwischen den Nutzern und

den GRS-Entwicklern. Der Erfahrungsrückfluss von den Anwendern zu den Entwicklern ist eine wichtige Komponente bei der Weiterentwicklung der Simulationsprogramme.

**Programmsystem ATHLET/BIPR-WWER.** Die GRS entwickelt seit einigen Jahren gemeinsam mit dem Kurtschatow-Institut das gekoppelte thermohydraulische und neutronenphysikalische Programmsystem ATHLET/BIPR-WWER. Schwerpunkt der gemeinsamen Arbeiten im Jahr 2009 war die weitere Validierung des Programmsystems anhand des Vergleichs der Ergebnisse von gekoppelten Rechnungen mit detaillierten Messdaten aus der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kalinin-3. Die Ergebnisse zeigen, dass bei der Modellierung der WWER-Anlagen mit dem gekoppelten Programmsystem ein signifikanter Fortschritt erreicht wurde.

Die Daten einer Inbetriebnahmetransiente im KKW Kalinin-3 wurden für einen internationalen OECD/NEA-Benchmark zur Validierung gekoppelter Codes zur Verfügung gestellt (Kalinin-3 Coupled Code Calculations and Uncertainty Analysis in Modelling). GRS und Kurtschatow-Institut haben in diesem Zusammenhang sehr umfangreiche Arbeiten zur Aufbereitung der Daten für die vollständige Spezifikation des Benchmarks und bei zur fachlichen Betreuung der Arbeiten geleistet.

## Informationsbereitstellung und Erfahrungsaustausch

**Kommunikations- und Wissensnetze für Wissensmanagementaufgaben.** In der internationalen Zusammenarbeit erlangt ein effektives arbeitsteiliges Bereitstellen von Informationen zu nuklearer Sicherheit, Sicherung, Entsorgung und Umweltschutz eine wachsende Bedeutung. So wurden zur Entwicklung eines effizienten Informations- und Wissensmanagements im Verbund mit BMU und BfS durch die GRS verschiedene web-basierte Plattformen für eine effektive Zusammenarbeit internationaler Teams eingerichtet (Bild 4 »INFO-SERVER«). Diese Plattformen, u. a. für die EU-Gremien RAMG und INSC, für das WWER Cooperation Forum und die G8-NSSG bilden abgeschlossene Arbeitsräume mit gesicherten, gestaffelten Zugängen für die internationalen Teams. Nationale Vorabstimmungen erfolgen in parallel eingerichteten und abgeschlossenen deutschen Informationsräumen auf dem gemeinsam von BMU, BfS und GRS genutzten Info-Server.

Diese neue Arbeitsweise wurde ebenfalls bei der Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichtes des KKW Belene unter französischer und bulgarischer Beteiligung, bei der Erstellung der Bau-linienhandbücher und von Länderberichten auf Wiki-Basis genutzt. Sie soll zukünftig Grundlage für das Informationsmanagement internationaler Projekte sowie die bilaterale Länderzusammenarbeit sein (Bild 5 »BELENE-SEITE«).

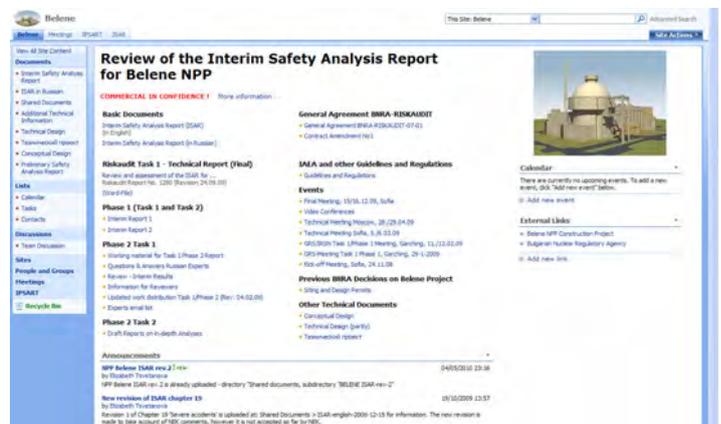
## Fachliche Mitarbeit der GRS in internationalen Gremien

**WENRA und OECD-NEA/CNRA.** Das BMU wird bei der Wahrnehmung seiner Tätigkeiten innerhalb der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) und dem OECD-NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities



### INFO-SERVER

Bild 4  
 Hauptportalseite auf dem gemeinsamen Info-Server von BMU, BfS und GRS



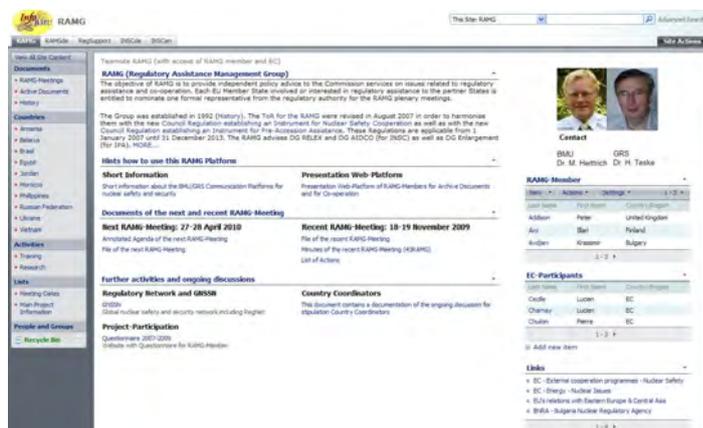
### BELENE-SEITE

Bild 5  
 Belene-Seite für gemeinsame Sicherheitsbewertung

(OECD-NEA/CNRA) von der GRS unterstützt. Dies umfasst insbesondere die fachlichen Vor- und Nachbereitungen der Sitzungen, aber auch die Teilnahme als Fachexperten in Absprache mit dem BMU.

**RAMG und INSC.** Auch im Zusammenhang mit den Aktivitäten der EU-Gremien Regulatory Assistance Management Group (RAMG) und Instrument for Nuclear Safety Cooperation (INSC) greift das BMU auf die technisch-wissenschaftliche Kompetenz der GRS zurück. Dies beinhaltet ebenfalls die fachliche Begleitung von Treffen und Sitzungen, das Kommentieren von EU-Programmen sowie die Bewertung der daraus abgeleiteten Projekte. Für eine Reihe von Arbeitstreffen und die Gremienarbeit wurden mit Informationsplattformen die Voraussetzungen für ein zeitgemäßes Bereitstellen und Verwalten von Unterlagen – auch für die internationalen Teilnehmer – auf einem Info-Server der GRS geschaffen (Bild 6 »RAMG«).

**G8-NSSG.** Die G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (G8-NSSG) koordiniert wirksame Beiträge zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit im internationalen Maßstab. Die GRS stellte die fachliche Expertise bei der Vor- und Nachbereitung der NSSG-Sitzungen sowie bei der inhaltlichen Vorbereitung der Thematik »Nukleare Sicherheit« für den G8-Gipfel in Toyako (Japan) bereit.



### RAMG

Bild 6  
RAMG - Plattformen zur Zusammenarbeit

## 8. Projektträger / Behördenunterstützung



Reinhard Zipper



Dr. Patrick Bringel



Wolfram Harms-Suntrop

➔ »Auch unter Ausstiegsbedingungen müssen für den Betrieb und die Entsorgung von kommerziellen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren höchste Sicherheitsanforderungen gelten. Hierfür muss auch in Zukunft in den Bereichen Reaktorsicherheit und Endlagerung die erforderliche Kompetenz gewährleistet bleiben. Forschungsvorhaben werden im internationalen Rahmen einschließlich des wissenschaftlichen Erfahrungsaustausches durchgeführt. Das Bundeswirtschaftsministerium (BMWi) fördert deshalb entsprechende FuE-Projekte zu grundlegenden Fragestellungen« (Auszug aus Bundeshaushaltsplan 2009).

Die GRS ist seit 1978 Projektträger für Reaktorsicherheitsforschung (PT R) der jeweils zuständigen Bundesministerien für Forschung und Technologie (BMFT), für Bildung und Forschung (BMBF), für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) und für Wirtschaft und Technologie (BMWi). Seit Januar 1998 ist sie beliehener Projektträger, d. h. zur treuhänderischen Verwaltung von Bundesmitteln (Reaktorsicherheitsforschung des BMWi) befugt. In ihrem Bereich Projektträger/Behördenunterstützung (PT/B) nimmt die GRS alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr.

## Projektträgerschaft und Projektbegleitung

**Aufgaben.** Aufgabe des Projektträgers ist zum einen die Beratung des BMWi bezüglich aktueller wissenschaftlich-technischer Entwicklungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung und die Mitwirkung bei der Planung und Fortschreibung der Förderschwerpunkte. Zum anderen ist der Projektträger mit der Durchführung von Fördermaßnahmen betraut. Dabei stützt er sich hinsichtlich der wissenschaftlich-technischen Inhalte von Forschungsvorhaben und ihrer fachlichen Priorität auf die Beratung durch unabhängige Projektkomitees, die mit namhaften Fachleuten aus deutschen Forschungseinrichtungen besetzt sind. Die Empfehlungen der Projektkomitees sind ein wesentliches Kriterium für die Förderentscheidung des Projektträgers.

Kernaufgaben des Projektträgers sind:

- /// konzeptionelle Arbeit:
  - Erstellung von Positionspapieren zum Stand von Wissenschaft und Technik, Konzeption von Förderschwerpunkten, Vorbereitung und Entscheidung von Fördermaßnahmen, Beratung.
- /// Bewertung:
  - Externe Begutachtung von Anträgen, Bewertung von Förderkonzepten.
- /// Bewilligung:
  - Treffen der Förderentscheidung nach umfassender fachlicher und förderpolitischer Bewertung.
- /// Controlling:
  - Fachliche und administrative Vorbereitung und Verfolgung von Projekten.
- /// allgemeines Management:
  - Projektkoordination, Begleitmaßnahmen.
- /// EU-weite und internationale Kooperation:
  - Unterstützung des BMWi bei der inhaltlichen Planung und fachlichen Koordinierung dessen internationale Kooperationen.

Der PT R ist derzeit die nationale Fachkontaktstelle (NKS) für das 7. Rahmenprogramm der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) für Forschungs- und Ausbildungsmaßnahmen im Maßnahmenbereich Reaktorsysteme. Die Fachkontaktstelle informiert und berät Interessenten, die sich an den Ausschreibungen der EU zu den Bereichen »Sicherheit kerntechnischer Anlagen« und »Fortschrittliche Reaktorsysteme« beteiligen möchten. PT R ist darüber hinaus Mitglied im Netzwerk der Projektträger Deutschlands und wirkt im Kompetenzverbund Kerntechnik mit.

Von der Projektträgerschaft ausgenommen sind die sogenannten Hausvorhaben des Ministeriums, insbesondere alle Forschungsvorhaben, die die GRS im Auftrag des BMWi durchführt. Über die Förderung von Vorhaben der GRS entscheidet ausschließlich das BMWi; hierzu leistet der Bereich PT/B fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

**Projekte 2009 des PT/B.** Der Bereich Projektträger/Behördenunterstützung bearbeitet im Geschäftsjahr 2009 folgende Aufträge:

- /// Projektträger Reaktorsicherheitsforschung (PT R) des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BWI)
- /// Unterstützung des BMWi bei der Durchführung seiner internationalen Zusammenarbeit zur Reaktorsicherheitsforschung
- /// Unterstützung des Projektträgers Jülich bei der Planung und Durchführung der Förderaufgaben zum Themenfeld Nukleare Sicherheit im Rahmen des Förderprogramms Grundlagenforschung Energie 2020+
- /// wissenschaftlich-technische Begleitung von Hausvorhaben des BMWi im Bereich der Reaktorsicherheitsforschung.

## Reaktorsicherheitsforschung des BMWi

Seit 2005 wurden die Mittel der Reaktorsicherheitsforschung schrittweise erhöht. Im Jahr 2009 hat der Bereich PT/B etwa 110 Vorhaben mit einem Fördervolumen von 19,2 Mio. € für das BMWi betreut. Diese verteilen sich thematisch auf die folgenden Schwerpunkte, (Bild 1 »FORSCHUNGSSCHWERPUNKTE«) der Reaktorsicherheitsforschung:

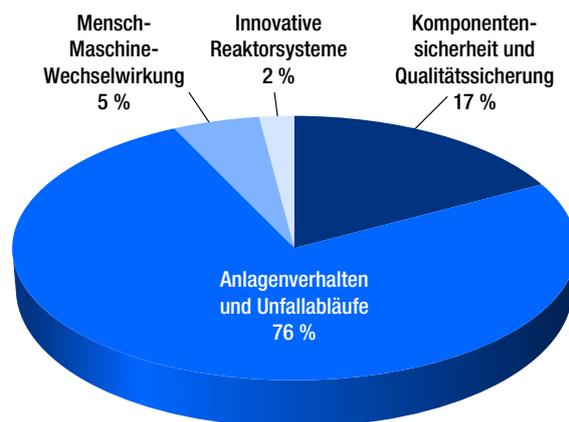
- /// Komponentensicherheit und Qualitätssicherung
- /// Anlagenverhalten und Unfallabläufe
- /// Mensch-Maschine-Wechselwirkung
- /// Innovative Reaktorsysteme.

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 (Bild 2 »REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG«).

### Kompetenzerhalt in der Kerntechnik (KEK).

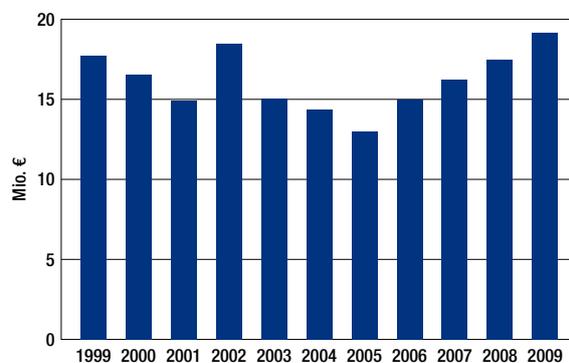
Der Erhalt der Kompetenz für sicherheitstechnische Fragestellungen der Kerntechnik ist in Deutschland von hoher Bedeutung. Daher ist die Initiative »Kompetenzerhalt in der Kerntechnik (KEK)« des BMWi im Berichtszeitraum fortgeführt worden. Mit dieser Initiative wird Nachwuchswissenschaftlern die Gelegenheit gegeben, sich durch Mitarbeit in Vorhaben der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung weiter zu qualifizieren.

Unter Berücksichtigung der Empfehlung der jeweils fachlich zuständigen Projektkomitees und der verfügbaren Haushaltsmittel wurden seit der Einführung der KEK-Initiative im Jahre 1996 bis heute 47 Projekte gefördert. Insgesamt haben bis jetzt 25 Wissenschaftler durch diese Initiative promoviert.



### FORSCHUNGSSCHWERPUNKTE

Bild 1  
Anteile der Forschungsschwerpunkte am Fördervolumen



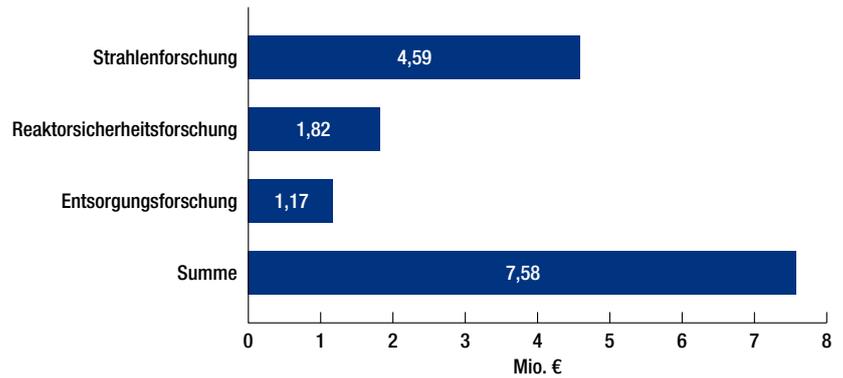
### REAKTORSICHERHEITSFORSCHUNG

Bild 2  
Förderentwicklung Reaktorsicherheitsforschung

### Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung des BMBF

Der Bereich PT/B der GRS hat 2008 die Unterstützung für Vorhaben zum Themenfeld Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung im Unterauftrag des Projektträgers Jülich übernommen. Das Themenfeld ist Teil des Förderprogramms Grundlagenforschung Energie 2020+, mit dem das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) zu einer dauerhaft gesicherten Energieversorgung beiträgt. Die Fördermaßnahmen dienen wesentlich auch dem Kompetenzerhalt und der Förderung wissenschaftlichen Nachwuchses.

Nach Veröffentlichung der entsprechenden Förderbekanntmachung durch das BMBF im Mai 2008 wurden in den drei Fachgebieten Reaktorsicherheit, Charakterisierung und Behandlung radioaktiver Abfälle sowie Strahlenforschung insgesamt 50 Verbundskizzen eingereicht. Sie wurden in drei Gutachterausschüssen von externen Gutachtern fachlich bewertet. Aus den 50 eingereichten Projektskizzen dieser zweiten Förderrunde hat der Bereich PT/B im Jahr 2009 vier weitere Forschungsverbünde mit 25 Einzelprojekten zur Bewilligung vorbereitet. Dazu wurden die Einzelvorhaben innerhalb der Verbünde fachlich im Detail koordiniert und hinsichtlich der Förderbedingungen geprüft. Das Volumen beider Förderrunden beläuft sich auf zusammen rund 8 Mio. € pro Jahr (Bild 3 »FÖRDERÜBERSICHT 2009«).



#### FÖRDERÜBERSICHT 2009

Bild 3  
Förderübersicht Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung 2009

### 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, 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 bezüglich der Sicherheit nuklearer Anlagen. Das CSNI diskutiert die fachlichen Ergebnisse und verabschiedet Arbeitsprogramme seiner *Working Groups*, die jeweils mit Fachexperten der Mitgliedsländer besetzt sind. In enger Abstimmung mit dem BMWi wurden die deutschen Interessen von einem Mitarbeiter des Bereichs PT/B während der CSNI-Sitzungen vertreten.

Zur Beantwortung und Erforschung sicherheitstechnischer Fragestellungen, die einen erheblichen experimentellen Aufwand 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 sowohl an der fachlichen als auch der vertraglichen Gestaltung dieser Projekte beteiligt und kontrollieren deren vertragsgemäße Durchführung durch Mitwirkung in den jeweiligen Kontrollgremien, den sogenannten Management Boards. Im Berichtszeitraum befanden sich 14 OECD-Projekte in der Durchführung (Tabelle 1 »OECD-PROJEKTE 2009«).

### OECD-PROJEKTE 2009

**Tabelle 1**  
Übersicht über OECD-Projekte 2009

OECD-Projekt CABRI-WLP	
Durchführendes Land	Frankreich
Durchführende Stelle	IRSN
Versuchsanlagen	CABRI-Forschungsreaktor
Fachgebiet	Brennstoffverhalten
Teilnehmerländer	13
Laufzeit aktuell	1999 - 2009
OECD-Projekt SCIP	
Durchführendes Land	Schweden
Durchführende Stelle	Studsvik
Versuchsanlagen	HALDEN-Reaktor
Fachgebiet	Brennstoffverhalten
Teilnehmerländer	10
Laufzeit aktuell	2004 - 2009
OECD-Projekt ROSA-LSTF	
Durchführendes Land	Japan
Durchführende Stelle	JAEA
Versuchsanlagen	ROSA LSTF
Fachgebiet	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	14
Laufzeit aktuell	2005 - 2009
OECD-Projekt PRISME	
Durchführendes Land	Frankreich
Durchführende Stelle	IRSN
Versuchsanlagen	DIVA
Fachgebiet	Brandanalyse
Teilnehmerländer	12
Laufzeit aktuell	2006 - 2010
OECD-Projekt MCCI-2	
Durchführendes Land	USA
Durchführende Stelle	Argonne National Laboratory (ANL)
Versuchsanlagen	Melt Concrete TF
Fachgebiet	Schmelze-Beton-Wechselwirkung
Teilnehmerländer	14
Laufzeit aktuell	2006 - 2009

**Europäische Union (EU).** Im September 2007 wurde im Rahmen des 7. Forschungsrahmenprogramms EURATOM der Europäischen Union die »Sustainable Nuclear Energy Technology Platform« (SNE-TP) gegründet. Diese verfolgt das Ziel einer nachhaltigen Entwicklung der nuklearen Energieerzeugung in Europa durch koordinierte Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. Der Leiter des Bereichs PT/B ist dafür als deutscher Vertreter in der Mirror Group benannt, die die nationalen Forschungsprogramme mit denen der SNE-TP verzahnen soll.

Das BMWi stellt den deutschen Delegierten im Consultative Committee for the Research and Training Programme in the Field of Nuclear Energy (CCE-Fission), dem beratenden Programmausschuss der EU-Kommission für die Forschungsprogramme des EURATOM zur Kern(splaltungs-)energie. PT/B bereitet im Auftrag des BMWi die Sitzungen des Programmausschusses für die deutsche Delegation inhaltlich vor und gibt Empfehlungen zu den behandelten Themen.

PT/B ist darüber hinaus Nationale Kontaktstelle (NKS) 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- bzw. Ressortabkommen zur bilateralen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung und Entwicklung fällt in die Zuständigkeit des BMWi. Der Bereich PT/B leistet hierzu sowohl administrative als auch fachliche Unterstützung. Laufzeiten einzelner Verträge werden nachgehalten und anstehende Verlängerungen oder Erneuerungen angeregt und vorbereitet. Zur inhaltlichen Fortschreibung der Abkommen wer-

**OECD-Projekte 2009**

**Tabelle 1 (Fortsetzung)**  
Übersicht über OECD-Projekte 2009

OECD-Projekt SETH-2	
Durchführendes Land	Schweiz/Frankreich
Durchführende Stelle	PSI/CEA
Versuchsanlagen	PANDA/MISTRA
Fachgebiet	Thermohydraulik Reaktor/Containment
Teilnehmerländer	10
Laufzeit aktuell	2007 - 2010
OECD-Projekt THAI	
Durchführendes Land	Deutschland
Durchführende Stelle	Becker Technologies
Versuchsanlagen	THAI
Fachgebiet	Wasserstoff-/Spaltproduktverhalten im Containment
Teilnehmerländer	9
Laufzeit aktuell	2007 - 2009
OECD-Projekt BIP	
Durchführendes Land	Kanada
Durchführende Stelle	AECL
Versuchsanlagen	RTF – Lab scale experiments
Fachgebiet	Spaltproduktverhalten im Containment
Teilnehmerländer	13
Laufzeit aktuell	2007 - 2011
OECD-Projekt SERENA	
Durchführendes Land	Frankreich/Korea
Durchführende Stelle	CEA/KAERI
Versuchsanlagen	KROTOS/TROI
Fachgebiet	Dampfexplosion
Teilnehmerländer	11
Laufzeit aktuell	2007 - 2011
OECD-Projekt PKL-2	
Durchführendes Land	Deutschland
Durchführende Stelle	AREVA-NP
Versuchsanlagen	PKL
Fachgebiet	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	14
Laufzeit aktuell	2008 - 2011

den 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.** Mit der Russischen Föderation arbeitet die GRS besonders intensiv auf dem Gebiet der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung zusammen. Im zweijährigen Turnus finden Abstimmungsgespräche in Form von Sitzungen der gemeinsamen koordinierenden Expertengruppe der Staatskorporation für Atomenergie (ROSATOM) und des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) wechselseitig in Deutschland und in der Russischen Föderation statt. Die Sitzungen werden auf deutscher Seite vom Bereich PT/B im Auftrag des BMWi inhaltlich und organisatorisch vorbereitet.

In der Sitzung am 25./26. Juni 2009 in Moskau wurden 31 gemeinsame Forschungsprojekte zur Sicherheit von Kernkraftwerken und anderer kerntechnischer Anlagen sowie 18 Forschungsvorhaben zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen beschlossen. Die Fortschritte der Vorhaben verfolgt PT/B in der Zwischenzeit und bereitet sie für die nächste Sitzung im Frühjahr 2011 in Berlin auf.

## OECD-PROJEKTE 2009

**Tabelle 1 (Fortsetzung)**  
Übersicht über OECD-Projekte 2009

OECD-Projekt HALDEN	
Durchführendes Land	Norwegen
Durchführende Stelle	Institut for Energiteknikk
Versuchsanlagen	HALDEN-Reaktor/MTO Lab
Fachgebiet	Brennstoffverhalten/Mensch-Maschine-Schnittstelle
Teilnehmerländer	13
Laufzeit aktuell	2009 - 2011
OECD-Projekt SFP	
Durchführendes Land	USA
Durchführende Stelle	Sandia National Laboratories (SNL)
Versuchsanlagen	SNL Facility
Fachgebiet	Brennstabverhalten, Zirkonfeuer
Teilnehmerländer	13
Laufzeit aktuell	2009 - 2012
OECD-Projekt SCIP-2	
Durchführendes Land	Schweden
Durchführende Stelle	Studsvik
Versuchsanlagen	HALDEN-Reaktor
Fachgebiet	Brennstoffverhalten
Teilnehmerländer	12
Laufzeit aktuell	2009 - 2014
OECD-Projekt ROSA-LSTF-2	
Durchführendes Land	Japan
Durchführende Stelle	JAEA
Versuchsanlagen	ROSA LSTF
Fachgebiet	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	15
Laufzeit aktuell	2009 - 2012

**WTZ mit Frankreich.** Die Kontinuität der Zusammenarbeit des BMWi mit dem französischen Commissariat à l'Énergie Nucléaire (CEA) wurde durch die Ausgliederung des für die Zusammenarbeit zuständigen Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) beeinträchtigt. Der Bereich PT/B unternahm im Berichtsjahr daher im Auftrag des BMWi Schritte zur Intensivierung dieser sehr wichtigen Kooperation. Ziel ist es, wieder regelmäßig Koordinatorengespräche zwischen BMWi und CEA durchzuführen, in denen konkrete gemeinsame Aktivitäten beschlossen werden sollen.

### Unterstützung des BMWi bei Sonderaufgaben

Zu den Sonderaufgaben 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
- /// Mitwirkung bei der übergeordneten Abstimmung inhaltlicher Fragen im Kompetenzverbund Kerntechnik.

**Mitwirkung im Kompetenzverbund Kerntechnik.** Während der Generalversammlung der Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP) im September 2008 wurde eine abgestimmte deutsche Position insbesondere hinsichtlich der Themen der Strategic Research Agenda (SRA) vermisst.

Auf Anregung des Kompetenzverbundes Kerntechnik hat es der PT R übernommen, die Haltung der Interessengruppen Hersteller, Betreiber

von Kernkraftwerken und nukleare Sicherheitsforschung an den Themen der SRA zu ermitteln und in einem Bericht zusammenzustellen. Nach einer ersten Sitzung mit Repräsentanten führender Einrichtungen in Deutschland auf dem Gebiet der Kerntechnik wurde der Rahmen der Erhebung abgesteckt und anschließend eine Befragung von Institutionen aus den drei o. a. Interessengruppen durchgeführt. Die Umfrageergebnisse wurden in einem ersten Berichtsentwurf zusammen gefasst, der im Dezember 2009 zur weiteren Abstimmung an die zuvor angefragten Interessenvertreter gesandt wurde. Der endgültige Bericht soll im ersten Halbjahr 2010 dem Kompetenzverbund Kerntechnik zur Freigabe vorgelegt und veröffentlicht werden.

Wie in zahlreichen anderen europäischen und außereuropäischen Ländern, in denen Kernenergie zur Elektrizitätsversorgung genutzt wird, werden auch in Deutschland Diskussionen über die weitere Nutzung bestehender Kernkraftwerke über die bislang geplante Nutzungsdauer hinaus geführt. Zur Unterstützung dieser Diskussionen soll geklärt werden, ob und wenn, auf welchen Gebieten neue Schwerpunkte in der Reaktorsicherheitsforschung als Konsequenz längerer Betriebszeiten zu setzen sind. Ein entsprechender Bericht soll in der ersten Hälfte 2010 entworfen, innerhalb des Kompetenzverbundes Kerntechnik abgestimmt und herausgegeben werden.

**Datenbank für Fortschrittsberichte.** Zusätzlich zur üblichen Verteilung der Fortschritts- und Abschlussberichte wurde im Berichtszeitraum die vorhandene Datenbank der GRS ([www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de)) weiterentwickelt. Ihre benutzerfreundlichen Selektionswerkzeuge ermöglichen nun, auch Verbundvorhaben optimal abzubilden.

## 9. Rechtsvorhaben der Abteilung Personal und Recht



Isabell Koch



Sebastian Mohr



Markus Pfaff



Andrea Küppers

➔ Die Juristen der Abteilung Personal und Recht sind vornehmlich in Projekte eingebunden, die die GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bearbeitet. Die im Berichtszeitraum laufenden Projekte fallen auf Seiten des BMU in den Zuständigkeitsbereich der Arbeitsgruppe RS I 1 sowie der Referate RS I 4, RS II 1 und RS III 1. Dementsprechend beinhalten die Rechtsvorhaben überwiegend Fragestellungen

- ⚡ des Atomrechts, insbesondere des Rechts der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen,
- ⚡ des Strahlenschutzrechts,
- ⚡ des Rechts der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie
- ⚡ des internationalen Kernenergierechts.

Zudem arbeiten Juristen der Abteilung Personal und Recht auch in Projekten des Auswärtigen Amtes sowie anderer Abteilungen des BMU mit. Hervorzuheben ist an dieser Stelle das Vorhaben »Assistenz im Bereich REACH und Bauprodukte«, das von der GRS im Auftrag des BMU, IG II 4 durchgeführt wird und in dessen Rahmen insbesondere Fragestellungen aus dem Gebiet des Chemikalienrechts zu untersuchen sind.

Die folgenden Ausführungen geben einen zusammenfassenden, nicht abschließenden Überblick über Vorhaben, die im Geschäftsjahr 2009 von Juristen der Abteilung Personal und Recht bearbeitet wurden.

## Recht der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen

Die GRS ist im Auftrag des BMU mit der Prüfung von Fragestellungen auf dem Rechtsgebiet der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen befasst.

**Richtlinie zur nuklearen Sicherheit.** Einen thematischen Schwerpunkt im Geschäftsjahr 2009 nahm die Beratung des BMU im Zusammenhang mit der Verabschiedung der Richtlinie 2009/71/EURATOM vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen ein. Mit der Richtlinie werden erstmals verbindliche europäische Regelungen im Bereich der nuklearen Sicherheit geschaffen. Es handelt sich um eine Rahmenrichtlinie, die die bereits vorhandenen Richtlinien der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) zum Strahlenschutz ergänzt, selbst aber keine detaillierten technischen Standards beinhaltet.

### Hintergrund der Richtlinie zur nuklearen Sicherheit

**Nuklearpaket.** Im Jahr 2003 hatte die Europäische Kommission ein sogenanntes Nuklearpaket vorgelegt, das Vorschläge für zwei EURATOM-Richtlinien beinhaltet: einen Vorschlag für eine Richtlinie zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen und einen weiteren für eine Richtlinie zur Sicherheit der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle. Das Nuklearpaket war im Jahr 2004 an einer Sperrminorität im Rat der Europäischen Union gescheitert.

**Ratsschlussfolgerungen/ENSREG.** Stattdessen nahm der Rat im ersten Halbjahr 2007 unter deutscher EU-Präsidentschaft Schlussfolgerungen an, auf Grund derer ein aus hochrangigen Vertretern aller Mitgliedstaaten und einem Vertreter der Europäischen Kommission zusammengesetzten

Gremiums geschaffen wurden. Diese »European Nuclear Safety Regulators Group« (ENSREG) soll die Kooperation zwischen den nationalen Regulierungsbehörden den Mitgliedstaaten erleichtern. Die GRS arbeitet die im Rahmen der Sitzungen der ENSREG zu behandelnden Rechtsfragen im Auftrag des BMU gutachterlich auf. Ziel des BMU ist es, die Interessen Deutschlands effektiv auf europäischer Ebene einzubringen.

**Vorschlag einer Richtlinie zur nuklearen Sicherheit.** Ende November 2008 verabschiedete die Europäische Kommission erneut einen Vorschlag für eine Richtlinie zur nuklearen Sicherheit. Bis Mai 2009 war dieser Vorschlag Gegenstand von Verhandlungen in der Arbeitsgruppe Atomfragen. Die GRS begleitete die dortige Verhandlungsführung des BMU rechtsgutachterlich.

**Annahme und Umsetzung der Richtlinie zur nuklearen Sicherheit.** Die Richtlinie 2009/71/EURATOM über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen ist am 22. Juli 2009 in Kraft getreten. Sie ist bis zum 22. Juli 2011 in nationales Recht umzusetzen. Das bestehende deutsche Recht deckt die Inhalte der Richtlinie bereits teilweise ab. Zur vollständigen Umsetzung bedarf es jedoch einer Anpassung des Atomgesetzes.



### Wesentliche Inhalte der Richtlinie zur nuklearen Sicherheit

**Ziel und Anwendungsbereich.** Das Ziel der Richtlinie besteht darin, die nukleare Sicherheit aufrechtzuerhalten und kontinuierlich zu verbessern. Sie gilt unter anderem für Kernkraftwerke, Forschungsreaktoren und Zwischenlager. Endlager für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle fallen nicht in ihren Anwendungsbereich.

**Regelungsinhalte.** Die Richtlinie enthält Regelungen zum Aufbau eines rechtlichen und regulatorischen Rahmens für die nukleare Sicherheit, zu Organisation und Aufgaben der atomrechtlichen Behörden, zu den Pflichten der Betreiber kerntechnischer Anlagen, zur Aus- und Weiterbildung der Mitarbeiter aller Beteiligten und zur Information der Öffentlichkeit.

**Peer Review.** Eine wesentliche Neuerung stellt die Verpflichtung der Mitgliedstaaten dar, mindestens alle zehn Jahre eine Bewertung des nationalen Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmens sowie der zuständigen Behörden durchzuführen und zu einer Prüfung passender Segmente dieses nationalen Rahmens beziehungsweise der Behörden durch internationale Experten einzuladen (sogenannter »Peer Review«).

**Ausblick.** Nach Verabschiedung der Richtlinie zur nuklearen Sicherheit ist damit zu rechnen, dass die Europäische Kommission auch das verbleibende Richtlinienvorhaben des Nuklearpakets zur nuklearen Entsorgung wieder aufgreifen wird. Außerdem hat sie eine Initiative zur Harmonisierung des Atomhaftungsrechts innerhalb der EU-Mitgliedstaaten angestoßen. Bei der Begleitung dieser europäischen Rechtsetzungsvorhaben seitens des BMU wird die GRS ebenfalls rechtsberatend tätig sein.

### Strahlenschutzrecht

Die GRS untersucht im Auftrag des BMU Fragen des nationalen und internationalen Strahlenschutzrechts. Sie beantwortet in diesem Zusammenhang Rechtsfragen, die sich aus der Fortentwicklung des europäischen und internationalen Strahlenschutzrechts sowie der nationalen Rechtsentwicklung im Bereich der ionisierenden und nichtionisierenden Strahlung ergeben. Schwerpunktmäßig wurden von der GRS im Geschäftsjahr 2009 Arbeiten im Zusammenhang mit gesetzlichen Regelungen zum Schutz vor nichtionisierender Strahlung durchgeführt.

### Recht der nichtionisierenden Strahlung

**Nichtionisierende Strahlung.** Nichtionisierende Strahlung umfasst Strahlungsformen, deren Energie – im Gegensatz zur ionisierenden Strahlung – nicht ausreicht, um Atome elektrisch aufzuladen. Dies können elektrische, magnetische und elektromagnetische Felder niedriger Energie wie etwa optische Strahlung sein. Die Anwendungsbereiche sind vielfältig. Drahtlose Kommunikation und Datenübertragung nutzen hochfrequente elektromagnetische Felder oder optische Strahlung. Ferner wird optische Strahlung zu kosmetischen Zwecken, zur Beleuchtung und in der Materialbearbeitung angewandt. Ultraviolette Strahlung sowie magnetische und elektromagnetische Felder spielen eine wichtige Rolle in der medizinischen Diagnostik und Therapie.

**Wirkung nichtionisierender Strahlung.** Nichtionisierende Strahlung kann schädliche Wirkungen hervorrufen, etwa akute und chronische Schädigungen der Augen und der Haut, sowie thermische Wirkungen auf das Gewebe und Ein-

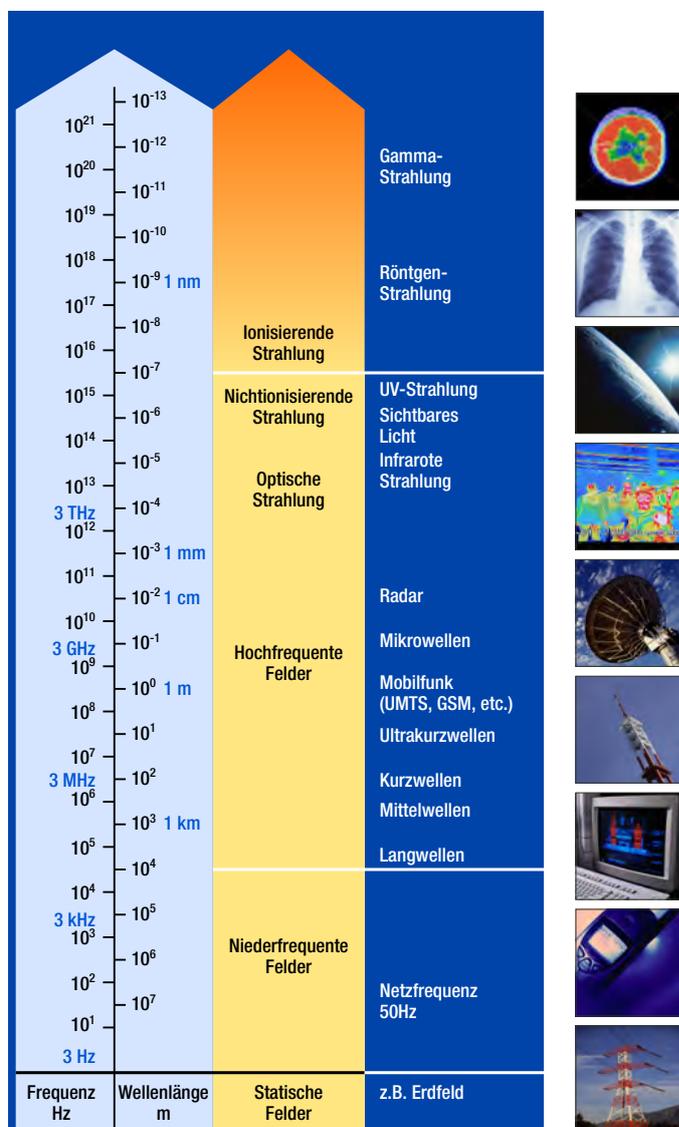
wirkungen auf das Nervensystem haben. Die Forschung zu den Risiken nichtionisierender Strahlung, insbesondere zu Langzeitwirkungen, kann mit der technischen Entwicklung kaum Schritt halten.

### Gesetzliche Regelungen

**Gesetz zum Schutz vor nichtionisierender Strahlung.** Aus den genannten Gründen wurde mit dem Gesetz zum Schutz vor nichtionisierender Strahlung bei der Anwendung am Menschen (NiSG) ein gesetzliches Instrument initiiert, mit dem der Gesetzgeber schnell auf aktuelle wissenschaftliche Erkenntnisse reagieren kann. Mit dem im August 2009 erlassenen NiSG wurde erstmals eine gesetzliche Grundlage für den Schutz der Bevölkerung vor den Gefahren und Risiken nichtionisierender Strahlung geschaffen.

**Wesentliche Inhalte des NiSG.** Das NiSG hat in der Öffentlichkeit insbesondere wegen des Verbots Aufmerksamkeit erlangt, Minderjährigen die Nutzung von Solarien zu gestatten. Bedeutend für den Schutz der Bevölkerung ist aber auch die durch das NiSG geschaffene Möglichkeit, durch Rechtsverordnungen die Gefahren und Risiken nichtionisierender Strahlung in den Bereichen medizinischer sowie kosmetischer Anwendungen am Menschen zu regeln. (Bild 1 »STRAHLUNGEN«).

**UV-Schutz-Verordnung.** Derzeit wird auf der Grundlage des NiSG eine Verordnung zum Schutz vor schädlichen Wirkungen künstlicher ultravioletter Strahlung (UV-Schutz-Verordnung) erarbeitet, die erstmals Regelungen zum Betrieb von öffentlich zugänglichen Solarien enthält. Die GRS hat bereits während des Gesetzgebungsverfahrens zum NiSG zahlreiche rechtliche Einzelfragen untersucht. Zurzeit führt die GRS rechtliche Prüfungen im Zusammenhang mit der UV-Schutz-Ver-



**STRAHLUNGEN**

Bild 1  
Frequenzen und Wellenlängen elektromagnetischer Strahlung

ordnung durch. So wurden in enger Kooperation mit den zuständigen Fach- und Rechtsreferaten Rechtsfragen zu einem Referentenentwurf beantwortet und die Abstimmung mit den zu beteiligenden Ressorts, Ländern und Verbänden fachlich begleitet.

**Ausblick.** Nach Abschluss der Arbeiten zur UV-Schutz-Verordnung wird eine Verordnung folgen, die die Anwendungen nichtionisierender Strahlung in der Medizin zum Gegenstand hat. Ferner ist die Novellierung der 26. Verordnung zum Bundesimmissionsschutzgesetz – die Verordnung über elektromagnetische Felder – geplant, deren Anwendungsbereich bei gleichbleibenden Grenzwerten erweitert werden soll. Auch hierbei auftretende Fragestellungen werden von der GRS untersucht werden.

### Recht der nuklearen Ver- und Entsorgung

Auf dem Gebiet der nuklearen Ver- und Entsorgung betreffen die Rechtsvorhaben insbesondere Fragen der Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen, der Endlagerung radioaktiver Abfälle, Finanzierungsfragen sowie Ad-hoc-Fragestellungen.

Einen Schwerpunkt der Arbeiten im Berichtszeitraum bildeten Fragestellungen, die im Zusammenhang mit der Endlagerung radioaktiver Abfälle untersucht werden. Hier standen insbesondere das Endlager Konrad sowie das Erkundungsbergwerk Gorleben im Mittelpunkt.

#### Endlager Konrad

**Hintergrund des Planfeststellungsbeschlusses.** Die Errichtung und der Betrieb des Bergwerks Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wurden durch den

Planfeststellungsbeschluss (PFB) vom 22.05.2002 zugelassen. Klagen gegen den PFB blieben erfolglos. Die Zulassung des Hauptbetriebsplans vom niedersächsischen Landesamt für Bergbau, Energie und Geologie im Januar 2008 ermöglicht die notwendigen bergmännischen Arbeiten. Bis 2014 soll die Umrüstung des Endlagers fertig gestellt sein und im Anschluss daran der Betrieb aufgenommen werden.

**Salzgitterfonds.** Durch die Einrichtung des Endlagers in Salzgitter übernimmt die Stadt bzw. die Region Salzgitter Verantwortung bei der Lösung der Entsorgungsfrage. Ihnen soll daher in Form eines sogenannten »Salzgitterfonds« eine finanzielle Förderung zukommen. In diesem Zusammenhang ist der Abschluss eines Gesellschaftsvertrags geplant, dessen konkrete Ausgestaltung zwischen den verschiedenen Akteuren diskutiert wurde und immer noch wird. Die GRS hat den Gang der Vertragsverhandlungen verfolgt und die vorgeschlagenen Vertragsinhalte rechtlich bewertet.

#### Erkundungsbergwerk Gorleben

**Moratorium Gorleben.** Der Salzstock Gorleben wurde bis zum Jahr 2000 übertägig und untertägig auf seine Eignung als Endlager für alle Arten radioaktiver Abfälle erkundet. Die Bundesregierung und die Energieversorgungsunternehmen kamen in der Vereinbarung vom 14.06.2000 zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung überein, die untertägige Erkundung des Salzstockes in Gorleben für längstens zehn Jahre (Moratorium) zu unterbrechen. Dieser Zeitraum wurde zur Klärung konzeptioneller und sicherheitstechnischer Fragestellungen zur Endlagerung genutzt. Das Moratorium begann am 01.10.2000 und endete Ende September 2010.

**Rechtsfragen zur Weitererkundung.** Im Zusammenhang mit den Weitererkundungsplänen

für das Erkundungsbergwerk Gorleben sind etwa Fragestellungen zur Möglichkeit der Verlängerung des bergrechtlichen Rahmenbetriebsplans Gorleben zu klären. Die Untersuchungen der GRS konzentrierten sich sowohl auf diesen Themenbereich als auch auf weitere, insbesondere enteignungsrechtliche Fragestellungen.

**Ausblick.** Im Zusammenhang mit der Errichtung und dem Betrieb des Endlagers Konrad werden zahlreiche Rechtsfragen auftreten, etwa zur Auslegung des PFB, zu nicht konzentrierten Rechtsgebieten oder zu etwaigen Änderungen des PFB. Auch die Erkundung eines Standorts für ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle und die Stilllegung der Schachanlage Asse II werden umfassende rechtliche Fragestellungen aufwerfen. Die GRS wird weiterhin rechtliche Untersuchungen auf dem Gebiet der nuklearen Ver- und Entsorgung durchführen.

### **Internationale Angelegenheiten der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der nuklearen Ver- und Entsorgung**

Im Bereich der nuklearen Sicherheit nimmt die globale Entwicklung und Zusammenarbeit einen immer höheren Stellenwert ein. Die sogenannte »Renaissance« der Kernenergie macht es erforderlich, bestehende regulatorische und rechtliche Rahmenbedingungen zu überdenken und an geänderte Ausgangssituationen anzupassen. Dabei spielen nicht nur internationale Rechtsinstrumente eine bedeutende Rolle, sondern auch diverse Initiativen, Programme sowie Projekte, die auf eine Stärkung der bilateralen bzw. globalen Zusammenarbeit zielen.

### **Nuklearterrorismus: internationale Initiativen**

**Hintergrund.** Nach den Anschlägen vom 11. September 2001 hat die internationale Gemeinschaft die terroristische Bedrohungslage als globales Phänomen erkannt. Insbesondere die Vereinigten Staaten von Amerika und Russland haben im Nachgang zu dieser Erkenntnis diverse Initiativen eingeleitet, die den transnationalen Terrorismus bekämpfen und eine Verbesserung der Sicherheitsarchitektur als Ganzes und im Einzelnen herbeiführen sollen.

**Internationale Themenbereiche.** Seitdem stehen Themenbereiche, wie die Sicherung von Kernmaterial, Kernbrennstoff und radiologischen Quellen (»dirty bomb«) wie auch Nuklearschmuggel auf der internationalen Tagesordnung mit dem Ziel, handhabbare globale Grundlagen zur Bekämpfung des Nuklearterrorismus sowie zur Bewertung von Bedrohungsszenarien zu schaffen.

### **Einbringung nationaler Belange auf internationaler Ebene**

Dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) obliegt dabei die Aufgabe, die sensitiven Belange der Reaktorsicherheit wirksam sowie frühzeitig in die globalen, regionalen sowie nationalen Prozesse zur Abwehr des Nuklearterrorismus einzubringen. Diese komplexe Aufgabe kann auf lange Sicht und in Konkurrenz zu anderen Politikbereichen nur erfüllt werden, wenn eine fortlaufende juristisch-wissenschaftliche Analyse sowie Begleitung von internationalen, europäischen und bilateralen Entwicklungen sowie Regelungsinhalten erfolgt.

**Aufgabe der GRS.** Die Abteilung Personal und Recht beantwortet in diesem Zusammenhang juristische Fragestellungen. Einschlägige internationale bzw. europäische Initiativen, Programme sowie Projekte – wie etwa der Globale Gipfel zur Nuklearen Sicherung, die Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism (GICNT) oder die Maßnahmen zur Erhöhung der chemischen, biologischen, radiologischen und nuklearen Sicherheit/Sicherung in der Europäischen Union (CBRN) – werden bewertet und bei der Entwicklung übergreifender Strategien sowie von Regelungsvorschlägen berücksichtigt. Hierbei wird die gesamte interdisziplinäre Kompetenz der GRS genutzt.

**Ausblick.** Das Ziel einer effektiven Terrorismusabwehr wird den Aufbau bzw. die dynamische Anpassung neuer sowie bestehender rechtlicher Systeme erfordern. Die einzelnen Komponenten dieser Systeme müssen durch das BMU derart mitgeprägt werden, dass die Reaktorsicherheit in all ihren Bereichen entsprechende Berücksichtigung finden. Die GRS fördert durch ihre rechtswissenschaftlichen Arbeiten die Bewältigung dieser anspruchsvollen Aufgaben.

# 10. Kommunikation



Sven Dokter

→ Die GRS stellt für Medien und Öffentlichkeit eine unabhängige und wissenschaftlich fundierte Informationsquelle in Fragen rund um die Themen nukleare Sicherheit und Entsorgung dar. Pressearbeit, Webauftritt, Veranstaltungen und Informationsmaterialien der GRS fungieren dabei als wichtige und frequentiert genutzte Schnittstellen. In öffentlichen Diskussionen als kompetenter Ansprechpartner bereitzustehen, entspricht dem Selbstverständnis der GRS als gemeinnützige Forschungs- und Sachverständigenorganisation.

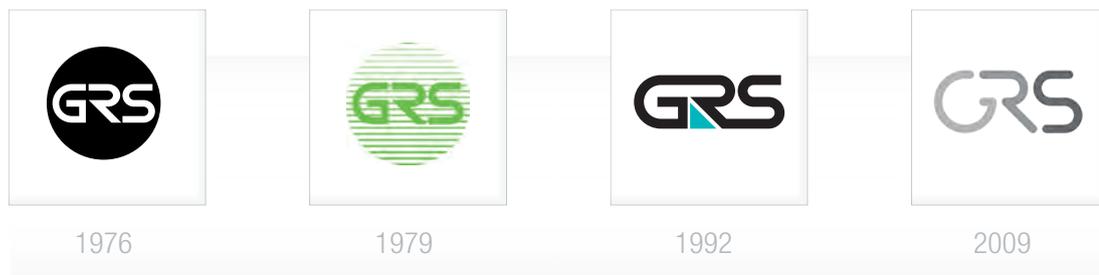


Horst May

## Externe Kommunikation

**GRS als Informationsquelle für die Öffentlichkeit.** In der Öffentlichkeit und in den Medien besteht ein ausgeprägtes Interesse an Informationen zum Thema Kernenergie. Dies gilt im Zusammenhang mit der grundsätzlichen gesellschaftlichen Debatte um deren Nutzung, vor allem aber auch bei Ereignissen in kerntechnischen Anlagen. Die GRS wird von den Medien als neutraler, kompetenter Informationslieferant wahrgenommen und regelmäßig konsultiert, wenn eine unabhängige, wissenschaftlich begründete Stellungnahme zum Thema gefragt ist.

**Neues Logo.** Ein besonderer Höhepunkt des Jahres 2009 war die evolutionäre Fortentwicklung des Corporate Design der GRS. Sie fand ihren sichtbaren Ausdruck in der Einführung des neuen Logos im September 2009. Das alte visuelle Erscheinungsbild hat 17 Jahre lang gute Dienste geleistet. Zuletzt war es 1992 im Zuge einer Erweiterung der Geschäftsfelder und der damit verbundenen Umbenennung von »Gesellschaft für Reaktorsicherheit« in »Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit« geändert worden (**Bild 1** »GRS-LOGO«).



### GRS-LOGO

#### Bild 1

Die Evolution des GRS-Logos von 1977 bis 2009

## Pressearbeit

**Anfragen der Medien.** Die GRS wurde 2009 von Journalisten regelmäßig um Information und fachliche Aufklärung zur Situation und zu Ereignissen in kerntechnischen Anlagen im In- und Ausland aber auch zu Forschungsarbeiten gebeten. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses waren unter anderem der Kurzschluss des Maschinentransformators im Kernkraftwerk Krümmel, die Sicherung der Nuklearanlagen im russischen Majak, der 23. Jahrestag der Katastrophe von Tschernobyl sowie ein GRS-Forschungsvorhaben zur Sicherheit neuer Reaktortypen.

**Kurzschluss in Krümmel.** Der Siedewasserreaktor Krümmel war 2009 nach fast zweijährigem Stillstand wieder angefahren worden. Bei dem Anfahrvorgang schaltete sich der Reaktor jedoch automatisch ab, weil ein Kurzschluss im Maschinentransformator aufgetreten war. In der Folge wurde der Betreiber Vattenfall heftig kritisiert. Die Medien richteten zahlreiche Anfragen zu den technischen Hintergründen an die GRS und zitierten die GRS vielfach.

**Sicherungseinrichtungen in Majak.** Die GRS ist im Rahmen des G8-GP-Programms für den physischen Schutz russischer Nuklearanlagen auch in Majak tätig. Das Thema Abrüstung in Russland und insbesondere die Sicherung der heutigen russischen Nuklearanlagen am Beispiel Majak waren Gegenstand mehrerer Beiträge, die vor allem im norddeutschen Raum veröffentlicht wurden.

**Tschernobyl.** Am 26. April jährte sich zum 23. Mal die Tschernobyl-Katastrophe. Die Medien haben in zahlreichen Beiträgen darüber berichtet. Zur Darstellung der aktuellen Situation am Standort war die GRS als Ansprechpartner für Presse und Rundfunk vielfach gefragt.

**Forschungsvorhaben zur Sicherheit neuer Reaktortypen.** Ein vom Bundeswirtschaftsministerium (BMWi) gefördertes GRS-Forschungsvorhaben zur Sicherheit neuer Reaktortypen gab Anlass zu politischen Diskussionen und (unbegründeten) Spekulationen über den möglichen Neubau von Reaktoren in Deutschland. Dies führte zu einer breiten Berichterstattung in den Medien und einer Vielzahl von Presseanfragen an die GRS.



## BEISPIELE GRS-PUBLIKATIONEN

Bild 2  
Beispiele von Publikationen im aktuellen Corporate Design

**Endlagerung.** In verschiedenen Rundfunkbeiträgen gaben GRS-Fachleute Auskunft über Fragen der Endlagerung, z. B. über die unterschiedlichen Wirtsgesteine und deren Eigenschaften sowie über die Auswahl eines Endlagerstandortes.

### Internet

Im Jahr 2009 besuchten knapp eine halbe Million Besucher die Internetseite der GRS. Zuletzt hatte die GRS ihre Webseite 2008 neu gestaltet und mit einem modernisierten Layout und optimierten Navigationsstrukturen ausgestattet. 2009 wurde mit der Planung weiterer Überarbeitungen begonnen, die die GRS-Website vor allem für die Öffentlichkeit interessanter machen sollen. Themen und Begriffe aus dem Arbeitsalltag der GRS sollen in diesem Zuge ab 2010 allgemeinverständlich und aktuell vorgestellt werden. Darüber hinaus sollen die Publikationen der GRS über eine Publikationsdatenbank zur Verfügung gestellt werden.

## Publikationen der GRS

**Veröffentlichungen für Fachwelt und Öffentlichkeit.** Seit ihrer Gründung im Jahr 1977 informiert die GRS Fachwelt und Öffentlichkeit in vielfältiger Weise über sich und ihre Arbeitsergebnisse (Bild 2 »BEISPIELE GRS-PUBLIKATIONEN«). Folgende Arten von Veröffentlichungen gibt die GRS heraus:

- ⚡ GRS-Jahresberichte – fassen die Aufgaben, Ziele und Ergebnisse eines Jahres zusammen.
- ⚡ GRS-Berichte – behandeln die Ergebnisse aus Projekten der GRS und Veranstaltungsberichte.
- ⚡ GRS/IRSN-Berichte – dokumentieren die gemeinsamen Projekte von GRS und ihrem französischen Partner, dem Institut de Radio-protection et de Sûreté Nucléaire (IRSN).
- ⚡ GRS-S-Berichte – stellen Themen von öffentlichem Interesse dar.
- ⚡ GRS-Fortschrittsberichte – gibt die Forschungsbetreuung der GRS über Forschungsvorhaben zur Sicherheit von Kernreaktoren heraus, die vom Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) gefördert werden. Diese Berichte stellt die GRS unter [www.grs-fbw.de](http://www.grs-fbw.de) bereit.

Eine Übersicht über alle Veröffentlichungen der GRS findet sich im jährlich aktualisierten Publikationsverzeichnis.



### EUROSAFE FORUM

#### Bild 3

Diskussionsrunde zum Thema »Sicherheit zuerst! – Herausforderungen einer wachsenden Nachfrage nach Kernenergie« beim EUROSAFE Forum 2009 in Brüssel

## Veranstaltungen

**Internationaler wissenschaftlicher Erfahrungsaustausch.** Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu wichtigen Expertenorganisationen. Sie organisiert im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen Workshops und Seminare, lädt aber auch ihrerseits in- und ausländische Experten zu zahlreichen eigenen wissenschaftlichen Veranstaltungen ein. Die wichtigsten Veranstaltungen des Jahres 2009 waren das internationale EUROSAFE Forum in Brüssel und das GRS Fachforum in Köln.

**EUROSAFE Forum.** Das 11. EUROSAFE Forum fand vom 2. bis zum 3. November im Brüsseler Hotel Sheraton statt. Rund 350 Gäste aus 27 Nationen nahmen an der Fachtagung teil, die unter dem Thema »Safety Implications of an Increased Demand for Nuclear Energy« stand. Vorträge und Poster stehen auf der EUROSAFE-Internetseite unter [www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org) zum Download zur Verfügung (Bild 3 »EUROSAFE FORUM«).

Das Programm-Komitee des EUROSAFE Forums wurde 2009 um eine neunte Institution erweitert: Die niederländische Aufsichtsbehörde Kernfysische Dienst (KFD), die zum Ministerium für Bau, Raumordnung und Umwelt (VROM) gehört.

**Drittes GRS Fachforum.** Beim dritten GRS Fachforum in der Kölner Wolkenburg vom 15. bis 16. Juni konnte die GRS rund 150 Gäste willkommen heißen. Die Vorträge sind auf der GRS-Homepage unter [www.grs.de](http://www.grs.de) zu finden.

**ETSON Summer School in Cadarache.** Das European Technical Safety Organisations Network (ETSON) hat vom 5. bis 10. Juli zum zweiten Mal die ETSON Summer School erfolgreich durchgeführt. ETSON ist ein Netzwerk von technischen Sicherheitsorganisationen (TSO) aus Deutschland (GRS), Frankreich (IRSN) und Belgien (Bel V) und Finnland (VTT). Organisiert wurde die Summer School vom Junior Staff Programm (JSP) der drei



#### ETSON SUMMER SCHOOL

##### Bild 4

Teilnehmer der zweiten ETSON Summer School in Cadarache, Südfrankreich

Partner Bel V, IRSN und GRS. In diesem Jahr veranstaltete IRSN das Treffen im Château de Cadarache in unmittelbarer Nähe des Forschungsgeländes des Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA).

Das Programm umfasste Vorlesungen zur Sachverständigenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und Sachvorträge zu speziellen kern-technischen Fragestellungen, damit verbundene Gruppenarbeiten als auch einen Besuch der nahegelegenen Forschungseinrichtungen und Versuchsstände u. a. ITER und Galaxie (Bild 4 »ETSON SUMMER SCHOOL«).

**IAEO-Regional-Workshop zum Wissensmanagement in F&E-Organisationen.** Die GRS in Garching war vom 12. bis 14. Oktober Gastgeber für einen von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) veranstalteten Workshop mit dem Titel »Regional Workshop on the Current Status and Approaches in Implementing Knowledge

Management in Nuclear R&D Organizations«. Die Teilnehmer kamen aus Forschungszentren, Universitäten und von TSOs aus acht Ländern. Sie stellten in Einzelvorträgen ihre Aktivitäten zum Wissensmanagement dar. Im Vergleich zum Vorläufer-Workshop im Jahr 2006 haben die Organisationen ihre Programme zum Wissensmanagement deutlich erweitert. Die Bedeutung des Wissensmanagements als tragender Pfeiler in wissensbasierten Organisationen steht nicht mehr zur Diskussion, stattdessen konzentriert sich das Interesse auf Strategien, Lösungen und Werkzeuge. Die bei der GRS verwendeten Werkzeuge – hauptsächlich das GRS-Portal mit den Projektseiten und die Portale für die Zusammenarbeit mit externen Organisationen – haben großen Anklang gefunden und werden von anderen Organisationen als zukunftsweisend angesehen. Großes Interesse fanden auch die Methoden zur Beschreibung des Wissens in WWER-Anlagen, der Einsatz von Simulatoren und Verfahren der virtuellen Realität.

**GRS-Familientag und Tag der offenen Tür des Forschungszentrums Garching.** Eine Vielzahl von Interessierten besuchte den Tag der offenen Tür des Forschungszentrums Garching, an dem auch die GRS und ihre Tochterfirma ISTec teilnahmen. GRS und ISTec hatten mit mehr als 200 Besuchern über den Tag verteilt die beste Bilanz der bisherigen Beteiligungen an dieser Veranstaltung. Am selben Tag fand auch der GRS-Familientag statt, den die Mitarbeiter der GRS dazu nutzen, ihren Angehörigen und Freunden die Arbeit der GRS näherzubringen (Bild 5 »FAMILIENTAG«). In den fünf Vorträgen von GRS-Fachleuten zu den Themen Tschernobyl, Strahlenschutz, Analyse-simulator, Funktion von Kernkraftwerken und Endlagerung zeigten die Zuhörer ihr Interesse durch zahlreiche Fragen und Diskussionsbeiträge.

**Hochschulkooperationen.** Die GRS arbeitet verstärkt mit deutschen Hochschulen und Universitäten zusammen. Zu dem Kooperationsangebot der GRS gehören u. a. Fachvorträge und Mitarbeit in der Lehre. Derzeit bestehen bereits Kooperationen mit der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule (RWTH) Aachen, der Technischen Universität Braunschweig, der Technischen Universität Clausthal und der Fachhochschule Brandenburg. In diesem Rahmen werden auch regelmäßige Uni-Infotage veranstaltet. Studierende besuchen die Standorte der GRS und informieren sich über ihre Kompetenzen und Tätigkeitsfelder (Bild 6 »UNI INFOTAG«).

**Schulkooperationen.** Mit einer von GRS-Fachleuten gestalteten Unterrichtsstunde am Kölner Hildegard-von-Bingen-Gymnasium startete 2009 die erste Schulpartnerschaft der GRS. Den Schülern eines Physikkurses der Jahrgangsstufe 10 wurde die Funktionsweise eines Kernkraftwerks und das Thema Entsorgung radioaktiver Abfälle erläutert. Sie stießen bei den Schülern auf reges Interesse (Bild 7 »SCHULKOOPERATIONEN«).



**FAMILIENTAG**

**Bild 5** Großer Andrang herrschte beim Tag der offenen Tür, gleichzeitig auch GRS-Familientag, im Forschungszentrum Garching wie hier beim Vortrag zu der Funktionsweise von Kernkraftwerken in der GRS.



**UNI INFOTAG**

**Bild 6** Studenten der RWTH Aachen besuchten im Rahmen der Hochschulkooperation die GRS in Garching, hier bei der Führung durch den Forschungsreaktor FRM 2.



**SCHULKOOPERATION**

**Bild 7** Schüler des Kölner Hildegard von Bingen-Gymnasiums verfolgten die Erläuterungen von Dr. Reinhard Stück zur Funktionsweise eines Kernkraftwerks, den er im Rahmen der Schulkooperation hielt.

## Interne Kommunikation

**Bedeutung der internen Unternehmenskommunikation.** Angesichts der verschiedenen Standorte der GRS in Berlin, Braunschweig, Garching bei München, Köln sowie in Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder hat die interne Kommunikation eine besondere Bedeutung für die GRS. Dabei geht es nicht nur um reinen Nachrichtentransfer, sondern auch um die Möglichkeit des Einzelnen, über die Grenzen seines Standorts und seines Fachgebiets hinaus an der Entwicklung des Unternehmens teilzuhaben. Das Intranet-Portal »GRS Intern«, das Future Lab und der Mitarbeiterdialog tragen seit 2008 als Instrumente der internen Unternehmenskommunikation dazu bei, den Informationsaustausch und die Unternehmenskultur der GRS weiter zu fördern.

**Intranet-Portal und »GRS Intern«.** Wichtige technische Hilfsmittel der internen Kommunikation sind moderne Kommunikationseinrichtungen, zu denen die standortübergreifende Vernetzung aller Mitarbeiter auf einer Lotus Notes-Plattform gehört. Das Intranet-Portal dient dazu, Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Die GRS-Mitarbeiter erhalten über den Nachrichtendienst »GRS Intern« im Intranet Zugang zu allen Informationsquellen wie beispielsweise Nachrichten, Weiterbildungsangebote, Diskussionsforen, Informationen über personelle und organisatorische Veränderungen und die Dokumentation von Arbeitsprozessen und Projekten. Darüber hinaus bietet das Intranet den Zugang zu einer aktuellen Presseschau sowie einer Vielzahl von internen Datenbanken, die ständig aktualisiert werden und eine Fülle themenspezifischer Informationen enthalten.

**Mitarbeiterdialog.** Am 26. März hat der erste Mitarbeiterdialog des Standorts Berlin stattgefunden, am 8. Dezember folgte der zweite Mitarbeiterdialog des Standorts Köln.

Der Mitarbeiterdialog in der GRS wurde 2009 als neues Instrument in das Methoden-Repertoire der internen Unternehmenskommunikation aufgenommen und findet seitdem einmal jährlich an jedem Standort der GRS statt. Neben den virtuellen Kommunikationsplattformen »GRS Intern« und Future Lab stellt der Mitarbeiterdialog eine Möglichkeit des persönlichen Austauschs zwischen den Beschäftigten und der Geschäftsführung dar.

Darüber hinaus spielen Instrumente der internen Kommunikation eine wesentliche Rolle für einen effektiven Informationsfluss, für die fachliche Arbeit und den Kompetenzerhalt innerhalb der GRS. Die Weiterentwicklung solcher Systeme – beispielsweise in Form von Datenbanken oder Online-Angeboten für die interne Aus- und Weiterbildung – stellen deshalb einen weiteren Schwerpunkt der GRS im Jahr 2009 dar.

# 11. IT-Management: High Performance Computing in der GRS

Peter Baltes

➔ High Performance Computing (HPC), zu Deutsch Hochleistungsrechnen, ist ein spezieller Bereich des computergestützten Rechnens mit besonders hohen Anforderungen an Rechenleistung, Rechengeschwindigkeit und Speicherkapazität. Die wesentliche Aufgabe des High Performance Computing in der GRS ist die Bereitstellung der notwendigen Rechenleistung, um die zum größten Teil sehr rechen- und zeitintensiven Analysen und reaktorphysikalischen Rechenmethoden auch unter erhöhten Genauigkeitsanforderungen zeitnah und effizient durchführen zu können. Dabei ist das High Performance Computing im selben Maß wie die Entwicklung neuer Rechenmethoden oder schnellerer Systeme einer ständigen Weiterentwicklung unterworfen.

## Aktueller Stand des HPC

**HPC als integraler Bestandteil der GRS.** High Performance Computing hat in der GRS eine historisch gewachsene, integrale und wichtige Rolle bei der Umsetzung von Erfahrung und Expertise in kompetente und dem Stand der Technik ent-

sprechende Gutachten und Analysen. Die Rolle des HPC besteht insbesondere im Bereitstellen der entsprechenden Rechenleistung für die zum größten Teil von der GRS selbst entwickelten Programme der nuklearen Berechnungskette.

**Programme der nuklearen Berechnungskette.**

Diese Berechnungskette umfasst (Bild 1 »BERECHNUNGSKETTE«):

- ⚡ neutronenphysikalische Rechenprogramme (nukleare Basisbibliotheken, Kernsimulatoren, Monte-Carlo-Werkzeuge),
- ⚡ Thermohydraulik-Codes (ATHLET-Code, Unterkanal-Code, CFD-Code) und
- ⚡ Brennstab-Codes (für LOCA- und RIA-Ereignisse).

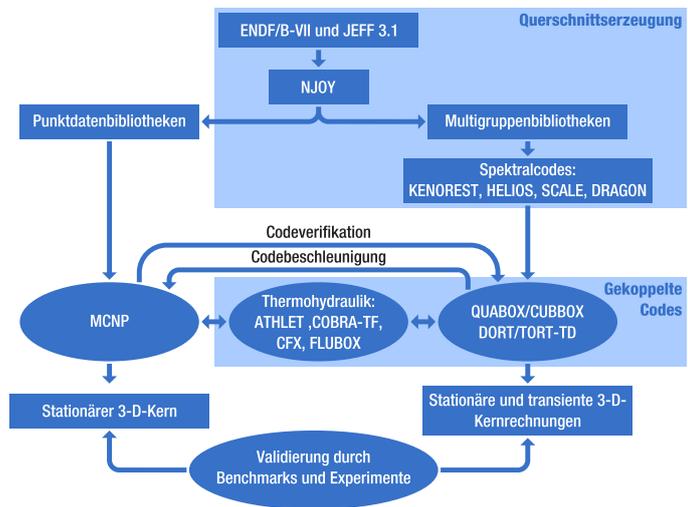
Die Programme versetzen die GRS in die Lage, Gutachten mit einem aufeinander aufbauenden, gekoppelten Software-System kompetent zu erstellen – von der Bewertung nuklearer Reaktorauslegungen, gekoppelten Störfall- und Transientenanalysen bis hin zur Berechnung von Eingangsdaten und fertigen Analysen.

HPC unterstützt die aufeinander aufbauenden Programme der GRS durch die Bereitstellung der notwendigen Ressourcen für Rechenleistung und Speicherplatz.

**Historische Entwicklung der Rechenleistung bis heute**

Die im HPC-Bereich erreichte Leistungsfähigkeit verdeutlicht eine kurze Betrachtung der historischen Entwicklung des HPC bei der GRS.

**1970 bis 1985.** In den siebziger Jahren wurde mit Telefunken TR 440 ein System mit einer Rechenleistung von ca. 80 000 Fließkommaoperationen pro Sekunde (Flops) betrieben (Bild 2 »TELEFUNKEN TR 440«). Anfang der Achtziger waren bereits Systeme wie Amdahl 470 mit einer Taktfrequenz von ca. 35 Megahertz (MHz) und ca. 3 Millionen Fließkommaoperationen pro Sekunde (3 MFlops) aktuell (Bild 3 »AMDAHL 470 ORIGINAL«).



**BERECHNUNGSKETTE**

Bild 1 Die nukleare Berechnungskette



**TELEFUNKEN TR 440**

Bild 2 Rechenzentrum der GRS Garching (1970er)



**AMDAHL 470 ORIGINAL**

Bild 3 Rechenzentrum der GRS Garching (1980er)

**1985 bis 1990.** Vom Leibniz-Rechenzentrum der Bayerischen Akademie der Wissenschaften wurde im Jahr 1985 mit einer Control Data CD 205 eine Rechenleistung von ca. 200 MFlops bereitgestellt, die sich um 1990 mit einer Cray XMP 4/32 auf ca. 1,3 Milliarden Flops (1,3 GFlops) steigerte.

**Seit 2009.** Der 2009 von der GRS neu in Betrieb genommene HPC-Cluster verfügt über eine Spitzenleistung (Peak Performance) von 1,92 TeraFlops (TFlops) und ist damit 240 Millionen Mal schneller als eine in den 1970ern eingesetzte TR 440 Rechanlage. Der Festplattenplatz beträgt 18 TeraBytes (1 Tbyte = 18 000 000 000 000 Bytes), die Kosten sind dabei um ein Hundertfaches geringer (**Tabelle 1 »HPC-SYSTEME«**).

Aktuell werden in der GRS mehr als 20 HPC-Systeme betrieben, darunter drei 32 Kern-Cluster an den Standorten Garching, Köln und Braunschweig sowie zwei Shared-Memory-Prozessoren (SMP) in Garching. Als Betriebssystem kommt dabei neben WinXP 64 Bit und AIX Installationen hauptsächlich UNIX zum Einsatz, darunter vor allem Red-Hat Enterprise Linux aber auch SuSE und Linux Debian.

**Neuerungen im Jahr 2009**

Im Jahr 2009 wurde neben einer Konsolidierung des bestehenden File-Servers die Rechen- und Speicherkapazität stark ausgebaut. Des Weiteren wurde

speziell für vertrauliche, nationale und internationale Projekte eine komplett sicherheitsbasierte, abgeschottete Arbeits- und Rechenumgebung entwickelt, ein neuer, leistungsfähiger Rechencluster installiert und erfolgreich in Betrieb genommen.

**Ausbau der Rechen- und Speicherkapazität**

Im Hinblick auf anstehende Projekte sowie den generell steigenden Rechenleistungsbedarf wurde ein neuer Rechencluster in Garching mit zwei sogenannten Masterknoten, 96 Xeon-Rechenkernen und einem redundanten 18 Terabyte Platten-Array, in Betrieb genommen (**Bild 4 und 5 »RECHENCLUSTER«**).

1970	TR 440	0,000008 GFlops	1 – 10 Mio. DM
1980	AMD 470	0,003000 GFlops	1 – 10 Mio. DM
1985	CDC 205	0,200000 GFlops	10 – 20 Mio. DM
1990	Cray X/MP	1,300000 GFlops	10 – 20 Mio. DM
2009	GRS NEC-Cluster	1920,000000 GFlops	60 000 €

**HPC-SYSTEME**

**Tabelle 1**  
Entwicklung des Preis/Leistungsverhältnisses von HPC-Systemen



**RECHENCLUSTER**

**Bild 4 und 5**  
Der neu in Betrieb genommene Rechencluster



**Beschleunigung der Rechnerleistung.** Aufgrund der Rechenkernanzahl sowie der generell doppelt so hohen Performance konnten damit die Rechen- und Auswertungszeiten in typischen Anwendungen (z. B. ANSYS CFX) um den Faktor 6 bis 10 beschleunigt werden. Die intern verfügbare Rechenleistung innerhalb der GRS (ohne extern verfügbare Rechenleistung) wurde damit stark erweitert und dem aktuellen Bedarf angepasst.

### HPC in sicherheitsrelevanten Projekten

Zusammen mit der Daten- und IT-Sicherheit, mit Personnel Security und EDV wurden 2009 in der GRS die notwendigen Grundlagen gelegt, HPC-Rechenleistung als Komplettlösung in sicherheitssensitiven Projekten anzubieten. Hierzu zählen:

- /// der Einsatz dedizierter PCs und Notebooks,
- /// das Einbinden von Sicherheitszertifizierungen und Sicherheitsüberprüfungen in die Prozesse,
- /// Zugangskontrolle in komplett abgeschottete Virtual Private Networks (VPNs),
- /// Datenspeicherung und -aufbewahrung in gesicherter Umgebung,
- /// voll verschlüsselte Kommunikation,
- /// abgeschottete Server und Rechenknoten mit exklusivem Zugriff und
- /// Einsatz international zertifizierter Standards, Hard- und Softwarekomponenten.

**Internationales Projekt für britische Aufsichtsbehörde HSE.** Im Rahmen eines Projektes für die britische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Health and Safety Executive (HSE) konnten dadurch die kompletten Rechnungen und Simulationen in einer für die Sicherheitslevels des Bundesumweltministeriums und der HSE zertifizierten Umgebung abgewickelt werden, die zudem durch international zertifizierte Komponenten investitionssicher und ausbaubar für weitere Projekte ist.

### Ausblick

Der Bereich des High Performance Computing ist ein wichtiges Mittel bei der Erstellung kompetenter Analysen mit reaktortechnischen Rechenmethoden. Neue Rechenmethoden mit wesentlich höheren Anforderungen an die verfügbare Rechenleistung, die Weiterentwicklung der Computer- und Speichersysteme sowie erhöhte Anforderungen an Sicherheit und Abschottung von Systemen werden auch in Zukunft zu einem weiteren Ausbau und somit zu wesentlich höherer verfügbarer Rechenleistung führen. Gleichzeitig erschließen die Integration international akzeptierter Sicherheits- und Zugangslösungen sowie die Verfügbarkeit von HPC in sicherheitsrelevanten GRS-Projekten neue Marktperspektiven.

## 12. Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec)



Dr. Wolfgang Wurtinger

→ Die Ziele und Schwerpunkte der ISTec als Tochterunternehmen der GRS waren auch 2009 darauf ausgerichtet, zukünftig als Wirtschaftsunternehmen konkurrenzfähig auf dem freien Markt operieren zu können. Neben den Umsätzen und Aufträgen auf dem nuklearen Sektor in den Geschäftsfeldern Diagnose- und Sicherheitstechnik haben insbesondere die nicht-nuklearen Aktivitäten auf dem Gebiet der Verkehrstechnik hierzu beigetragen.

### Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Neben unseren langjährigen Tätigkeiten für Behörden und Betreiber aus dem nuklearen Sektor in den Geschäftsfeldern Diagnose- und Sicherheitstechnik wurde das Jahr 2009 mitgeprägt durch einen Vertragsabschluss mit der Deutschen Bahn (DB) AG. In diesem Projekt entwickelt und erprobt ISTec ein System zur Überwachung und Diagnose von Fahrwerken für den Hochgeschwindigkeitszug ICE3.

**Arbeiten auf dem Gebiet der Endlagersicherheit.** Auf dem Gebiet der Endlagersicherheit standen die Arbeiten im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) zur Umsetzung der wasserrechtlichen Nebenbestimmungen aus dem Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad im Mittelpunkt. Darüber hinaus haben die Arbeiten

zur Unterstützung des BfS bei der Erstellung von Antragsunterlagen für das Genehmigungsverfahren für die Stilllegung des Versuchsendlagers ASSE einen breiten Raum eingenommen. 2009 begann ISTec ebenfalls mit der Unterstützung der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) im Zusammenhang mit deren Planungsarbeiten für ein geologisches Tiefenlager in der Schweiz.

**Reststofffluss-, Verfolgungs- und Kontrollsystem (REVK).** Im IT-Sektor führte ISTec die im Rahmen von Serviceverträgen vereinbarten Leistungen zur Unterstützung der Betreiber des Reststofffluss-, Verfolgungs- und Kontrollsystems (REVK) fort. Serviceverträge bestehen derzeit mit den Energiewerken Nord (EWN), den Kernkraftwerken Würgassen, Stade und Obrigheim, dem Forschungszentrum Rossendorf, mit Siemens an den Standorten Hanau und Karlstein und mit der Technischen Universität München (TUM).

**Forschung zur digitalen Leittechnik.** Bei den Forschungsarbeiten standen die Arbeiten zur Entwicklung eines geeigneten Komplexitätsmaßes für leittechnische Software und von Methoden zur Ableitung von Zuverlässigkeitskenngrößen aus der Komplexität im Mittelpunkt. Das Forschungsprojekt hierzu soll 2010 abgeschlossen werden. Die Arbeiten zur Unterstützung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) konzentrierten sich auf Fachberatungs- und Forschungsthemen zum Sicherheitsnachweis für digitale Leittechnik.

Die Aktivitäten zur Typprüfung der weiterentwickelten Software des Systems TELEPERM XS bildeten auch 2009 nach wie vor einen Schwerpunkt der Arbeiten auf dem Gebiet der digitalen Sicherheitsleittechnik. Aus dem Spektrum der bei ISTec durchgeführten Arbeiten, soll nachfolgend das Vorhaben zur Entwicklung und Erprobung von Onboard-Diagnosetechnik für Hochgeschwindigkeitszüge näher beleuchtet werden.

### Onboard-Diagnosetechnik zur Überwachung und Diagnose von Fahrwerken (ÜDF) in Hochgeschwindigkeitszügen

**Ausgangssituation.** Der Anlass zur Entwicklung von Onboard-Diagnosetechnik für den Hochgeschwindigkeitsverkehr geht zurück auf die Entscheidung der DB AG, das bisherige vorbeugende Wartungskonzept der Züge mit fristenbasierten Untersuchungsintervallen auf eine diagnosebasierte Variante umzustellen. Damit wird sowohl instandhaltungs- als auch sicherheitstechnischen Aspekten Rechnung getragen.

**Untersuchungsobjekt.** Als Versuchsträger wurde von den verschiedenen Baureihen der in Deutschland eingesetzten Hochgeschwindigkeitszüge der



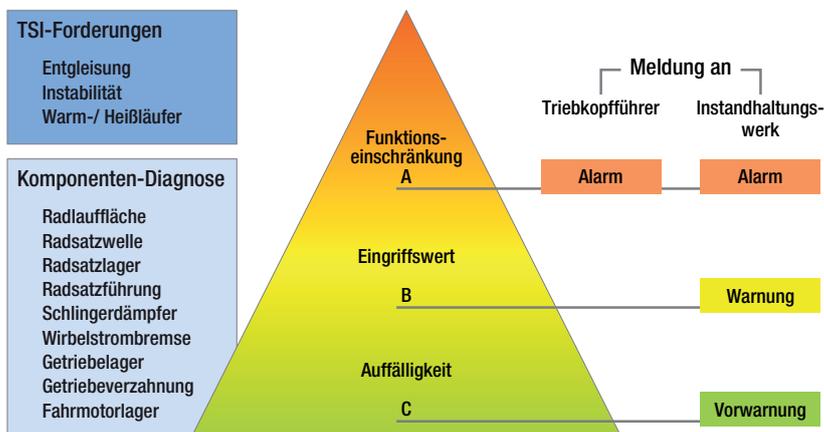
**ICE3**

**Bild 1**  
ICE3-Frontansicht und Einzelansichten von nichtangetriebenem/angetriebenem Drehgestell

ICE3 mit seinem innovativen Antriebskonzept ausgewählt: Abweichend vom klassischen Design lokbespannter Züge (z. B. ICE1 oder ICE2) ist der ICE3 nach dem Triebwagenkonzept aufgebaut, d. h. die Traktionseinheiten sind auf verschiedene Fahrzeuge verteilt – wobei sich jeweils angetriebene und nichtangetriebene Fahrzeuge im Zugverband abwechseln. So besteht ein sogenannter ICE3-Halbzug aus acht Wagen. Die beiden Endwagen und zwei sogenannte Stromrichterwagen besitzen jeweils zwei Triebdrehgestelle mit Fahrmotoren; zwei Trafo- und zwei Mittelwagen sind mit Laufdrehgestellen ohne Antrieb ausgestattet (Bild 1 »ICE3«).

**Diagnoseziele.** Die Aufgabenstellung »Onboard-Fahrwerksdiagnose« beinhaltet neben einer Reihe von sogenannten TSI-Forderungen (Technische Spezifikation zur Interoperabilität) auch individuelle DB-spezifische Überwachungsziele zur Komponentendiagnose (Bild 2 »ONBOARD-FAHRWERKSDIAGNOSE«): Die drei übergeordneten TSI-Ziele beinhalten die Erkennung von »instabilem Laufverhalten« der Drehgestelle, »Warm- bzw. Heißlauf« der Radsatzlager und die unmittelbare »Erkennung eines entgleisten Radsatzes bzw. Drehgestells«. Dem vorgelagert sind die Erkennung von Verschleißerscheinungen bzw. beginnende Integritätsverluste an Rädern, Radsatzwellen, Radsatzlagern, Schlingerdämpfern, Radsatzführungen etc. Das Konzept geht davon aus, dass gravierende Schadensentwicklungen (gemäß TSI) dadurch verhindert werden können, dass die Funktionalitäten entscheidender Teilkomponenten betriebsbegleitend verfolgt und deren Funktionseinschränkungen bereits in einem Frühstadium erkannt werden. Durch abgestufte Meldungen an die Instandhaltung oder in schwerwiegenden Fällen Handlungsanweisungen an den Triebkopfführer, sind dann rechtzeitig Gegenmaßnahmen einleitbar.

**Algorithmen.** Für die Onboard-Diagnose wird das beim Fahrbetrieb eines Zuges existierende Schwingungs- oder Geräuschverhalten analysiert und gezielt auf untypische Veränderungen hin untersucht. Dazu sind Einflüsse zu finden, die das dynamische Fahrzeugverhalten beeinflussen. Durch gezielte Untersuchungen mit geschädigten Komponenten werden die Voraussetzungen geschaffen, geeignete Algorithmen zu verifizieren und hinsichtlich der einzustellenden Warn- und Grenzwerte zu parametrieren. ISTec hat hierzu bereits im Rahmen von früheren Beauftragungen umfangreiche Erfahrungen sammeln können. Für den ICE3 sind jedoch noch gezielte Zusatzmaßnahmen erforderlich und derzeit in der Erprobung. Die Realisierung derartiger Untersu-



**ONBOARD-FAHRWERKSDIAGNOSE**

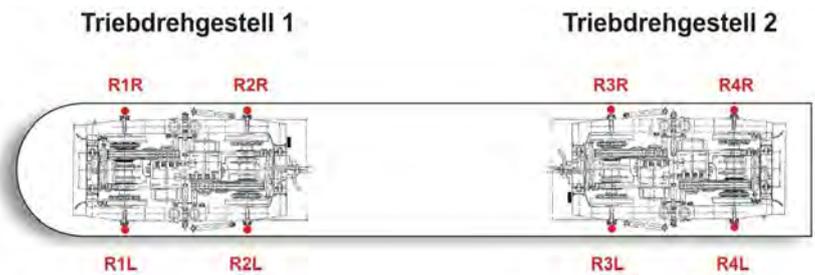
**Bild 2**  
Diagnoseziele, hierarchisches Überwachungskonzept und Meldelogistik

chungen im Fahrbetrieb stößt jedoch in Einzelfällen an technische und finanzielle Grenzen: So ist beispielsweise ein »Entgleisungsexperiment« mit realistischen Randbedingungen im Hochgeschwindigkeitsbereich nicht realisierbar und finanzierbar. Allerdings konnte für diesen Diagnosefall ein zwar nicht planbares, aber doch eingetretenes Schadensereignis herangezogen werden: Als am 22. April 2008 im Landrückentunnel bei Fulda ein ICE1 durch Kollision mit einer Schafherde entgleiste, war aufgrund einer anderweitigen Beauftragung im führenden Triebkopf dieses Zuges ISTec-Diagnosetechnik eingesetzt.

Deshalb konnte der gesamte Entgleisungsvorgang messtechnisch erfasst werden und stand für spezielle Algorithmen-Untersuchungen zur Verfügung (Bild 3 »ICE1-TRIEBKOPF«). Im Übrigen betrug die Fahrgeschwindigkeit des Zuges zum Entgleisungszeitpunkt 208 km/h, er kam nach 1200 m im Tunnel zum Stehen. Ansonsten verlaufen die unter dem Begriff »Algorithmen Verifikation und Parametrierung (AVP)« geplanten Schadensuntersuchungen nach einer festgelegten Untersuchungsmatrix.

**Instrumentierung.** Die Basis der am Drehgestell im Fahrbetrieb messbaren Beschleunigungen ist eine geeignete Sensorik. Während ISTec aus dem Einsatzbereich Kerntechnik umfangreiche Erfahrungen mit Sensoreinsätzen in hohen Temperatur- und Strahlungsbereichen besitzt, stehen im Bahnbetrieb extreme Stoßbelastungen infolge des Rad-/Schienenkontakts, tiefe Temperaturen im Wintereinsatz, Feuchtigkeitseinflüsse u. a. bei der Hochdruckreinigung, mechanische Einwirkungen durch Schotterflug und Eisabwurf aber auch die Abschirmung elektromagnetischer Einflüsse im Vordergrund. Deshalb wurde zusammen mit einem führenden amerikanischen Sensorhersteller ein geeigneter Sensor nach ISTec-Spezifikationen entwickelt und getestet (Bild 4 »BESCHLEUNIGUNGSSENSOR«). Parallel hierzu mussten die geeigneten Sensorpositionen am Drehgestell, die Zusammenführung der einzelnen Signalleitungen in sogenannte Schutzrohren zu gemeinsamen Klemmboxen und die Weiterführung der Stammleitungskabel bis zur Diagnoseeinheit im Wagenkasten entworfen und technisch umgesetzt werden. Hierzu standen bei ISTec original Lauf- und Triebdrehgestelle des ICE3 zur Verfügung, um das erforderliche Engineering am Objekt zu entwickeln und zu testen. Eine entscheidende Voraussetzung hierfür war die vorhandene ISTec-Infrastruktur in Form eines Mess- und Kalibrierlabors, einer mechanischen Werkstatt und der normalerweise nicht üblichen aufgeständerten Abstellung der ICE3-Drehgestelle in einer ehemaligen Reaktorhalle am Forschungsgelände.

**Vorerprobung.** Wie Erfahrungen mit ähnlichen Systementwicklungen in der Vergangenheit zeigten, kommt trotz sorgfältigster Planung und Entwicklung der praxisnahen Systemerprobung im Vor-Ort-Einsatz eine hohe Bedeutung zu. Aus diesem Grund wird die ÜDF-Technik derzeit in einem ICE3 im regulären Fahrbetrieb voreilend erprobt. Hierzu wurden zwei Drehgestelle mit



**ICE1-TRIEBKOPF**

**Bild 3**  
Beschädigter ICE1-Triebkopf und installierte Beschleunigungssensorik in Nähe einer Radsatzlager-Position vor und nach der Entgleisung



**BESCHLEUNIGUNGSSENSOR**

**Bild 4**  
Realisierte Einbauposition am Radsatzlager und Testsituation während eines Hochdruck-Spritzwassertests

den ÜDF-Anbauten ausgestattet. Durch den Einsatz von Prototyp-Diagnosesystemen, die einen aktiven Betrieb der Messketten aber auch eine Erstbewertung der gemessenen Sensorsignale gestatten, wird die Aufgabenstellung noch erweitert. In Bild 5 »ONBOARD-TECHNIK« sind einige Fotos relevanter ÜDF-Komponenten nach einjährigem Fahrbetrieb bzw. nach 500.000 Fahrkilometern dokumentiert. Die derzeitigen Erfahrungen bestätigen die robuste Systemauslegung für den rauen Fahrbetriebseinsatz.

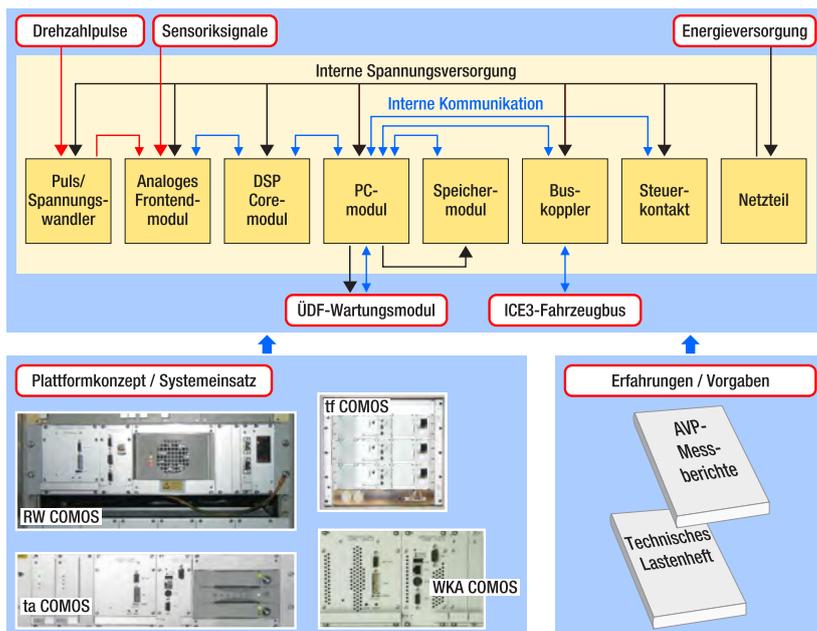
**Diagnosesystem.** Die Entwicklung der ÜDF-Elektronikeinheit erfolgt auf Basis der Vorgaben eines detaillierten Lastenhefts des Auftraggebers DB AG, ergänzt durch einschlägige Erfahrungen mit AVP-Erkenntnissen und Diagnoseeinsätzen von Parallelprojekten der Bahn. Darunter fallen z. B. Datenanalysen mit einem ICE2-Versuchsträger, der bereits seit mehreren Jahren von ISTec diagnose-technisch ausgestattet und betreut wird. Weitere Erkenntnisse stammen von Systemanwendungen aus anderen Bereichen der klassischen Maschinen-diagnose. Ein Blockschaltbild der Systemarchitektur des sogenannten ÜDF-Diagnosemoduls ist in Bild 6 »DIAGNOSEMODUL« enthalten. Insbesondere ist auf das Doppelprozessorkonzept in Form eines »Digital signal processor-(DSP)-Core-Moduls« für die schnelle digitale Signalverarbeitung und eines nachgeschalteten »Embedded PC-Moduls« für die Überwachung, Datenspeicherung und Busankopplung hinzuweisen. Selbstverständlich ist neben der diagnostischen Drehgestellüberwachung im System auch eine Eigenüberwachung obligatorisch.

**Systemintegration.** Wesentliche Identifikationsparameter des Zuges, aber auch diagnostische Ergebnisse in Form von Fehlercodes, müssen bidirektional in beide Richtungen über die Zugleittechnik ausgetauscht werden. Hierzu existiert im ICE3 ein Multi-Vehicle-Bus (MVB), über den Diagnosesmeldungen an die Instandhaltung der zuständi-



**ONBOARD-TECHNIK**

**Bild 5**  
Vorerprobung der Onboard-Technik im Betriebseinsatz, optische und mechanische Überprüfung von Einzelkomponenten im Unterflurbereich

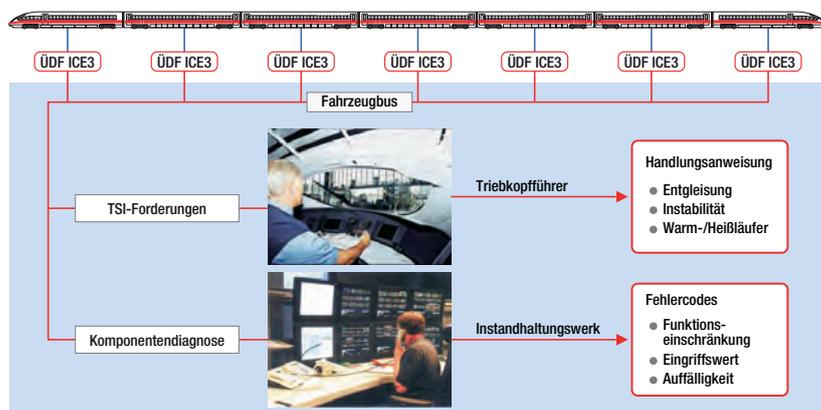


**DIAGNOSEMODUL**

**Bild 6**  
Blockschaltbild und flankierende Anforderungen

gen Betriebswerke der DB AG übermittelt werden. In gravierenden Fällen sind auch Meldungen direkt an den Triebkopfführer (Tf) erforderlich: Über sogenannte Abhilfetexte werden dem Triebkopfführer entsprechende Abhilfemaßnahmen, z. B. »Weiterfahren mit reduzierter Geschwindigkeit« oder »Abbruch des Fahrpendels«, vorgeschlagen (Bild 7 »ABHILFEMASSNAHMEN«). Sofern bei der Komponentendiagnose der sogenannte Eingriffswert – bei dem die betreffende Komponente getauscht werden sollte – erreicht wird, können im zuständigen Betriebswerk bereits entsprechende Arbeitsabläufe gestartet werden. Die technische Realisation der leittechnischen Einbindung erfolgt mittelfristig, die Scharfschaltung der Maßnahme ereignet sich nach Beendigung der ÜDF-Erprobung.

**Betriebserprobung.** Der mit Entwicklungsabschluss beginnende Probetrieb erfolgt auf Basis von sechs ICE3-Halbzugarnituren von jeweils acht Fahrzeugen, also insgesamt 48 Fahrzeugen. Ziel des Probetriebs ist unter anderem, Erfahrungen zur Betriebsbewährung der installierten ÜDF-Hardware, zur Funktionalität der Diagnosesoftware, zur Reduktion von Fehlalarmen und zur Integration der Diagnosemeldungen in die instandhaltungstechnischen Prozesse zu gewinnen. Darüber hinaus werden beim Auftreten von schädigungsspezifischen Signalveränderungen die daraus ableitbaren Trendanalysen eingehend mit den bestehenden Erfahrungen und Befunden aus der Instandhaltung abgeglichen. Dazu steht bei ISTec bereits ein Diagnosecenter zur Verfügung, welches entsprechend dem Zuwachs an Betriebserfahrungen optimiert werden kann (Bild 8 »ISTEC-DIAGNOSE-CENTER«). Damit sind Voraussetzungen gegeben, das vorhandene Datenmaterial optimal aufzubereiten, das erforderliche Expertenwissen schrittweise aufzubauen und dadurch mittel- bis langfristig die Fachkompetenz zur Thematik »Offline-Analytik« abzusichern.



**ABHILFEMASSNAHMEN**

Bild 7

Weiterleitung der Diagnoseergebnisse an den Triebkopfführer oder die zuständigen Instandhaltungswerke



**ISTEC-DIAGNOSE-CENTER**

Bild 8

Datensätze aus der Betriebserprobung werden im ISTec-Diagnosecenter offline analysiert

## 13. RISKAUDIT IRSN/GRS International Multilaterale Aktivitäten zu Sicherheitsbewertung und Methodentransfer



Dr. Bernd Riegel

➔ Bereits in den 1970er Jahren haben die GRS und ihr französischer Partner Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) eine engere Zusammenarbeit vereinbart. Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Mittel- und Osteuropas und die verstärkte Kooperation zwischen GRS und IRSN waren Anlass, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT IRSN/GRS International zu gründen. RISKAUDIT hat seinen Sitz in Châtillon bei Paris und beschäftigt dort derzeit zehn Mitarbeiter aus GRS und IRSN.

**Arbeitsbereiche und Aufgaben von RISKAUDIT IRSN/GRS.** RISKAUDIT arbeitet auf internationaler Ebene für die nukleare Sicherheit. Übergeordnetes Ziel der Non-Profit-Organisation ist es, über den Austausch und den Transfer von Wissen und Methoden die Grundlage für die Entwicklung einer gemeinsamen Sicherheitskultur in Mittel- und Osteuropa zu schaffen.

RISKAUDIT arbeitet deshalb mit internationalen Behörden, Gremien und Arbeitsgruppen zusammen, wie z.B. mit der Regulatory Assistance Management Group (RAMG), mit Technical Safety Organisations (TSOs) oder dem Komitee des

International Nuclear Safety Center (INSC). Die Akquise, die vertragliche Abwicklung und die Koordination entsprechender Vorhaben der Europäischen Kommission und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) im Bereich der nuklearen Sicherheit gehört zu den wichtigsten Aufgaben von RISKAUDIT.

**Projekte in Osteuropa als Arbeitsschwerpunkt.** Projekte in Osteuropa stellen einen Arbeitsschwerpunkt von RISKAUDIT dar. Die Aufgaben umfassen dabei die Harmonisierung von Regeln und Richtlinien und das Bewerten der Sicherheit nach den anerkannten Normen. Hierbei liegt der

Fokus zum einen auf der Beratung von Behörden und zum anderen auf der Erstellung technischer Gutachten zur Bewertung und Genehmigung von Maßnahmen zur Verbesserung bestehender Anlagen, zum Rückbau und zur Behandlung von nuklearem Abfall.

RISKAUDIT betreibt die beiden gemeinsamen Büros von GRS und IRSN in Moskau und Kiew. GRS und IRSN unterstützt RISKAUDIT weiterhin bei der Akquise und dem Management von Projekten.

### Zusammenarbeit mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Rostechnadzor

RISKAUDIT unterstützt seit 1992 die russische Behörde Rostechnadzor und deren wichtigsten TSOs, SEC NRS und FSUE »VO Safety«, in zahlreichen Projekten. Dabei stehen drei Aspekte im Vordergrund: die methodische Unterstützung von Rostechnadzor, Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen und Unterstützung bei Genehmigungsfragen zur Abfallbehandlung und zum Rückbau kerntechnischer Anlagen.

### Methodologische Unterstützung von Rostechnadzor

Das Ziel der langfristig angelegten EU-Vorhaben zum Methodentransfer ist, Rostechnadzor als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter der Leitung von RISKAUDIT, der fachlichen Federführung der GRS und Beteiligung von TSO und Behörden aus weiteren EU-Mitgliedstaaten wurde bereits eine Reihe dieser Vorhaben erfolgreich durchgeführt. Die Hauptthemenpunkte waren

- ⚡ Regeln und Richtlinien,
- ⚡ Genehmigung und Aufsicht,



### ORGANIGRAMM

Bild 1 Organisationsstruktur von RISKAUDIT

- ⚡ Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- ⚡ Notfallschutz sowie
- ⚡ Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit.

Im Jahre 2008 wurde ein umfangreiches Vorhaben begonnen, das 2009 weitergeführt wurde und folgende Schwerpunkte zum Inhalt hat:

- ⚡ Unterstützung der russischen Behörde bei der Genehmigung von Rückbaumaßnahmen von Kernkraftwerken und von Forschungsreaktoren.
- ⚡ Unterstützung der russischen Behörde bei der Genehmigung von Maßnahmen zur Behandlung radioaktiven Abfalls, insbesondere abgebrannten Brennstoffs.
- ⚡ Unterstützung der russischen Behörde bei der Überwachung und Kontrolle kerntechnischer Materialien.

### Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen

In sechs parallel laufenden Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde Rostechnadzor bei der gutachterlichen Tätigkeit zur Genehmigung von Modernisierungsvorhaben. Die Zusammenarbeit nach dem 2+2-Ansatz umfasst ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Kalinin, Leningrad, Nowoworonesch, Balakowo, Kola, Smolensk, Beloyarsk und Bilibino. Der 2+2-Ansatz verfolgt das Ziel, die russischen Betreiber und die Genehmigungsbehörde durch europäische Partner parallel fachlich zu stärken. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten russische und EU-Experten deshalb eng zusammen.

### Unterstützung bei Genehmigungsfragen zur Abfallbehandlung und zum Rückbau kerntechnischer Anlagen

In insgesamt fünf Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde zu Fragen der Abfallbehandlung und zum Rückbau. Dabei handelt es sich um folgende Anlagen und Maßnahmen:

- ✦ Kernkraftwerk Leningrad: Anlage zur Verfestigung radioaktiver Abfälle,
- ✦ Kernkraftwerk Kola: Anlage zur Behandlung flüssiger Abfälle,
- ✦ Kernkraftwerk Smolensk: neue Abfallbehandlungsanlage,
- ✦ Sanierung der Radon-Anlage Murmansk,
- ✦ Rückbau des Forschungsreaktors im Kurtschatow-Institut und
- ✦ Abfallbehandlung von Schiffen in Nordwest-russland.

### 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 Unterstützung bei der Bereitstellung von Ersatzkapazitäten, bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit sowie auf weiteren Gebieten vor.

**Umsetzung des Memorandum of Understanding.** RISKAUDIT ist bereits seit 1995 an der Umsetzung des Memorandums beteiligt, wobei die Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU im Vordergrund steht. Schwerpunkte dieser Zusammenarbeit sind gutachterliche Arbeiten im Rahmen des Shelter Implementation Plans, der Maßnahmen zur Stilllegung von Tschernobyl 1-3 und die Verbesserung der Sicherheit ukrainischer Kernkraftwerke umfasst.

### 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 von GRS, IRSN und von Sciencetech bewerten gemeinsam mit ukrainischen Gutachtern die für den Shelter Implementation Plan relevanten Antragsunterlagen, wobei die Begutachtung von Antragsunterlagen zum New Safe Confinement (NSC) im Mittelpunkt steht.

### Maßnahmen im Zusammenhang mit der Stilllegung der Blöcke 1, 2 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl

Unter Federführung von RISKAUDIT arbeiten die GRS, drei weitere europäische TSOs und der ukrainische Gutachter SSTC an der Bewertung der Genehmigungsunterlagen für die Entsorgungsanlagen in Tschernobyl. Folgende Anlagen werden begutachtet:

- ⚡ Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-1 und ISF-2),
- ⚡ Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall (LRTP) und
- ⚡ Anlagenkomplex zur Behandlung und Zwischen- bzw. Endlagerung fester radioaktiver Abfälle (ICSRM).

Für jede Anlage unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei folgenden Genehmigungsschritten:

- ⚡ Bewertung der Strategie und Erstellung von regulatorischen und technischen Dokumenten,
- ⚡ fachliche Bewertungen für die Auslegungsgenehmigung und
- ⚡ fachliche Bewertungen der Sicherheitsberichte sowie technischer Spezifikationen für die 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 EU-Mitteln realisiert werden. Die Zusammenarbeit nach dem 2+2-Ansatz zielt auf ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Rowno, Khmel'nitski, Zaporoschje und Südukraine ab. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung

von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten Experten aus der Ukraine und der EU erfolgreich zusammen.

### Unterstützung weiterer Genehmigungsbehörden

#### Armenien

**Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Medsamor.** Ziel der Unterstützung der armenischen Behörde ANRA sowie ihrer Sachverständigenorganisation ist es, deren fachliche Kompetenz zu stärken. In dem gegenwärtig von RISKAUDIT durchgeführten Projekt konzentrieren sich die Arbeiten zum einen auf die Unterstützung bei der Vorbereitung der Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Medsamor. Zum anderen beziehen sie sich auf eine methodologische Unterstützung und den Methodentransfer in den Aufgabenfeldern

- ⚡ Management, Qualifizierung des Personals und Qualitätssicherung,
- ⚡ Regeln und Richtlinien,
- ⚡ Inspektionstätigkeit,
- ⚡ Notfallplanung,
- ⚡ Bewertung der Betriebssicherheit,
- ⚡ Begutachtung von Sicherheitsberichten,
- ⚡ Leck-vor-Bruch-Konzept und Leckerkennung sowie
- ⚡ Unterstützung bei der Bewertung von technischen Unterlagen zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen (2+2-Ansatz) in der Anlage Medsamor-2.

#### Bulgarien

**Rückbau von Kozloduy.** Die Projekte zur Unterstützung der bulgarischen Behörde (BNRA) und ihrer TSOs, die gegenwärtig unter Leitung von RISKAUDIT umgesetzt werden, erstrecken sich auf die Stärkung der Kompetenz bei der Geneh-

migung der Rückbauaktivitäten des Kernkraftwerks Kozloduy 1-4 sowie auf die Bewertung von Sicherheitsberichten.

Die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) verwaltet den Kozloduy International Decommissioning Support Fund (KIDSF). In diesem Rahmen hat RISKAUDIT 2008 mit der EBWE den Vertrag unterzeichnet, der zum Ziel hat, das BNRA bei den Rückbauaktivitäten der vier Blöcke des Kernkraftwerkes Kozloduy technisch zu unterstützen. Dies betrifft

- ⚡ die Begutachtung der Unterlagen zum Rückbau des Kernkraftwerkes Kozloduy hinsichtlich ihrer Genehmigungsfähigkeit,
- ⚡ die Begutachtung der vom Kernkraftwerk Kozloduy eingereichten Genehmigungsunterlagen zum Entsorgungskonzept und anderer genehmigungspflichtiger Aktivitäten sowie
- ⚡ die radiologische Einstufung und Freigabe von Materialien.

**Kernkraftwerk Belene.** Im November 2007 unterzeichneten GRS, IRSN und BNRA ein Memorandum of Understanding zur Kooperation auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Ziel dieses Memorandums war die Festlegung von Zielen und Maßnahmen der Zusammenarbeit zur Gewährleistung einer hohen nuklearen Sicherheit für das Kernkraftwerk Belene. Es wurde vereinbart, den regulatorischen Begutachtungsprozess im Einklang mit internationalen Sicherheitsanforderungen sowie bester Sicherheitspraxis umzusetzen. Zudem kam man überein, zusätzliche auf Forschung und Entwicklung ausgerichtete Aktivitäten und generische Studien zu ausgewählten Sicherheitsaspekten durchzuführen.

**Interim Safety Analysis Reports (ISAR).** Im November 2008 wurden im Rahmen eines Vertrages mit BNRA die Arbeiten zur Bewertung der Interim Safety Analysis Reports (ISAR) zum Kern-

kraftwerk Belene begonnen und 2009 erfolgreich abgeschlossen. Über eine weiterführende Bewertung wird derzeit verhandelt.

## Georgien

**Überarbeitung der gegenwärtigen Gesetzgebung.** Seit Ende 2006 unterstützt RISKAUDIT die georgische Aufsichtsbehörde bei der Überarbeitung der gegenwärtigen Gesetzgebung, insbesondere in Bezug auf den Transport radioaktiver Stoffe, die Abfallbehandlung und -lagerung sowie Inspektionen zur nuklearen Sicherheit und zum Strahlenschutz. Darüber hinaus ist RISKAUDIT daran beteiligt, eine Datenbank zu Strahlenquellen sowie ein Inspektionsverfahren für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz zu erarbeiten.

## Litauen

**Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina.** Derzeit unterstützt RISKAUDIT das litauische Strahlenschutzzentrum RPC bei den Aktivitäten zur Stilllegung des Kernkraftwerkes Ignalina. Schwerpunkte sind

- ⚡ die Begutachtung von Antragsunterlagen bezüglich Fragen des Strahlenschutzes,
- ⚡ die Begutachtung, Bewertung und Minimierung der Strahlenbelastung des Personals und der Öffentlichkeit während des Rückbaus und der Dekontaminierung,
- ⚡ Qualitätssicherungsprogramme und
- ⚡ die radiologische Überwachung der Rückbauaktivitäten.

## Vereinigte Arabische Emirate

**Federal Authority for Nuclear Regulations (FANR).** RISKAUDIT hat zusammen mit GRS und IRSN an einer öffentlichen Ausschreibung der Federal Authority for Nuclear Regulations (FANR) teilgenommen. Die Ausschreibung be-

trifft die Begutachtung von Unterlagen zur Genehmigung eines Standortes. RISKAUDIT hat diese Ausschreibung gewonnen. Ein entsprechender Vertrag wird 2010 unterzeichnet.

### Weißrussland

**Unterstützung von MES und RCRCM.** In Weißrussland unterstützt RISKAUDIT das Ministerium für Notfallsituationen (MES) und das Staatliche Zentrum für Strahlungsüberwachung und -kontrolle (RCRCM) im Rahmen des EU-geförderten Methodentransfers. Ende 2008 hat das vierte Jahresprogramm mit einer Laufzeit von zwei Jahren begonnen. Schwerpunkte dieser Arbeiten sind:

- /// Regeln und Richtlinien,
- /// Informationsmanagement, Inspektion und Genehmigung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes,
- /// Abfallmanagement,
- /// Notfallschutz und Notfallzentrum,
- /// Verringerung der Strahlenbelastung durch ehemalige Militärstützpunkte,
- /// Einrichtung eines Labors zur Kalibrierung von Messgeräten (z. B. Dosimetern) und
- /// Transport nuklearer Materialien.

### Übergreifende Arbeiten für die Europäische Kommission

**Jodprophylaxe in Notfallsituationen.** In einem Auftrag des Directorate General for Transport and Energy (DG TREN) der Europäischen Kommission untersucht RISKAUDIT die medizinische Wirksamkeit der Jodprophylaxe in Notfallsituationen und analysiert die derzeitigen Praktiken in den EU-Mitgliedsstaaten, der Schweiz, Norwegen,

Japan, Russland und den USA. Als Ergebnis sollen der Europäischen Kommission Vorschläge für eine Harmonisierung innerhalb der EU vorgestellt werden. Dieser Vertrag wurde Ende 2009 erfolgreich abgeschlossen.

**Institut für Energie in Petten.** RISKAUDIT unterstützt zusammen mit GRS und IRSN das niederländische Institut für Energie des Joint Research Center (JRC) in Petten dabei, die Auswertung der Betriebserfahrung auf europäischer Ebene zu optimieren. Dies stellt einen bedeutenden Schritt zur Stärkung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen dar. Hierzu wurde 2009 ein Vierjahresvertrag mit der Europäischen Kommission abgeschlossen.

### Ausblick

RISKAUDIT hat in den aktuellen Arbeiten konsequent seine koordinierende Arbeit zur Unterstützung der osteuropäischen Behörden und die Zusammenarbeit mit ihnen in EU- und EBWE-Projekten fortgesetzt. Die konstruktive Partnerschaft zwischen Behörden und deren TSOs sowie die Zusammenarbeit mit der Europäischen Kommission und der EBWE wird auch in Zukunft weiter vorangebracht werden.

Seit 2007 ist das INSC-Programm der EU angelaufen. Die geografische Reichweite des Programms erstreckt sich über die ganze Welt. Eine Zusammenarbeit mit Ländern wie Brasilien, Marokko, Philippinen und Vietnam ist bereits geplant. RISKAUDIT wird mit seinen Mutterfirmen GRS und IRSN auch hier eine wichtige Rolle spielen. Darüber hinaus wird RISKAUDIT versuchen, auf neuen Märkten aktiv zu werden.

## 14. Kooperationsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen

Partnerland   Organisation		Vertragsabschluss	Gegenstand des Abkommens
Argentinien	ARN	24.09.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
		14.09.2009	Beratungstätigkeit und Leistungen im Zusammenhang mit der Genehmigung des Kernkraftwerks Atucha II (D2O-DWR, 745 MWe) in Argentinien (auf der Grundlage des Abkommens über Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit von 1998)
Brasilien	CNEN	02.10.1997	Austausch technischer Informationen und Zusammenarbeit in Fragen der aufsichtsbehördlichen Forschung und der Sicherheitsforschung
China	NNSA	15.07.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
Finnland	FORTUM (IVO)	01.10.1998	Abkommen über Beratungstätigkeit
Frankreich	IRSN (ehemals IPSN)	29.07.1998	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IRSN und GRS
		15.07.1997	Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl
	ANDRA	19.04.2002	Zusammenarbeit und Informationsaustausch
Großbritannien	HSE	21.07.1998	Übereinkommen über technische Zusammenarbeit und technischen Austausch zwischen GRS und HSE auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung
Japan	NUPEC	25.06.1991	Abkommen über Informationsaustausch und Zusammenarbeit (validity linked to agreement between BMFT and MITI; today, the German BMWi and the Japanese METI are responsible for this agreement)
	JNES	17.10.2005	Informationsaustausch und Zusammenarbeit

## Fortsetzung: Kooperationsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen

Partnerland   Organisation		Vertragsabschluss	Gegenstand des Abkommens
Korea	KAERI	21.01.2004	Abkommen über Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung
Niederlande	NNSA	30.10.1992	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
	KFD	25.09.1998	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, IRSN (ehemals IPSN) RISKAUDIT	16.09.1996	Rahmenvereinbarungen über wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit
	SEC NRS	02.06.2008	Arbeitsprogramm der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit von GRS und SEC NRS für 2008–2010
Schweiz	PSI	15.07.2009	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet Analyse von Leichtwasserreaktoren
Spanien	CSN	21.09.1998	Beratungstätigkeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
Türkei	TAEK	14.01.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit; Vereinbarung über Beratungstätigkeit und Leistungen
Tschechien	NRI Rez 2000	08.11.2005 2000 Verlängerung	Zusammenarbeitsabkommen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes
Ukraine	NAS	25.11.1993	Rahmenvereinbarungen über wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit
	SNRCU/SSTC	24.04.2006	Programm der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen BMU/GRS (Deutschland ) und SNRCU/SSTC (Ukraine)
USA	DOE (CAO)	22.01.1999	Memorandum of Understanding (zur Entsorgung radioaktiver Abfälle)
	USNRC	23.07.1998	Zusammenarbeit bei der probabilistischen Risikobewertung und verwandter Sicherheitsforschung

## Legende

<b>ANDRA</b>	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, Frankreich
<b>ARN</b>	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien
<b>CNCAN</b>	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien
<b>CNEN</b>	Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasilien
<b>CSN</b>	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien
<b>DOE (CAO)</b>	U.S. Department of Energy, Carlsbad Area Office, USA
<b>HSE</b>	Health and Safety Executive, Großbritannien
<b>IRSN</b>	Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire), Frankreich
<b>Fortum</b>	Fortum Engineering Ltd, Finnland
<b>JNES</b>	Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan
<b>KAERI</b>	Korea Atomic Research Institute, Korea
<b>KINS</b>	Korea Institute for Nuclear Safety, Korea
<b>KFD</b>	Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid, Kernfysische Dienst, Niederlande
<b>NAS</b>	The National Academy of Sciences, Ukraine
<b>NNSA</b>	National Nuclear Safety Administration, China
<b>NUPEC</b>	Nuclear Power Engineering Center, Japan
<b>NRI-Rez</b>	Nuclear Research Institute Rez plc, Tschechische Republik
<b>PSI</b>	Paul Scherrer Institut, Schweiz
<b>RISKAUDIT</b>	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV), Frankreich
<b>RRC KI</b>	Russian Research Centre "Kurchatov Institute", Russische Föderation
<b>SEC NRS</b>	Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Russische Föderation
<b>SNRCU</b>	State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine, Ukraine
<b>SSTC</b>	State Scientific Technical Center, Ukraine
<b>TAEK</b>	Turkish Atomic Energy Authority, Türkei
<b>USNRC</b>	United States Nuclear Regulatory Commission, USA
<b>OECD</b>	Organisation for Economic Co-operation and Development, Frankreich

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**  
Telefon +49 221 2068-0  
Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum  
**85748 Garching bei München**  
Telefon +49 89 32004-0  
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200  
**10719 Berlin**  
Telefon +49 30 88589-0  
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4  
**38122 Braunschweig**  
Telefon +49 531 8012-0  
Telefax +49 531 8012-200

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