

# **Jahresbericht 2008**

## Impressum

### Herausgeber

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

### Redaktion

Sven Dokter, Horst May, Christina Malsbenden

### Lektorat

Sabine Roggenkämper

### Konzeption | Grafiken

Vivian Scheithe

### Satz | Layout

Vivian Scheithe, Regina Knoll

### Übersetzung

Lydia Bank (Mechernich)

### Druck

Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

### Bildnachweis

Archiv GRS, Areva, GNS,  
Antoine Devouard (Paris), Dieter Komp, Horst May, Stefan Weber

Nachdruck 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.

## Hinweise zur Navigation

### Kapitel/Inhaltsverzeichnis

Klicken Sie im Inhaltsverzeichnis auf einen **Titel** bzw. Untertitel, um zur dazugehörigen Seite im Text zu gelangen.

Innerhalb des Textes haben Sie über das Symbol  rechts oben die Möglichkeit, wieder zum Inhaltsverzeichnis zurückzukehren.

### Abbildungen/Originaldateien

Klicken Sie innerhalb der nachfolgenden Kapitel auf das Pluszeichen () verkleinerter S/W-Abbildungen, gelangen Sie zur Originalabbildung im Anhang. Vom Anhang aus können Sie durch das Klicken auf das Symbol () wieder zurück zur Textstelle zurückkehren.

### Hyperlinks

Die Anwahl eines unterstrichenen Hyperlinks, z.B. [www.grs.de](http://www.grs.de) öffnet die dazugehörige Website über Ihren Standardbrowser.

|           |                                                                                                                                     |           |
|-----------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <b>1.</b> | <b>Einführung .....</b>                                                                                                             | <b>1</b>  |
| <b>2.</b> | <b>Organisation und wirtschaftliche Entwicklung .....</b>                                                                           | <b>7</b>  |
| <b>3.</b> | <b>Reaktorsicherheitsforschung .....</b>                                                                                            | <b>19</b> |
| 3.1       | Berechnungsmethodik zur Bestimmung von Leckwahrscheinlichkeiten für komplexe Strukturgeometrien und Belastungszustände.....         | 25        |
| 3.2       | Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von Ergebnissen der Nachrechnung eines LSTF-Experiments mit dem Rechenprogramm ATHLET ..... | 35        |
| 3.3       | Einfluss nuklearer Datenevaluierungen auf stationäre Ganzkernrechnungen.....                                                        | 43        |
| <b>4.</b> | <b>Reaktorsicherheitsanalysen .....</b>                                                                                             | <b>49</b> |
| 4.1       | Auswertung neuerer Erkenntnisse zur Integrität druckführender Komponenten in Kernkraftwerken .....                                  | 55        |
| 4.2       | Test und Validierung der Simulationswerkzeuge zu Deborierungsstörfällen.....                                                        | 61        |
| 4.3       | Beherrschung von elektrischen Spannungstransienten – Internationale Entwicklungen zum Defence-in-Depth-Konzept .....                | 67        |
| <b>5.</b> | <b>Endlagersicherheitsforschung.....</b>                                                                                            | <b>73</b> |
| 5.1       | Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption und stochastischer Strömung .....                                                  | 79        |
| 5.2       | Zum Kurz- und Langzeitverhalten von Bentoniten als technische Barrierematerialien für Endlager radioaktiver Abfälle.....            | 85        |
| <b>6.</b> | <b>Strahlen- und Umweltschutz .....</b>                                                                                             | <b>91</b> |
| 6.1       | Untersuchungen zur Aktivierung und Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau von Kernkraftwerken .....                    | 97        |
| 6.2       | Analysen zur Kritikalitätssicherheit eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe .....                                          | 101       |
| 6.3       | Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung bei Unfallsituationen.....                                                             | 107       |
| 6.4       | EU-Projekt MICADO .....                                                                                                             | 113       |
| 6.5       | Forschung und Entwicklung zur Langzeitsicherheit aus regulatorischer Perspektive .....                                              | 117       |

|            |                                                                                              |            |
|------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| <b>7.</b>  | <b>Projekte, Internationales/Zukunftsaufgaben.....</b>                                       | <b>121</b> |
| 7.1        | Statusbericht Wissensmanagement .....                                                        | 123        |
| 7.2        | Internationale Programme .....                                                               | 127        |
| 7.3        | Entwicklung der neuen »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« .....                        | 135        |
| 7.4        | Beiträge der Anlagensicherung zur Gewährleistung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen..... | 141        |
| <b>8.</b>  | <b>Personal und Recht .....</b>                                                              | <b>145</b> |
| <b>9.</b>  | <b>Projektträger/Behördenunterstützung .....</b>                                             | <b>149</b> |
| <b>10.</b> | <b>Kommunikation.....</b>                                                                    | <b>155</b> |
| <b>11.</b> | <b>ISTec – Übersichtsbeitrag.....</b>                                                        | <b>163</b> |
| <b>12.</b> | <b>RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV).....</b>                                          | <b>173</b> |
| <b>13.</b> | <b>Kooperationsverträge der GRS mit ausländischen<br/>Organisationen .....</b>               | <b>179</b> |
| <b>14.</b> | <b>Abbildungen.....</b>                                                                      | <b>183</b> |





**Lothar Hahn**  
Technisch-wissenschaftlicher  
Geschäftsführer



**Hans J. Steinhauer**  
Kaufmännisch-juristischer  
Geschäftsführer

### **Liebe Leserin, lieber Leser,**

wenn Sie unseren Jahresbericht 2008 aufschlagen, werden Sie dies aus ganz unterschiedlichen Gründen tun: Vielleicht kennen Sie die GRS schon seit vielen Jahren und möchten sich über die Entwicklung unseres Unternehmens und die bestimmenden Themen unserer Arbeiten im Jahr 2008 informieren. Falls Sie zu diesem Zweck auch schon frühere Jahresberichte der GRS zur Hand genommen haben, wird Ihnen bereits das neue Format dieses Jahresberichts aufgefallen sein: Von dieser Ausgabe an stellen wir Ihnen unseren Jahresbericht auf CD-ROM zur Verfügung. Die Volltextsuche nach Begriffen, größere Grafiken in besserer Auflösung und die Einbindung von Filmen oder Animationen sind einige der Vorteile dieses Mediums, die wir Ihnen damit zukünftig bieten wollen. Möglicherweise kennen Sie die GRS aber auch noch gar nicht und wollen sich mit der Lektüre dieses Jahresberichts einen ersten Eindruck von unserem Unternehmen verschaffen. In diesem Fall möchten wir Sie besonders auf die Übersichtsbeiträge zu Beginn der einzelnen Kapitel aufmerksam machen. In diesen Beiträgen können Sie sich einen Überblick über die Ziele und Inhalte unserer Arbeitsfelder verschaffen. Gleich aus welchem Grund Sie zu diesem Jahresbericht gegriffen haben, wir möchten Sie umfassend über die GRS informieren. Mit dem Jahresbericht 2008 wollen wir Ihnen deshalb unter anderem folgende Fragen beantworten:

## Welche Themen haben die fachliche Arbeit der GRS bestimmt?

Die zentralen Arbeitsfelder der GRS sind die Reaktorsicherheit, die Endlagersicherheit sowie der Strahlenschutz. Auf diesen Gebieten ist die GRS die Sachverständigenorganisation des Bundes und berät diesen in allen sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen. Die GRS ist sowohl in der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung als auch auf dem Gebiet der Analyse der betrieblichen Praxis tätig. Bei der sicherheitstechnischen Begutachtung werden die Erkenntnisse aus beiden Arbeitsgebieten zusammengeführt. Die besondere Herausforderung liegt darin, interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Analysemethoden und qualifizierte Daten zur Bewertung der Sicherheit technischer Anlagen vorzuhalten.

**Die Reaktorsicherheitsanalysen der GRS beziehen sich auf konkrete bewertende Aufgabenstellungen und erarbeiten die fachliche Grundlage für die behördliche Aufsicht und Genehmigung.** Die GRS wertet dazu die nationale und internationale Betriebserfahrung aus, führt aber auch eigene analytische Untersuchungen zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen durch. Diese Untersuchungen beziehen sich auf das Verhalten der Anlage oder ihrer technischen Systeme im Kraftwerksbetrieb oder bei aufgetretenen oder theoretisch angenommenen sicherheitsrelevanten Ereignissen.

Im vorliegenden Bericht stellen wir Ihnen Arbeiten der GRS vor, die etwa die Auswertung neuer Erkenntnisse zur Integrität druckführender Komponenten, die Entwicklung von Simulationswerkzeugen zur Analyse von Deborierungsstörfällen und die Verfolgung der internationalen Entwicklungen zum gestaffelten Sicherheitskonzept zur Beherrschung von Spannungstransienten betreffen. Gegenstand des Projekts zu dem letzt-

genannten Thema war die Untersuchung des Störfalls im schwedischen Reaktor Forsmark 1 im Jahr 2006. Dieses Projekt führt nicht nur anschaulich vor Augen, welche Bedeutung die Analyse solcher Zwischenfälle für die Verbesserung der Sicherheit anderer Anlagen hat, sondern verdeutlicht auch den hohen Stellenwert, den wir der internationalen Zusammenarbeit – hier in einer Arbeitsgruppe der Nuclear Energy Agency der OECD – zumessen.

**Die Reaktorsicherheitsforschung der GRS nimmt bei der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik in Deutschland eine Schlüsselstellung ein.** Durch die Entwicklung von Untersuchungsmethoden – insbesondere durch Bereitstellung validierter Rechenprogramme zur Simulation von Transienten, Störfall- und Unfallabläufen – leisten wir wichtige Beiträge zur Lösung aktueller und zukünftiger sicherheitstechnischer Fragestellungen. Die Forschungsaktivitäten der GRS betreffen unter anderem die Reaktorphysik, die Thermohydraulik im Kühlkreislauf, die Zuverlässigkeit von Reaktorkomponenten und mögliche Unfallabläufe im sogenannten Sicherheitseinschluss eines Kernkraftwerks.

In diesem Jahresbericht stellen wir Ihnen beispielsweise ein Projekt aus dem Bereich der Reaktorphysik vor, in dem sich Experten der GRS mit der Berechnung der Leistungsverteilung in den Kernen von Leistungsreaktoren – das sind Reaktoren, die zur Stromerzeugung genutzt werden – befassen. Die Kenntnis dieser Leistungsverteilung ist eine wichtige Voraussetzung für Untersuchungen zur Sicherheit solcher Reaktoren. Zu ihrer Berechnung greift man auf sogenannte nukleare Basisdaten zurück, deren Gültigkeit in der Regel anhand von Experimenten überprüft wurde, in denen andere Bedingungen als in Leistungsreaktoren herrschen. In dem vorgestellten Projekt hat die GRS untersucht, ob und welche Auswirkungen sich daraus für die Genauigkeit der Leistungsberechnungen ergeben.

Im Zusammenhang mit einem weiteren Vorhaben erfahren Sie, wie die GRS Methoden entwickelt, mit denen sich die Wahrscheinlichkeit der Bildung von Lecks oder Brüchen von druckführenden Reaktorkomponenten – beispielsweise Rohrleitungen – ermitteln lässt. Diese Methoden stellen eine wertvolle Ergänzung für die sogenannten probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) dar, die für jedes Kernkraftwerk im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen durchzuführen sind.

**Die Endlagersicherheitsforschung in der GRS ist anwendungsbezogene Forschung zum Langzeitsicherheitsnachweis von Endlagern für radioaktive Abfälle.** Ein wesentliches Element des für diese Nachweisführung maßgeblichen »Safety Case« ist die Entwicklung von gekoppelten thermisch-hydraulisch-mechanisch-chemischen Modellen und Visualisierungsmodellen, mit denen die komplexen Prozessabläufe im Endlager analysiert und anschaulich dargestellt werden können.

Eines der in diesem Kontext durchgeführten Vorhaben stellen wir Ihnen in diesem Jahresbericht vor. In diesem Projekt haben Fachleute der GRS durch den Vergleich mit den Ergebnissen eines Experiments untersucht, mit welcher Genauigkeit ausgewählte Rechenmodelle den Transport bestimmter Schadstoffe durch geologische Schichten simulieren können. In einem weiteren Vorhaben hat die GRS die Stabilität von sogenannten Bentoniten untersucht – das sind Materialien, die in einem Endlager zur Errichtung von Barrieren, also etwa zur Abdichtung von Einlagerungskammern, genutzt werden könnten.

**Wissenschaftlich-technische Fragestellungen gewinnen auch beim Strahlen- und Umweltschutz zunehmend an Bedeutung.** Die Arbeiten der GRS erstrecken sich hier von der Zwischen- und Endlagerung abgebrannter Brennelemente oder anderer radioaktiver Abfälle über die Still-

legung von Kernreaktoren und den Transport radioaktiver Stoffe bis hin zum radiologischen Notfallschutz und der Radioökologie. Neben entsprechenden Forschungsarbeiten unterstützt die GRS in diesen Bereichen auch Aufsichts- und Genehmigungsbehörden durch gutachterliche Analysen und wissenschaftliche Beratung.

Ein Beispiel für die vielfältigen Fragestellungen, denen die GRS im Bereich Strahlen- und Umweltschutz nachgeht, bietet Ihnen der Beitrag zur »Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung bei Unfallsituationen«: In diesem Vorhaben wurden Rechenprogramme optimiert, mit denen die Ausbreitung radioaktiver Stoffe nach einer unfallbedingten Freisetzung in der Luft simuliert werden kann. Durch die hier dargestellten Entwicklungsarbeiten ist es gelungen, diese Programme mit einem neuen, leistungsfähigeren Wettervorhersagesystem des Deutschen Wetterdienstes zu verbinden und damit die Genauigkeit der Ausbreitungsberechnungen zu verbessern.

## Welchen Stellenwert haben internationale Aktivitäten in der GRS?

Im Jahresbericht 2006/2007 haben wir bereits angekündigt, dass die GRS ein noch stärkeres Engagement auf internationaler Ebene anstrebt, insbesondere im Hinblick auf die Unterstützung ausländischer Behörden sowie die europäische Vernetzung von Sachverständigenorganisationen. Diesen Vorsatz haben wir in die Tat umgesetzt:

So hat etwa unsere seit längerem bestehende Zusammenarbeit mit der argentinischen Genehmigungsbehörde Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) durch die Wiederaufnahme von Arbeiten an der Anlage Atucha II neue Impulse bekommen. Zudem hat sich die GRS erfolgreich an einer Ausschreibung der britischen Health and Safety Executive (HSE) beteiligt und wird eine tragende

Rolle bei der Durchführung des sogenannten Generic Design Assessment (GDA) spielen. Insgesamt war der Berichtszeitraum durch eine steigende Nachfrage im internationalen Bereich geprägt.

Das wachsende internationale Interesse an Sachverständigenleistungen auf dem Gebiet der Nuklearen Sicherheit schlägt sich auch in der 2008 erfolgten ersten Erweiterung des European Technical Safety Organisations Network (ETSON) nieder. Die GRS hatte das Netzwerk im Jahr 2006 gemeinsam mit den französischen und belgischen Partnern IRSN und BelV gegründet. Seit Herbst 2008 gehören dem Netzwerk auch die finnische und tschechische Sachverständigenorganisation VTT und UJV an. Angesichts der inzwischen vorliegenden weiteren Interessensbekundungen gehen wir davon aus, dass die Zahl der Netzwerkpartner auch in den kommenden Jahren weiter steigen wird.

### **Wie werden Innovationen und Ideen in der GRS gefördert?**

Mit dem Future Lab hat die GRS 2008 ein neues Instrument zur Entwicklung, Koordinierung und Gestaltung von Ideen und Visionen installiert. Im Future Lab entwickeln jüngere Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter im Team mit erfahrenen Kollegen Ideen für neue Produkte, aber auch für interne Prozesse, Arbeitsmethoden oder die Optimierung der Aus- und Weiterbildung. Nach einer Evaluierung der Ideen erarbeiten die Teams Konzepte zur Umsetzung ausgewählter Ideen.

Eines der ersten Ergebnisse des Future Lab war die Nutzung des Intranets der GRS zur Verbesserung des betrieblichen Vorschlagswesens. In einer neu eingerichteten Intranet-Seite, dem sogenannten »Ideenpool«, können Kolleginnen und Kollegen nicht nur entsprechende Vorschläge einreichen, sondern diese auch interaktiv mit anderen diskutieren.

### **Was tut die GRS auf den Gebieten Ausbildung und Nachwuchsförderung?**

Wie alle im Bereich der nuklearen Sicherheit tätigen Organisationen, Behörden und Unternehmen ist auch die GRS mit der Herausforderung konfrontiert, trotz eines Mangels an spezifisch qualifizierten Nachwuchskräften das altersbedingte Ausscheiden erfahrener Experten zu kompensieren. Um sicherzustellen, dass wir schon heute die Experten von morgen für die Arbeit bei der GRS gewinnen und entsprechend ausbilden können, haben wir in 2008 unsere Aktivitäten zur Nachwuchsförderung weiter verstärkt.

So hat die GRS im August 2008 zusammen mit ihren ETSON-Partnern an ihrem Standort in Garching zum ersten Mal die ETSON Summer School veranstaltet. In der Summer School haben erfahrene Fachleute der GRS, von IRSN und BelV zahlreichen jungen Mitarbeitern unserer ETSON-Partner Spezialkenntnisse sowie neuere Entwicklungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsbewertung vermittelt. Die Summer School wird künftig jährlich stattfinden – in 2009 im französischen Cadarache.

Um bei Studenten und Schülern ein Interesse für Natur- und Ingenieurwissenschaften im Allgemeinen und insbesondere für die Arbeit an Themen der nuklearen Sicherheit zu wecken, haben wir im vergangenen Jahr die Voraussetzungen für eine noch intensivere Kooperation mit Universitäten und Schulen geschaffen: Ende 2008 konnte die GRS bereits eine stattliche Zahl von Kooperationen mit technisch ausgerichteten Universitäten verzeichnen, darunter die RWTH Aachen und die TU Dresden. Weiter haben wir an allen Standorten eine Initiative zur intensiven Zusammenarbeit mit ausgewählten Gymnasien gestartet. Die Zusammenarbeit mit weiteren Universitäten und Gymnasien ist in Vorbereitung.

## Wie haben sich Kommunikation und Unternehmenskultur in der GRS entwickelt?

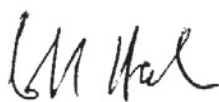
In den vergangenen Jahren haben wir viele neue Mitarbeiter eingestellt, um das generationsbedingte Ausscheiden erfahrener Sachverständiger zu kompensieren. Dies hat die gesamte GRS-Unternehmenskultur und vor allem die interne Kommunikation in der GRS vor ganz neue Herausforderungen gestellt. Wir sind diese Herausforderungen angegangen und haben auch im Jahr 2008 viel Arbeit in die Verbesserung der internen Kommunikationsstrukturen investiert – das Ergebnis unserer Bemühungen kann sich sehen lassen:

Das Intranet der GRS – unser »GRS Portal« – entwickelt sich zur zentralen Plattform für den internen Informationsaustausch. Die von unseren Kolleginnen und Kollegen zur Verfügung gestellten Informationen in unseren sogenannten »Yellow Pages« erleichtern es unseren neuen Mitarbeiterinnen und Mitarbeitern, sich schnell im Kollegenkreis zurechtzufinden. Daneben hat sich das GRS Portal als wertvolle Unterstützung in der Facharbeit etabliert: Projektportale sowie Team- und Kompetenzseiten vereinfachen den Zugriff auf Fachinformationen oder Projektdaten und machen es leichter, den richtigen Experten für eigene fachliche Fragen zu finden.

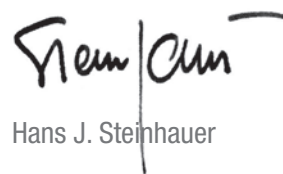
Das bereits 2007 in Köln installierte Kommunikationsforum, ein regelmäßig stattfindender fachlicher Austausch im Kollegenkreis, wurde im letzten Jahr auch an unserem Braunschweiger Standort eingerichtet. Darüber hinaus haben wir den GRS-Mitarbeiterdialog ins Leben gerufen. Hier kommen die Kolleginnen und Kollegen in regelmäßigen Abständen mit der Geschäftsführung zusammen, um in offenen Gesprächen alle Fragen zu diskutieren, die unsere Arbeit und das Unternehmen GRS betreffen.

Neben dem internen Austausch hat auch die externe Kommunikation eine hohe Bedeutung für die GRS. Als gemeinnützige Organisation, deren Aktivitäten im Wesentlichen aus öffentlichen Mitteln finanziert werden und als Gutachter des Bundes verfolgen wir den Anspruch, sowohl der Fachwelt als auch einer breiteren Öffentlichkeit als Quelle für fundierte Informationen zu Fragen der nuklearen Sicherheit zur Verfügung zu stehen. Wir arbeiten deshalb daran, unser Informationsangebot stetig weiter zu verbessern. Anfang 2008 hat sich dieses Bestreben im Relaunch unserer Website – erreichbar unter [www.grs.de](http://www.grs.de) – niedergeschlagen. Die seitdem kontinuierlich steigenden Zugriffszahlen bestätigen uns in unseren Bemühungen.

**Sie sehen, in der GRS hat sich viel getan! Wir hoffen, dass wir Sie mit unserem Überblick etwas neugierig gemacht haben und wünschen Ihnen eine aufschlussreiche Lektüre.**



Lothar Hahn



Hans J. Steinhauer

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



## 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 aufrecht zu erhalten und weiter zu entwickeln, Sachverhalte auf der Basis des national und international verfügbaren Wissensstandes auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung nach dem Stand von Wissenschaft und Technik wissenschaftlich zu beurteilen und den Stand von Wissenschaft und Technik dabei weiter zu entwickeln. Sie bildet auf den genannten Fachgebieten ein Kompetenzzentrum mit internationaler Anerkennung.

### Organisation

#### Konzernstruktur

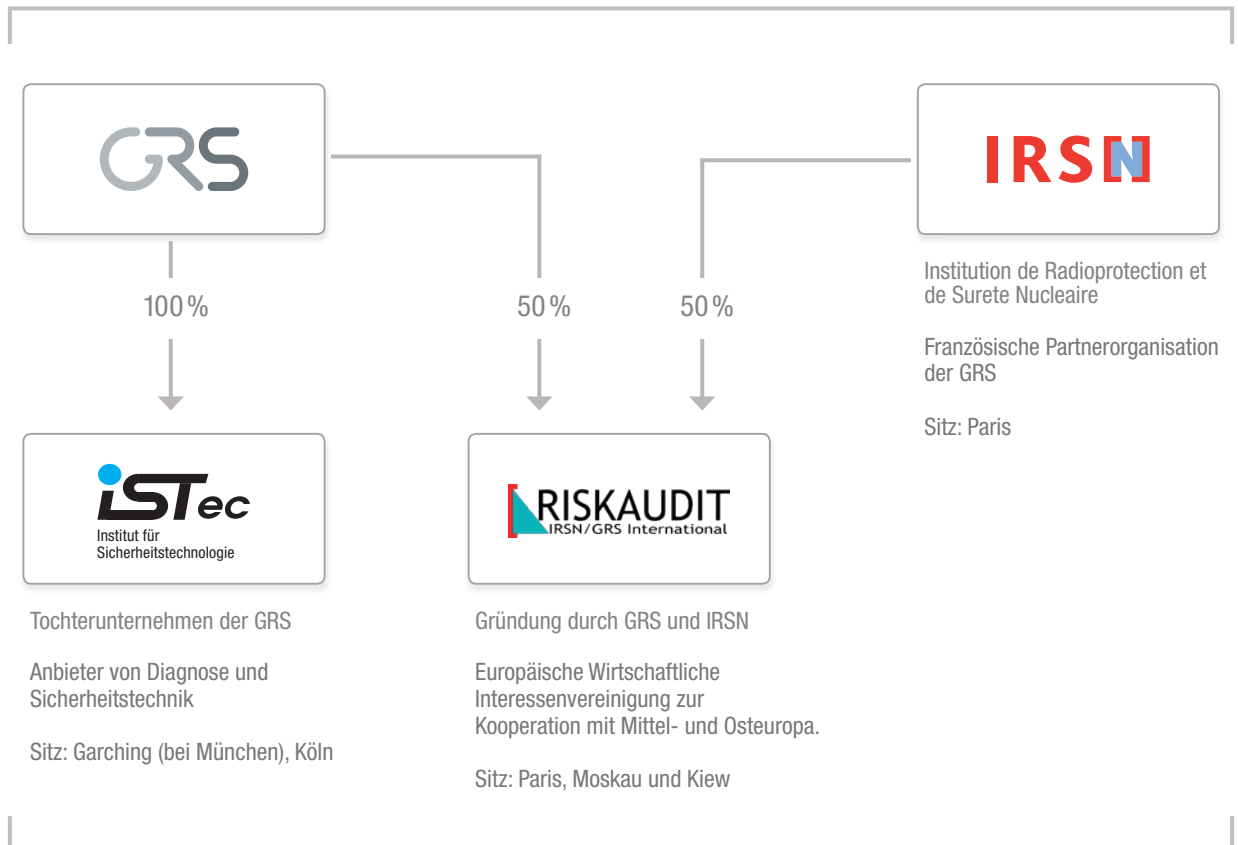
Die GRS ist im Sinne des § 267 Abs. 3 HGB eine große Kapitalgesellschaft. Das Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec) wird als 100%ige Tochtergesellschaft in den Konzernabschluss der GRS einbezogen. Für die mit der französischen Partnerorganisation Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) gemeinsam gegründete Europäische wirtschaftliche Interessenvereinigung (EWIV) RISKAUDIT besteht keine Einlageverpflichtung.

### 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. ISTec bündelt jahrzehntelange Erfahrungen in Forschung und Entwicklung, Implementierung und Prüfung fortschrittlicher Sicherheitstechnologien. ISTec bietet Beratungs- und Prüfungsleistungen bei der Einführung neuer Technologien, umfassenden Service bei Betrieb und Nutzung sowie ganzheitliche eigene technische Lösungen, die sowohl Systeme zur Schadensdiagnose als auch DV-gestützte Überwachungssysteme umfassen.

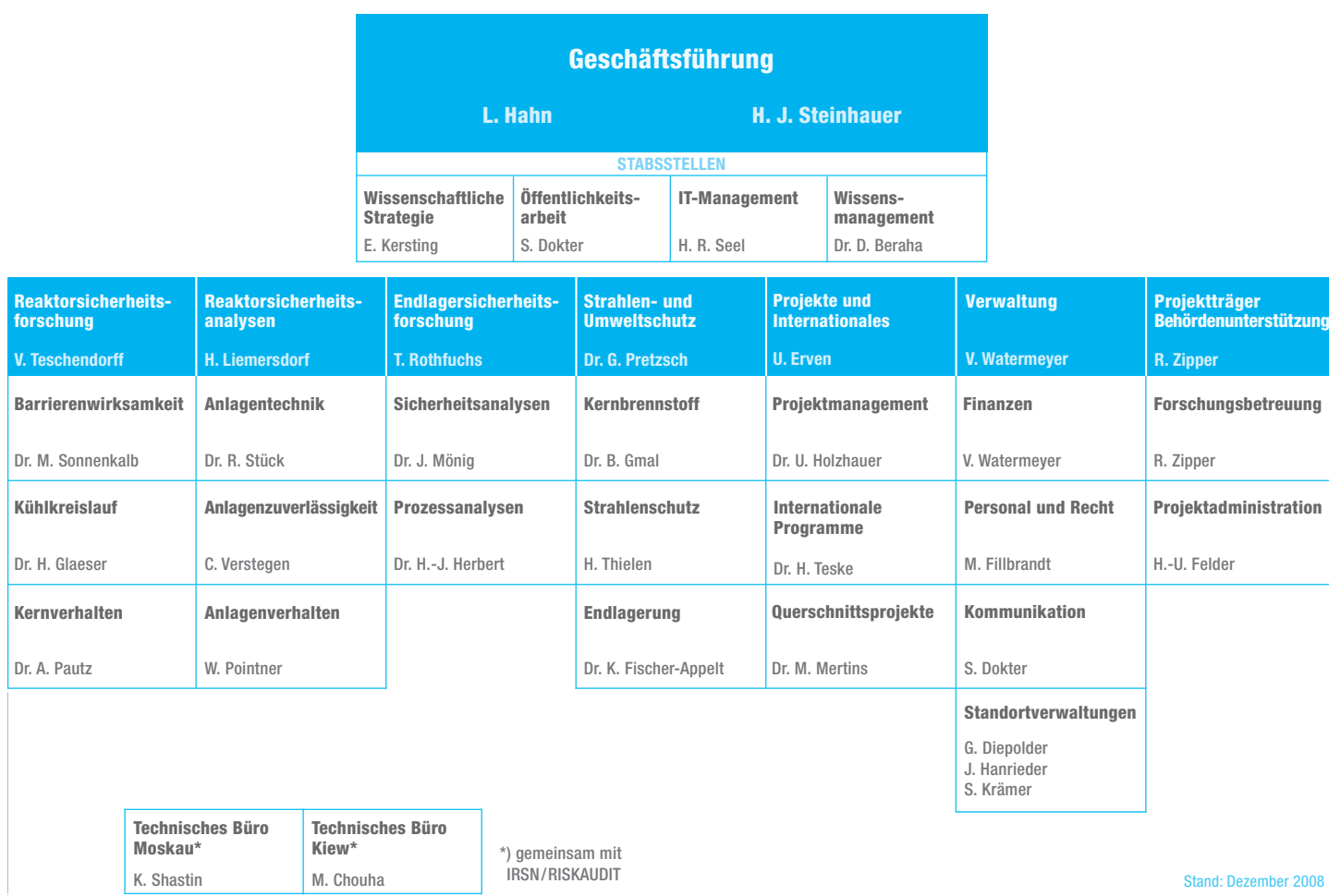
## Die GRS und ihre Töchter ISTec, RISKAUDIT sowie ihr Partner IRSN



**RISKAUDIT IRSN/GRS International.** Die Europäische wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihrer französischen Partnerorganisation IRSN mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Ostprojekte von Vorhaben der EU und der Europäischen Bank

für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) und Repräsentant in der von der Europäischen Kommission gegründeten technischen Gutachterorganisation (Technical Safety Organisation Group – TSOG). RISKAUDIT betreibt für die Kooperation von GRS und IRSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew.

## Organigramm der GRS



## Standorte der GRS

### Köln



**Der Kölner Betriebsteil ist der Hauptsitz der GRS und auch der Geschäftsführung.** Dort sind alle GRS-Bereiche außer der Endlagersicherheitsforschung vertreten. Der fachliche Schwerpunkt liegt bei Reaktorsicherheitsanalysen sowie im Strahlen- und Umweltschutz. Darüber hinaus werden die Bereiche Projekte, Zentrale Dienste sowie der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung von Köln aus gesteuert.

### Garching



**Der Bereich Reaktorsicherheitsforschung wird von dem Betriebsteil in Garching bei München gesteuert.** Die Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter entwickeln und verifizieren hier Programme und Methoden mit denen Stör- und Unfälle in Kernkraftwerken simuliert werden können. Weitere Arbeitsgebiete sind Reaktorsicherheitsanalysen, Strahlen- und Umweltschutz und Projektmanagement. Die Büros des Standortes befinden sich im Umfeld von Forschungsinstituten auf dem Campus der TU München in unmittelbarer Nachbarschaft zum Forschungsreaktor FRM-2.

### Berlin



**Internationale Projekte – insbesondere in Mittel- und Osteuropa – werden schwerpunktmäßig im Berliner Betriebsteil bearbeitet.** 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



**Hauptaufgabe des Braunschweiger Betriebsteils ist die Endlagersicherheitsforschung.** Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter entwickeln in Braunschweig Methoden und Verfahren, die zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager von gefährlichen Abfällen in geologischen Formationen erforderlich sind. Der Bereich ist in die beiden Abteilungen Langzeitsicherheitsanalysen und Prozessanalysen gegliedert und verfügt darüber hinaus über ein eigenes geowissenschaftliches Labor.

## Gesellschafter und Organe der GRS

### Gesellschafter

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

### Organe

- /// Gesellschafterversammlung
- /// Aufsichtsrat (12 Mitglieder)
- Vorsitzender: Parlamentarischer Staatssekretär Michael Müller
- Stellvertretender Vorsitzender: Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- /// Geschäftsführer: Dipl.-Phys. Lothar Hahn, Hans J. Steinhauer

## Auftraggeber

Die GRS stellt als Sachverständigenorganisation des Bundes 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 und eine geeignete betriebliche Ausstattung vor. Sie betreibt Eigenforschung in den für das Ministerium relevanten Aufgabengebieten.

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

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

Für die im Rahmen der Eigenforschung durchgeführten Arbeiten erhält die GRS echte, nicht steuerbare Zuschüsse.

## Mitarbeiter

Im Dezember 2008 beschäftigt die GRS 419 Mitarbeiter, von denen ca. 300 technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft sind.

## Geschäftsentwicklung

### Gesamtaussage zur wirtschaftlichen Lage

Das Jahr 2008 war für die GRS erneut ein sehr erfolgreiches Jahr. Auch in 2008 konnte die integrale Auslastung des Unternehmens bereits zum Jahresanfang erreicht werden und bis zum Jahresende durch zunehmende Auftragseingänge auf 121 % gesteigert werden. Die höheren Haushaltsansätze im BMWi für Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung haben auch in 2008 zu einer sehr guten Auslastung der Forschungsbereiche geführt. Auch beim BMU konnte ein Vertragsvolumen von brutto 24,4 Mio. € erreicht werden.

### Rahmenbedingungen

**Gesamtwirtschaftliches Umfeld.** Das wirtschaftliche Umfeld hat sich durch die weltweite Finanzkrise erheblich verschlechtert. Der Ifo-Geschäftsklimaindex, der als wichtigster Indikator für die Entwicklung der deutschen Wirtschaft gilt, ist im Dezember 2008 auf 82,6 Punkte gesunken und setzt seine anhaltende Abwärtsbewegung fort. Das Bruttoinlandsprodukt nahm in Deutschland nach vorläufigen Zahlen des Statistischen Bundesamts 2008 lediglich um 1,3 % zu. Dennoch war die GRS nicht unmittelbar von diesen negativen Entwicklungen betroffen.

**Politisches und rechtliches Umfeld.** Vor dem Hintergrund der veränderten Rahmenbedingungen in Bezug auf die friedliche Nutzung der Kernenergie, der Komplexität der Problemstellungen sowie des Wertewandels in der Arbeitswelt und der Gesellschaft steht die GRS noch immer vor der Herausforderung, ihre fachliche Kompetenz durch geeignete Personalmaßnahmen zu erhalten und auszubauen.

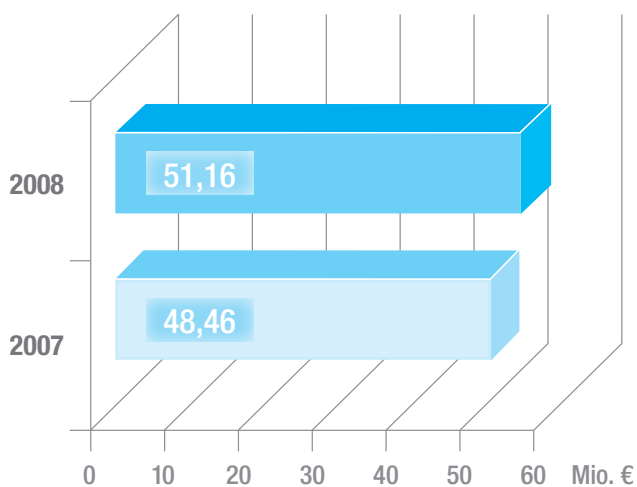
In der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen zur Nutzung der Kernenergie vom 14. Juni 2000 ist ausdrücklich vereinbart, dass die Unabhängigkeit und Qualifikation der GRS gewährleistet bleibt. Im Koalitionsvertrag 2005 wird festgestellt, dass der sichere Betrieb der Kernkraftwerke höchste Priorität hat, und dass die Forschung zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken fortgesetzt und ausgebaut sowie die Lösung für die sichere Endlagerung radioaktiver Abfälle zügig und ergebnisorientiert angegangen wird.

### Vermögens-, Ertrags- und Finanzlage

**Vermögenslage.** Die GRS verfügt zum Bilanzstichtag über eine solide Vermögens- und Kapitalstruktur. Die Bilanzsumme der GRS ist im Berichtsjahr um 1,31 Mio. € bzw. 3,1 % auf 43,07 Mio. € gestiegen. Das Anlagevermögen der GRS ist um T€ 529 bzw. 8,1 % gestiegen.

Die Forderungen gegen verbundene Unternehmen betreffen ISTec und die Forderungen gegen Unternehmen, mit denen ein Beteiligungsverhältnis besteht, betreffen RISKAUDIT. In den sonstigen Vermögensgegenständen ist das Deckungskapital bei der AHV für rückgedeckte Pensionsverpflichtungen mit T€ 13.877 (Vorjahr: T€ 14.265) enthalten. Dieses Deckungskapital hat langfristigen Charakter.

Das Eigenkapital hat auf Grund des Jahresüberschusses 2008 um 2,27 Mio. € zugenommen und beläuft sich nun auf 14,75 Mio. €. Die Eigenkapitalquote hat sich aufgrund des gestiegenen Eigenkapitals um 4,4 % auf 34,3 % (Vorjahr: 29,9 %) erhöht.



#### 1 ERTRAGSLAGE

Umsätze und Zuschüsse

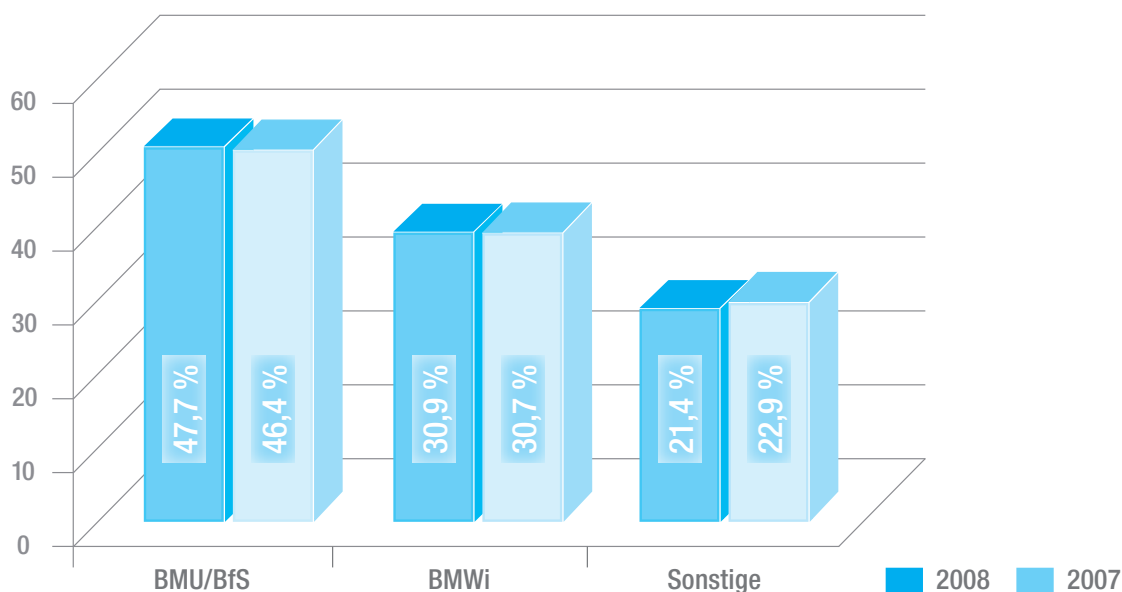
Das langfristige Fremdkapital verzeichnet einen Anstieg von T€ 68 bzw. 0,4 % auf 16,73 Mio. €. Dies ist vor allem auf die Erhöhung der Pensionsrückstellungen zurückzuführen. Gegenläufig wirkte, wie schon im Vorjahr, die Verminderung der Verbindlichkeiten gegenüber Kreditinstituten um T€ 87.

Beim kurz- und mittelfristigen Fremdkapital, welches im Berichtszeitraum um T€ 1.032 bzw. 8,2 % abnahm, ist im Wesentlichen ein Rückgang in Höhe von T€ 978 bei erhaltenen Anzahlungen auf Bestellungen zu verzeichnen.

Das Anlagevermögen ist in vollem Umfang durch Eigenkapital gedeckt. Gegenüber Kreditinstituten bestehen nur in geringem Umfang Verbindlichkeiten in Höhe von 3,2 % der Bilanzsumme (Vorjahr: 3,8 %). Die bilanzierten Vorräte sind durch erhaltene Anzahlungen abgedeckt.

**Finanzlage.** Die Liquiditätssituation der GRS wird unterjährig maßgeblich durch den Abrechnungs- bzw. Zahlungseingangsrhythmus bestimmt. Bei fast gleichmäßig anfallenden 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 kurzfristigen 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.

Die Liquiditätsausstattung war im Jahresdurchschnitt gut. Lediglich im November war eine kurzfristige Fremdfinanzierung notwendig. Die eingeräumte Kreditlinie der Hausbank deckte den Kreditbedarf vollständig ab.



## 2 ERTRAGSLAGE

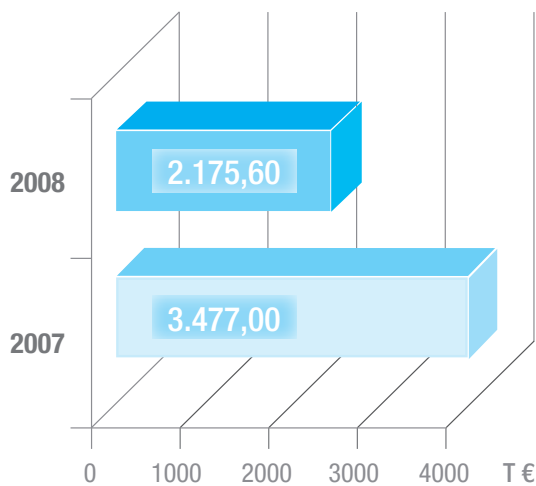
Aufteilung der Umsätze aus F+E Tätigkeit nach Auftraggebern

Der Finanzmittelfond im Konzern verminderte sich um T€ 1.055 auf T€ 8.623. Im Einzelabschluss verringerte sich der Finanzmittelfond um T€ 1.088 auf T€ 8.502. Die Verringerung der Finanzmittelfonds im Einzel- und Konzernabschluss sind insbesondere auf den Mittelabfluss aus Investitionstätigkeiten zurückzuführen.

**Ertragslage.** Der GRS ist es gelungen, im abgelaufenen Geschäftsjahr das Umsatz- und Zuschussvolumen von 48,46 Mio. € auf 51,16 Mio. € zu steigern (s. **Bild 1 »ERTRAGSLAGE«**).

Die Erlöse aus gutachterlicher F+E-Tätigkeit stiegen im Berichtszeitraum um rund 2,6 Mio. € auf 45,0 Mio. € (Vorjahr: 42,4 Mio. €) und stellen sich auftraggeberbezogen wie in **Bild 2 »ERTRAGSLAGE«** illustriert dar.

Die Gesamtleistung (Umsatzerlöse und Zuschüsse zuzüglich Bestandsveränderung) hat sich um ca. 2 % von 49,3 Mio. € im Jahr 2007 auf rund 50,3 Mio. € im Jahr 2008 erhöht. In den Erlösen der GRS in Höhe von 51,2 Mio. € sind Zuschüsse in Höhe von 27,2 Mio. € enthalten. Das der Personalleistung zu Grunde liegende Gesamtstundenvolumen stieg im Geschäftsjahr 2008 um 15.076 Stunden auf 439.485 Stunden (+ 3,55 %).



### 3 OPERATIVES ERGEBNIS

Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit

**Kostenentwicklung.** Der Materialaufwand sank um T€ 299 auf 4,23 Mio. € insbesondere auf Grund zurückgehender, weiterverrechenbarer Fremdleistungen und bezogener Waren. Die Erhöhung der Personalaufwendungen um rund T€ 1.451 resultieren im Wesentlichen aus der Erhöhung der VBL-Beiträge (T€ 553) und den Gehältern. Die Summe der Abschreibungen blieb mit rund 1,1 Mio. € im Vergleich zum Vorjahr stabil und erhöhte sich lediglich um T€ 56. Die sonstigen betrieblichen Aufwendungen stiegen um T€ 839 bzw. 6,8 % auf 13,22 Mio. €. Die Erhöhung resultiert im Wesentlichen aus gestiegenen Renovierungskosten von T€ 523.

|                                              | 2008 | 2007 | Diff. |
|----------------------------------------------|------|------|-------|
| Erträge                                      | T€   | T€   | T€    |
| Erträge aus Ausleihungen des Finanzvermögens | 4    | 17   | -13   |
| Sonstige Zinsen und ähnliche Erträge         | 136  | 84   | +52   |
| Σ                                            | 140  | 101  | +39   |

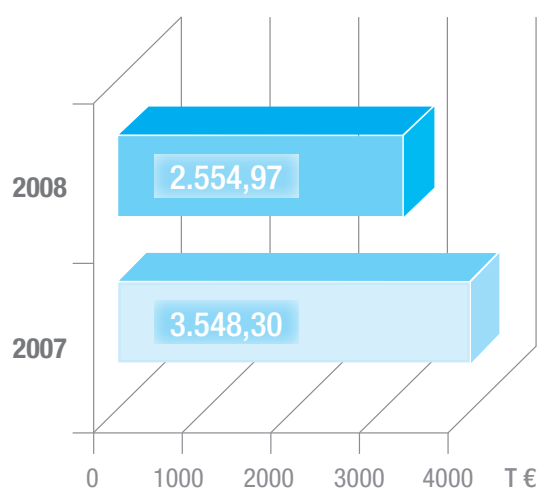
| Aufwendungen                     | T€  | T€   | T€   |
|----------------------------------|-----|------|------|
| Zinsen und ähnliche Aufwendungen | 222 | 289  | +67  |
| Saldo (Aufwand)                  | -82 | -188 | +106 |

### 4 FINANZERGEBNIS

Entwicklung und Zusammensetzung des Finanzergebnisses

**Operatives Ergebnis.** Das Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit liegt mit 2,18 Mio. € rund 1,30 Mio. € unter dem Vorjahresniveau von 3,48 Mio. €. Nach Steuern ergibt sich ein Jahresüberschuss von 2,27 Mio. € (Vorjahr: 3,31 Mio. €). Gründe für den Rückgang des Ertrages sind unter anderem die gestiegenen Kosten der VBL-Beiträge (+ T€ 553), die aus den Neueinstellungen resultierenden gestiegenen Fortbildungsmaßnahmen (+ T€ 358) und die gestiegenen Instandhaltungs- und Modernisierungskosten (+ T€ 523) (s. **Bild 3 »OPERATIVES ERGEBNIS«**).

**Finanzergebnis.** Das Finanzergebnis verbesserte sich um 56,4 % von -T€ 188 auf -T€ 82. In **Bild 4** sind die Posten des Finanzergebnisses dargestellt.



## 5 KONZERNÜBERSCHUSS

Entwicklung des Konzernüberschusses

### Konzernergebnis

Das Betriebsergebnis der Tochtergesellschaft ISTec ist wie in den Vorjahren positiv und konnte in 2008 mit T€ 390 (Vorjahr: T€ 407) relativ konstant gehalten werden. Die ISTec weist insgesamt einen Jahresüberschuss von T€ 281 (Vorjahr: T€ 233) aus. Die Erhöhung um T€ 48 resultiert aus einem besseren Finanzergebnis sowie einer geringeren Steuerbelastung.

Die Umsatzerlöse der Konzern-Gewinn- und Verlustrechnung sind maßgeblich durch den Umsatz der GRS bestimmt. Für die GRS mit der Tochtergesellschaft ISTec ergibt sich ein Konzernumsatz von 56,2 Mio. € in 2008 gegenüber 53,5 Mio. € in 2007. Dies entspricht einer Steigerung von 2,7 Mio. € bzw. 5,1 %.

Die Gewinn- und Verlustrechnung weist ein Ergebnis der gewöhnlichen Geschäftstätigkeit des Konzerns in Höhe von 2,6 Mio. € (Vorjahr: 3,9 Mio. €) aus. Ertragsteuern in Höhe von T€ 13 und sonstige Steuern in Höhe von T€ 2 reduzieren dieses Ergebnis nur unwesentlich. Insgesamt ergibt sich ein Überschuss in Höhe von 2,6 Mio. € (Vorjahr: 3,5 Mio. €).

Insgesamt kann die Vermögens-, Finanz- und Ertragslage des GRS-Konzerns für 2008 als sehr gut bezeichnet werden, da sowohl bei der ISTec als auch bei der GRS durch hohe Auslastungen sehr gute Ergebnisse erzielt werden konnten (s. **Bild 5 »KONZERNÜBERSCHUSS«**). ■



### 3. Reaktorsicherheitsforschung



Victor Teschendorff

→ Die GRS nimmt bei der Weiterentwicklung des für die Reaktorsicherheit maßgeblichen Standes von Wissenschaft und Technik in Deutschland eine Schlüsselstellung ein. Durch eigene Methodenentwicklung und vor allem durch die Bereitstellung validierter Rechenprogramme zur Simulation von Transienten, Störfall- und Unfallabläufen leistet sie wichtige Beiträge zur Lösung aktueller und zukünftiger sicherheitstechnischer Fragestellungen. Die GRS ist in den deutschen Kompetenzverbund Kerntechnik eingebunden, stellt sich als verlässlicher Partner in arbeitsteiligen europäischen Netzwerken dar und übernimmt im Rahmen des European Technical Safety Organisation Network (ETSON) eine aktive Rolle beim Aufbau des Querschnittsgebiets Sicherheit in der Europäischen Technologieplattform zur Kernenergie (SNE-TP). Im Folgenden werden einige Themengebiete der Reaktorsicherheitsforschung dargestellt, auf denen die GRS intensiv arbeitet und besondere Fortschritte erzielt hat.

#### Reaktorphysik

Zu den wichtigsten Aufgaben der Reaktorphysik gehören neben der sicherheitstechnischen Bewertung der Reaktorkernauslegung und der Beschreibung des dynamischen Kernverhaltens unter Transienten- und Störfallbedingungen auch die Charakterisierung der Kernbeladung hinsichtlich Nuklid- und Aktivitätsinventaren sowie Nachzer-

fallswärmeproduktion. Darüber hinaus liefert die Reaktorphysik wichtige Anfangs- und Randbedingungen für nachgelagerte Analysen. Beispiele hierfür sind die Quellterme für die Berechnung der Spaltproduktfreisetzung im Containment, die Neutronenfluenzen für Versprödungsanalysen des Reaktordruckbehälters und die Leistungsgeschichten für die thermomechanische Brennstabanalyse. Die Lösung der Gesamtaufgabe gelingt

### Codesystem »KENOREST« GRS-Entwicklung

nur mit einer lückenlosen nuklearen Rechenkette, die ein ausgewogenes Verhältnis von Aufwand und erforderlicher Genauigkeit der darin eingebundenen Einzelcodes beinhaltet.

**Arbeiten der GRS.** Da einerseits die verfügbare Rechnerleistung enorm gestiegen ist, sich andererseits auch die Genauigkeitsanforderungen weiter erhöht haben, entwickelt die GRS ihre Werkzeuge kontinuierlich weiter. Dabei werden nicht alle Bausteine durch Eigenentwicklungen abgedeckt, sondern auch Fremdcodes und lizenzpflichtige Software einbezogen.

**Multigruppen-Wirkungsquerschnitte und hochauflösende Transportmethoden.** Ein hohes Verbesserungspotential wird vom Einsatz von Multigruppen-Wirkungsquerschnitten und hochauflösenden Transportmethoden (stabweise Darstellung des Reaktorkerns) erwartet, die derzeit in der GRS entwickelt werden. Grund für diese Entwicklung ist, dass diese Methode eine geometrisch detaillierte Auflösung des Reaktorkerns ermöglicht. Dabei darf jedoch nicht verkannt werden, dass die vereinfachten Diffusionsverfahren in der Kernausslegung weiterhin gute Dienste leisten. Auch wird die maximal erreichbare Genauigkeit der Rechnungen nicht allein durch den Einsatz hochwertiger Transportmethoden, sondern wesentlich auch durch die Unsicherheiten in den experimentellen Basisdaten und den thermohydraulischen Systemprogrammen mitbestimmt.

**Stochastische Transportmethoden.** Stochastische Transportmethoden – auch Monte-Carlo-Verfahren genannt – kommen stets dort zum Einsatz, wo stationäre Referenzlösungen mit hochgradiger geometrischer und energetischer Auflösung gefragt sind. Allerdings erfordern diese Methoden mindestens ein bis zwei Größenordnungen mehr an Rechenzeit als die deterministischen Ansätze

und sind prinzipiell für Transienten- und Störfallanalysen ungeeignet. Aus diesem Grund werden sie verstärkt zur Nachrechnung kritischer Experimente sowie zur Brennelementauslegung und Abbrandanalyse eingesetzt.

**Codesystem KENOREST.** Ein Beispiel für den Einsatz stochastischer Transportmethoden ist das von der GRS entwickelte Codesystem KENOREST. Dieser Code kann als Referenzcode für die Bestimmung von Nuklid- und Aktivitätsinventaren von Brennelementen angesehen werden. Experimentnachrechnungen haben bestimmte Abweichungen zwischen Experiment und Rechnung für verschiedene wichtige Leitnuklide gezeigt, die eingehend analysiert und bezüglich ihrer Relevanz bewertet wurden.

**Gekoppelte Rechensysteme unerlässlich für die Bewertung innovativer Reaktorkonzepte.** Von besonderer Bedeutung sind gekoppelte Rechensysteme zur umfassenden Störfallsimulation und ihre Weiterentwicklung durch Implementierung von Multigruppen-Transportverfahren. Damit erzielt man zunächst eine erhöhte Aussagesicherheit für bestehende Leichtwasserreaktoren. Gekoppelte Rechnungen sind jedoch unerlässlich für die Bewertung einiger der innovativen Reaktorkonzepte, die sich der Behandlung mit traditionellen Rechenverfahren entziehen. Dies gilt etwa für Hochtemperaturreaktoren, wie sie gegenwärtig im Rahmen von Generation-IV-Konzepten diskutiert werden. Die GRS beabsichtigt, sich mit ihrer nuklearen Rechenkette an der Sicherheitsbewertung solcher Reaktorkonzepte zu beteiligen. Die aktuellen bzw. in Entwicklung befindlichen Rechencodes der GRS bilden dafür ein solides Fundament und werden zukünftig mit dieser Zielsetzung weiterentwickelt.

## Thermohydraulik im Kühlkreislauf

**Der Thermohydraulik-Code ATHLET.** Der von der GRS entwickelte Thermohydraulik-Code ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) wird zur Simulation des gesamten Spektrums von Kühlmittelverluststörfällen und Transienten in Leichtwasserreaktoren eingesetzt. ATHLET wird derzeit von mehr als 40 Organisationen im In- und Ausland genutzt, beispielsweise bei der Nachweisführung in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren. Die systematische Validierung und die fortlaufende Weiterentwicklung von ATHLET bilden die wesentlichen Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung der GRS auf dem Gebiet der Thermohydraulik.

Im Rahmen der Validierung von ATHLET wurde unter anderem das deutsche Integralexperiment PKL-III F4.1 nachgerechnet, in dem eine systematische Untersuchung der Borverdünnung während des Reflux-Condenser-Betriebs abhängig vom Inventar des Primärkühlmittels bei konstantem Druck und konstanter Leistung durchgeführt wurde. Hauptergebnis ist die gute Übereinstimmung der Massenströme in den Kreisläufen und der Bedingungen zu Beginn des Reflux-Condenser-Betriebs zwischen Rechnung und Experiment. Die im Experiment beobachtete verzögerte Borverdünnung wegen intermittierenden Durchströmens individueller kurzer U-Rohre des Dampferzeugers wurde nicht berechnet. Daraus folgt u. a., dass eine Nachbildung der Dampferzeugerrohre durch drei Gruppen mit unterschiedlicher Länge nicht ausreicht, um diese Vorgänge korrekt zu simulieren.

Die Erkenntnisse aus der Validierung des Programms und die Rückmeldungen aus dessen umfangreicher und vielfältiger Nutzung in einem sich

ständig erweiternden Anwendungsgebiet dienen nicht nur der Qualitätssicherung, sondern fließen auch in die Formulierung der Zielsetzungen für die Weiterentwicklung von ATHLET ein. So soll die Simulation von Transienten und Störfallabläufen unter erhöhten Genauigkeitsanforderungen verbessert und die Anwendbarkeit von ATHLET auf ein erweitertes Störfallspektrum erreicht werden. Zu dem erweiterten Spektrum gehören unter anderem der Nichtleistungsbetrieb, der anlageninterne Notfallschutz, Deborierungsstörungen bei bestimmten Lecks im Druckwasserreaktor sowie Leistungserhöhung und Hochabbbrand.

Ein aktueller Schwerpunkt der Weiterentwicklung von ATHLET ist die Berechnung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge. Diese Erweiterung des Simulationsumfangs soll zum einen durch das mehrdimensionale Modul FLUBOX 2D/3D und zum anderen durch die Kopplung von ATHLET mit dem Rechenprogramm CFX erreicht werden.

**Das Modul FLUBOX 2D/3D.** Mit FLUBOX 2D/3D entwickelt die GRS ein Modul, mit dem die mehrdimensionale ein- und zweiphasige Strömung simuliert werden soll, ohne dass dazu die herkömmliche Technik mit Parallelkanälen und Querverbindungen im Reaktordruckbehälter verwendet werden muss (s. **Bild 6 »BERECHNUNGSERGEBNIS«**). Die Anwendungsbereiche für diese Programmerweiterung sind Kühlmittelverluststörfälle und Reaktivitätsstörfälle. Die Basis des Moduls FLUBOX 2D/3D sind die Erhaltungsgleichungen für Masse, Impuls und Energie, die um die Transportgleichungen für die Phasengrenzflächen und für die Turbulenz erweitert werden. Das Modul wird implizit mit dem Systemrechenprogramm ATHLET gekoppelt. Mit dieser Erweiterung ist es möglich, den Ringraum zweidimensional und den übrigen Reaktordruckbehälter dreidimensional zu berechnen.

### Simulationsprogramm »FLUBOX 2D/3D« GRS-Entwicklung



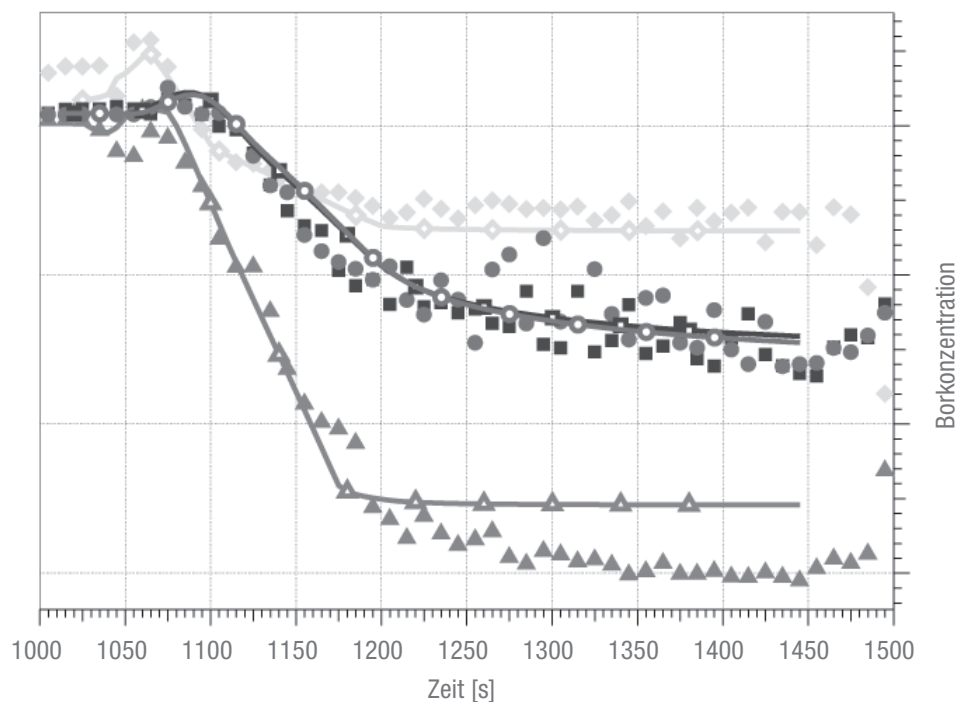
#### BERECHNUNGSERGEBNIS

##### Bild 6

Nachrechnung des Versuchs TRAM-C1  
in der Versuchsanlage UPTF.

Mit dem GRS-Modul FLUBOX wurden die  
in verschiedenen Höhen des Ringraums  
der Versuchsanlage auftretenden Bor-  
konzentrationen errechnet.

Die Ergebnisse dieser Simulation (dar-  
gestellt durch Linien) weisen eine gute  
Übereinstimmung mit den realen Werten  
(dargestellt durch Einzelsymbole) auf,  
die während des Versuchs gemessen  
wurden.



**Der Unterschied des CFD-Rechenprogramms CFX zum FLUBOX-Modul.** Die Kopplung des CFD-Rechenprogramms CFX mit ATHLET dient der detaillierten Berechnung mehrdimensionaler Strömungen in einzelnen Komponenten. Im Unterschied zum FLUBOX-Modul wird mit CFX die Strömung sehr fein aufgelöst. Die höhere Auflösung wird für solche Berechnungen des Reaktorkühlsystems benötigt, für die detaillierte Simulationen innerhalb einzelner Anlagenkomponenten erforderlich sind. Da die Rechenzeiten mit dem CFX-Programm sehr hoch sind, ist CFX lediglich für ausgewählte Anlagenkomponenten einsetzbar. Bislang hat die GRS bereits Arbeiten zur Entwicklung eines Konzepts zum Austausch von Daten zwischen CFX und ATHLET durchgeführt.

**Kollaborationen.** Die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der CFD-Rechenprogramme ist in Deutschland als CFD-Forschungsverbund organi-

siert, der von der GRS koordiniert wird. Darüber hinaus beteiligt sich die GRS an der Europäischen Simulationsplattform NURESIM (Nuclear Reactor Simulation) und nimmt dazu am Projekt NURISP (Nuclear Reactor Integrated Simulation Project) im 7. Forschungsrahmenprogramm der EU teil.

### Stör- und Unfallabläufe im Sicherheitseinschluss

Im Sicherheitskonzept der deutschen Kernkraftwerke kommt dem Sicherheitsbehälter eine zentrale Rolle zu: Zum einen bildet er die letzte Barriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung eines Kernkraftwerkes im Falle eines auslegungsüberschreitenden Störfalles; zum anderen schützt der Sicherheitsbehälter bzw. das umgebende Reaktorgebäude die Anlage vor äußeren Einwirkungen. Die Reaktorsicherheitsforschung trägt dieser Doppelfunktion Rechnung und unter-



#### VERSUCHSBEHÄLTER DER ANLAGE THAI

**Bild 7**

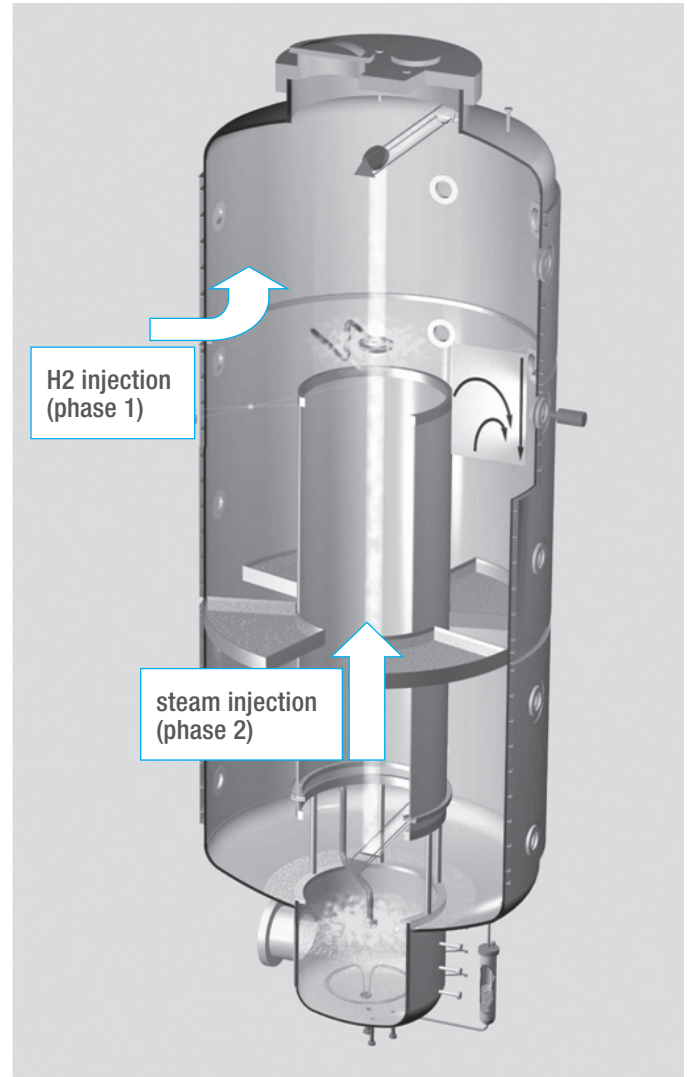
Experimente an der Anlage THAI in Eschborn:  
Einspeiseorte für Wasserstoff und Dampf beim  
Wasserstoffverteilungsversuch HM-2.

sucht sowohl die Phänomene innerhalb des Sicherheitsbehälters als auch dessen Verhalten bei Belastungen von innen und außen.

**Arbeiten der GRS.** Die Arbeiten der GRS auf diesem Gebiet umfassen die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen für den Sicherheitseinschluss (COCOSYS) und – in Zusammenarbeit mit unserem französischen Partner IRSN – für die Gesamtanlage (ASTEC) sowie deren Anwendung für probabilistische Sicherheitsanalysen. Darüber hinaus werden verstärkt auch dreidimensionale Analysewerkzeuge (CFX) hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf Fragestellungen mit Relevanz für den Sicherheitsbehälter untersucht. Diese Programme lassen sich auf ein breites Spektrum aktuell betriebener und zukünftiger Kernkraftwerke anwenden. Dazu gehören die deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren, Anlagen der russischen Baulinien WWER-440 und WWER-1000 sowie Anlagen der III. Generation, wie der europäische Druckwasserreaktor EPR. Diese Anlagen zeichnen sich unter anderem durch neuartige passive Sicherheitssysteme aus, deren Simulation neue Herausforderungen an die Analysewerkzeuge stellt.

**Die Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC.** Besondere Fortschritte wurden bei der Weiterentwicklung und Validierung der Rechenprogramme COCOSYS und ASTEC erzielt. Hierbei stehen die Vervollständigung der Programmsysteme, ihre

laufende Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Forschung und die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses aus internen und externen Anwendungen im Mittelpunkt. Die Begleitung und Auswertung von nationalen und internationalen Reaktorsicherheitsexperimenten ist ein wesentlicher Bestandteil für die Validierung der Analysewerkzeuge. Für beide Rechenprogramme wurden sogenannte Validierungsmatrizen erstellt, die systematisch die verfügbaren Experimente erfassen und den Status der Einbeziehung der Experimente in die Validierung aufzeigen.



Ein Schwerpunkt der Validierung sind die Experimente an der THAI-Anlage in Eschborn (s. **Bild 7** »VERSUCHSBEHÄLTER DER ANLAGE THAI«). Die Ergebnisse einer blinden Nachrechnung des Wasserstoffverteilungsversuchs HM-2 an dieser Versuchsanlage durch die GRS und internationale Partner belegen beispielhaft die durch die langjährige Anwendung und Weiterentwicklung erreichte Qualität von COCOSYS. Die Fortsetzung des deutschen THAI-Experimentalprogramms und seiner Erweiterung auf OECD/NEA-Länder ist für die Programmentwicklung und -validierung wichtig, da die dortigen Versuche maßgeblich zur Schließung bestehender Wissenslücken beitragen.

Zurzeit wird eine Unsicherheits- und Sensitivitätsuntersuchung der ATHLET- Ergebnisse zu einem Frischdampfleitungsbruch eines DWR durchgeführt. Dies erfolgt im Rahmen einer internationalen Erprobung der von der OECD/ CSNI vorgeschlagenen Analysemethode zur Bewertung von Sicherheitsabständen (»Safety Margins«). Die Methode verbindet deterministische und probabilistische Vorgehensweisen. Im Rahmen dieser Methode sind Unsicherheitsanalysen ein essentieller Bestandteil. Der Referenzreaktor ist wieder der Zion DWR in den USA, einem Westinghouse-Typ mit vier Kreisläufen. Die Anlage ist nicht mehr im Betrieb. Untersucht werden soll das mögliche Auftreten kritischer Siedezustände und die Kapazität der Sicherheitssysteme für primärseitige Druckentlastung und Bespeisung nach Leistungserhöhung um 10 %. Weiterhin soll die Bestimmung unsicherer Eingangsparameter abgesichert werden.

### Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

**Arbeiten der GRS.** Ziel der GRS-Arbeiten zum Forschungsschwerpunkt »Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit« ist es, Analysemethoden zur Integritätsbewertung sicherheitstechnisch

relevanter Komponenten (Reaktorgebäude, Sicherheitsbehälter, Rohrleitungen, Druckbehälter und Hüllrohre) bei Belastungen infolge von postulierten Stör- oder Unfällen weiterzuentwickeln und zu validieren. Dabei wird auch der Einfluss von Unsicherheiten in den Rechenmodellen, den Belastungsdaten, den Materialdaten und Randbedingungen auf sicherheitstechnische Bewertungen untersucht. Im Rahmen der Arbeiten zur Validierung strukturmechanischer Analysemethoden werden überwiegend Fremdprogramme wie ADINA (Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis) und AUTODYN (Simulationsprogramm für hochdynamische Prozesse) eingesetzt. Die Weiterentwicklung der Analysemethoden konzentriert sich derzeit auf das GRS-Programm PROST (Probabilistische Strukturberechnung). Das Programm dient der Berechnung der Leck- und Bruchwahrscheinlichkeit geschädigter Rohrleitungen und Behälter. Sicherheitstechnisch relevant sind die Arbeiten im Hinblick auf die Berücksichtigung der Alterung von Komponenten, der Schnittstellen zu thermohydraulischen und systemtechnischen Fragestellungen sowie der Beiträge zu probabilistischen Sicherheitsanalysen.

**Kollaborationen.** 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. Das NULIFE-Konsortium besteht aus 37 europäischen Industrie- und Forschungsorganisationen aus 16 Ländern. Deutsche Vertreter sind AREVA-NP, E.ON Kernkraft, FZ Dresden, FH-IWM, GRS, MPA Stuttgart und Siempelkamp. Im Rahmen von NULIFE wurden Expertengruppen gegründet, die sich mit den Themenschwerpunkten Materialien, Integrität/ Lebensdauer und Sicherheit/Risiko befassen. ■

## 3.1

## Berechnungsmethodik zur Bestimmung von Leckwahrscheinlichkeiten für komplexe Strukturgeometrien und Belastungszustände

→ Bei der Bewertung der Sicherheit von Druckbehältern, Rohrleitungen, Sicherheitsbehältern und anderen passiven Strukturen kerntechnischer Anlagen stehen in Deutschland bisher deterministische Vorgehensweisen im Vordergrund. In anderen technischen Bereichen wie etwa der Bautechnik, dem Stahlbau und bei Offshore-Konstruktionen sehen die Regelwerke in Deutschland und in anderen Ländern dagegen zunehmend auch eine quantitative Bestimmung von Strukturzuverlässigkeiten in Form von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten vor. International ist ein vergleichbarer Trend auch bei der Weiterentwicklung kerntechnischer Regelwerke zu beobachten. So verfolgen die USA, Schweden aber auch andere Länder seit vielen Jahren den Ansatz, regulatorische Nachweisziele für die Zuverlässigkeit wichtiger Komponenten auf der Basis quantitativer Risikoanalysen zu begründen. Ein solches Vorgehen wird als »risk based«, »risk informed« oder »risk oriented« bezeichnet. Im Bereich der wiederkehrenden und zerstörungsfreien Prüfungen wurden »risk based«-Strategien entwickelt, um die Auswahl der zu prüfenden Stellen sowie die Zeitfolge und



Dr. Jürgen Sievers



Yan Wang

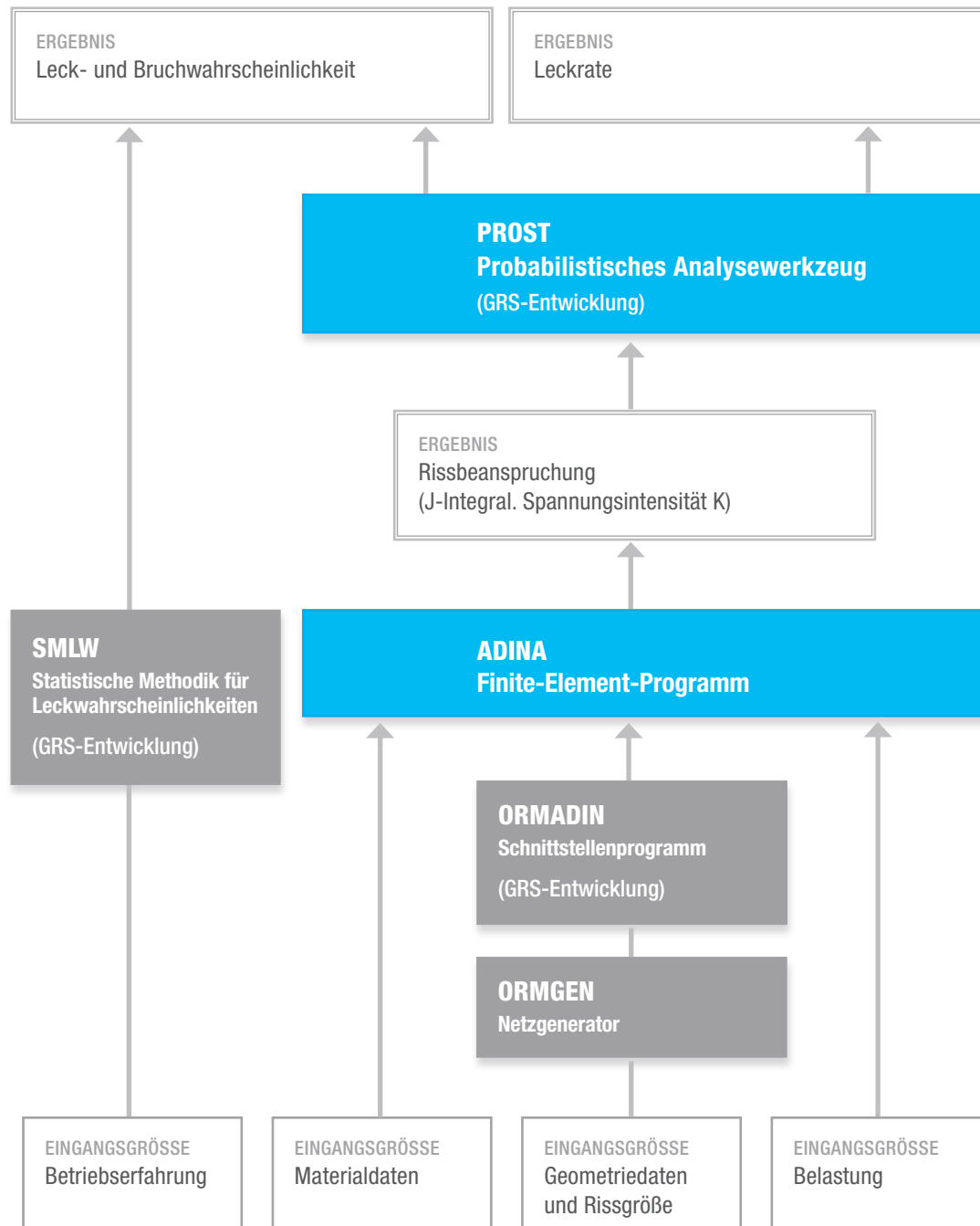
den Umfang der Prüfungen entsprechend einem risikobasierten Ranking der Stellen zueinander vornehmen zu können. Dabei werden zunehmend probabilistische Modelle zur Ermittlung der Strukturzuverlässigkeit passiver Komponenten eingesetzt.

#### Weiterentwicklung der probabilistischen Analysemethodik

**Vorgehensweise bei Sicherheitsnachweisen.** Integritätsbewertungen bzw. Sicherheitsnachweise für passive Komponenten in deutschen Kernkraftwerken zeigen in der Regel hohe Sicherheitsreserven gegenüber Versagen der Komponente durch Leck oder Bruch. Diese Nachweise basieren auf deterministischen »best-estimate«-Analysen. Dabei werden den für spezifizierte Belastungsszenarien berechneten Beanspruchungen in der Komponentenstruktur Spannungs- bzw. Dehnkriterien sowie bruchmechanische Kriterien gegenübergestellt. Art und Weise des Nachweisverfahrens sowie die anzuwendenden Sicherheitsbeiwerte sind für druckführende Komponenten in deutschen Kernkraftwerken in Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) festgelegt.

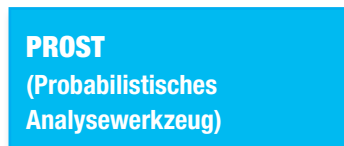
**Berechnungsmethode zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit.** Auswertungen der Betriebserfahrung in deutschen Kernkraftwerken geben keine Hinweise auf Schäden, die die Zuverlässigkeit der betroffenen Strukturen wesentlich beeinflussen. Die vereinzelt aufgetretenen begrenzten Schäden wurden aufgrund des dichten Überwachungsnetzes bei druckführenden Komponenten überwiegend im Anfangsstadium erkannt und entsprechende Maßnahmen durchgeführt. Die Datenbasis der deutschen Betriebserfahrung ermöglicht jedoch wegen der geringen Menge vergleichbarer Komponenten und der geringen Anzahl von Leckereignissen eine

direkte Quantifizierung der Strukturzuverlässigkeit nur bis zum Bereich von ca.  $10^{-1}$  bis  $10^{-2}$  pro Reaktorjahr. Eine Erweiterung der Datenbasis durch die Betriebserfahrung in anderen Ländern würde den Quantifizierungsbereich auf bis zu ca.  $10^{-4}$  pro Reaktorjahr ausdehnen. Für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) hat die GRS eine Methodik zur Ermittlung von Leck- und Bruchhäufigkeiten in Rohrleitungen entwickelt und erprobt (SMLW – Statistische Methodik für Leckwahrscheinlichkeiten). Diese basiert auf der Auswertung deutscher Betriebserfahrung und statistischen Verfahren zur Berücksichtigung von Unsicherheiten in relevanten Berechnungsparametern in Form von Verteilungsfunktionen (s. Bild 8 »ÜBERSICHT: BERECHUNGSMETHODIK«). Für Aussagen zur Leckhäufigkeit in Rohrleitungsbereichen, für die sehr wenige oder gar keine Leckereignisse existieren, d. h. zur Einschätzung der Strukturzuverlässigkeit passiver Komponenten im Bereich sehr kleiner Werte, stehen Strukturzuverlässigkeitsmodelle (Structural Reliability Models – SRM) basierend auf der probabilistischen Bruchmechanik zur Verfügung. Im Rahmen der probabilistischen Bruchmechanik wird die Strukturzuverlässigkeit durch die Wahrscheinlichkeit beschrieben, dass die Größe eines Risses einen bestimmten kritischen Wert übersteigt. Dabei wird davon ausgegangen, dass sich die zu Beginn vorliegende Rissgröße im Laufe der Betriebsdauer durch geplante oder sich zufällig ergebende Belastungsbedingungen infolge verschiedener Schadensmechanismen ändern kann.



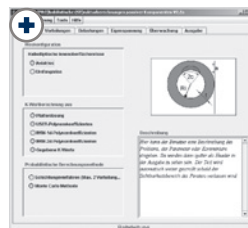
#### ÜBERSICHT: BERECHNUNGSMETHODIK

**Bild 8**  
Berechnungsmethodik zur Bestimmung von  
Leckwahrscheinlichkeiten für komplexe  
Strukturgeometrien und Belastungszustände

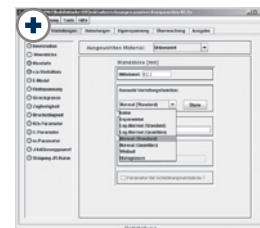


#### BENUTZEROBERFLÄCHE

Bild 9–11  
Beispielhaft Eingabemasken  
des von der GRS entwickelten  
Programms PROST



9 REITER »STEUERUNG «  
Eingabe: Geometriedaten



10 REITER »VERTEILUNGEN «  
Eingabe: Materialdaten

#### Probabilistische Strukturberechnung – PROST.

Um die Auswirkungen von Rissbildungen auf die Strukturzuverlässigkeit von Komponenten besser quantifizieren zu können, entwickelt die GRS das probabilistische Analysewerkzeug PROST (PROBABILISTISCHE STRUKTURBERECHNUNG). Die Entwicklung von PROST ist zunächst auf den sicherheitstechnisch relevanten Schadensmechanismus »Ermüdung in zylindrischen Strukturen mit rissartiger Schädigung« begrenzt, d. h. auf Rohrleitungs- und Druckbehälterbereiche. Für diesen Anwendungsbereich ermöglicht PROST schon jetzt die Berechnung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten für verschiedene Rohrleitungsgeometrien, Belastungsannahmen und Rissverteilungen (s. Bild 9–11 »BENUTZEROBERFLÄCHE«). Die dabei angesetzten Anfangsfehlerverteilungen werden beispielsweise aus Untersuchungen zu Fehlerbildungen in Schweißnähten bei der Fertigung oder aus Befunden abgeleitet. Die für Berechnungen herangezogenen Verteilungsfunktionen lassen sich in der Regel mit den Erfahrungen der Fertigung nur in Bereichen relativ kleiner Fehler verifizieren.

#### Kopplung zwischen PROST und dem Finite-Elemente (FE)-Programm ADINA.

PROST enthält analytische Ansätze zur Berechnung der Rissbeanspruchung (Spannungsintensität  $K$ ) mit begrenztem Anwendungsbereich. Für komplexe Randbedingungen bezüglich Geometrie und Belastung steht eine deterministische bruchmechanische Analysemethodik auf Grundlage des Finite-Elemente (FE)-Programms ADINA (Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis) zur Verfügung, die mit PROST gekoppelt wurde. In bruchmechanischen FE-Modellen ist eine Netzverfeinerung im Rissfrontbereich erforderlich. Dafür wird der Crack-Mesh-Generator ORMGEN eingesetzt, mit dem man über wenige Steuerbefehle FE-Netze für zylindrische Strukturen mit Riss generieren kann. Das GRS-Programm ORMADIN wurde entwickelt, um die von ORMGEN generierten Daten ins Inputformat der aktuellen ADINA-Version zu wandeln. Über eine Schnittstelle können die mit ADINA für verschiedene Rissgeometrien berechneten Rissbeanspruchungen für die probabilistische Berechnung in PROST bereitgestellt werden (s. Bild 8 »ÜBERSICHT: BERECHNUNGSMETHODIK«).



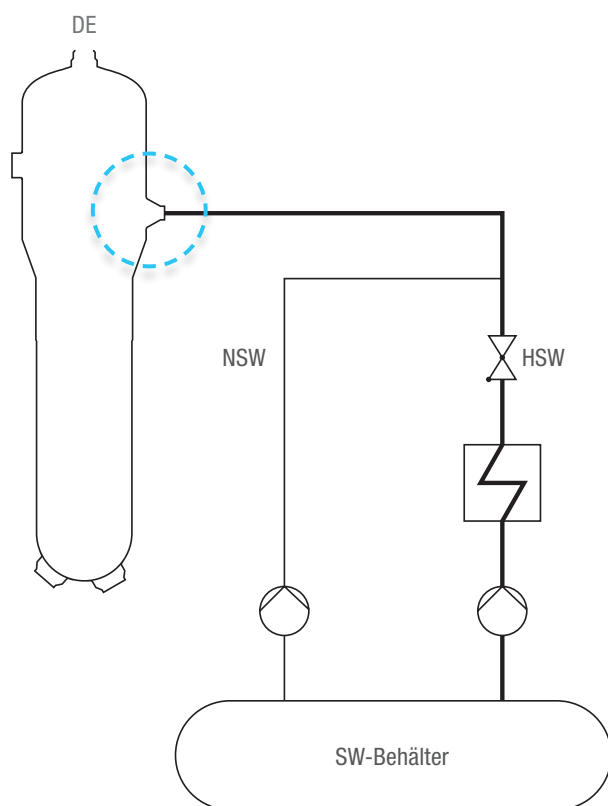
**11 REITER » BELASTUNGEN «**  
Eingabe: Belastungsdaten

#### Validierung der probabilistischen Analysemethodik

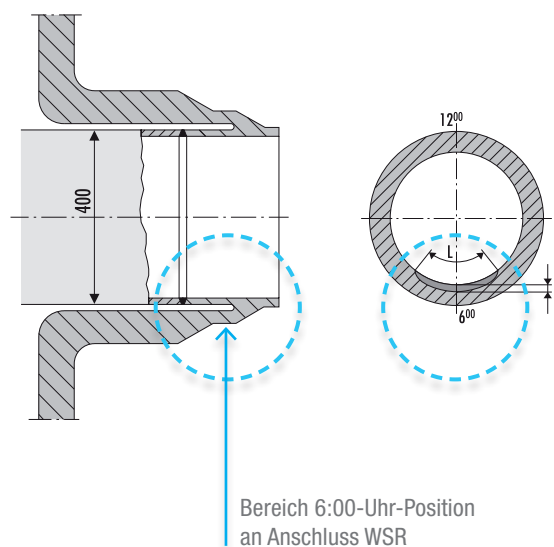
**Schadensmechanismus »Ermüdung«.** Erste Qualifizierungsschritte für die entwickelten Programmleistungen wurden an einem Anwendungsbeispiel zum Schadensmechanismus »thermische Ermüdung« in einem Rohrstrang des Volumenregelsystems eines Druckwasserreaktors durchgeführt. Dazu wurde im Jahresbericht 2002/2003 berichtet. Im Rahmen des EU-Vorhabens NUR-BIM (Nuclear Risk Based Inspection Methodology for Passive Components) wurde die Aussagegenauigkeit von Analysemethoden zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit passiver Komponenten im internationalen Vergleich untersucht. Dazu wurde ein Benchmark zum Schadensmechanismus »Ermüdung« durchgeführt. Betrachtet wurden Verteilungen von an der innenoberfläche liegenden Teilumfangsrissen in Form von Fertigungsfehlern in Schweißnähten austenitischer Geradrohre, die im Verlauf der weiteren Betriebszeit zyklischen Lasten ausgesetzt sind. Durch Variation der als verteilt oder fest angenommenen

Eingabeparameter wurde der Einfluss der einzelnen Parameter auf die Leckwahrscheinlichkeit zu Beginn der Betriebszeit und nach 40 Betriebsjahren untersucht. Den quantitativ stärksten Einfluss auf die Leckwahrscheinlichkeit nach 40 Jahren haben Variationen der anfänglichen Risstiefenverteilung, insbesondere die der tiefen Risse, der Risswachstumskonstanten und der maximalen Last. Die Berechnungen mit Berücksichtigung der Option »Wiederkehrende Prüfungen« ergaben, dass für den Schadensmechanismus »Ermüdung« alle nach einer ersten Inspektion durchgeführten Prüfungen keinen nennenswerten Einfluss mehr auf die Leckwahrscheinlichkeit haben. Die von der GRS mit PROST berechneten Ergebnisse stimmen hier gut mit den Resultaten anderer gängiger Berechnungsprogramme zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von Rohrleitungen überein. Die Differenzen in den berechneten Leckwahrscheinlichkeiten betragen bei den meisten Vergleichsanalysen im Bereich  $10^{-4}$  bis  $10^{-8}$  (pro Reaktorjahr) weniger als eine Zehnerpotenz.

#### 12 SYSTEMAUSSCHNITT eines Druckwasserreaktors



#### 13 RISSANZEIGEN in einem Speisewasserstutzen



#### Berechnungen zum Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung

**Anwendungsbeispiel der probabilistischen Analysemethodik.** Als beispielhafte Anwendung der probabilistischen Analysemethodik für komplexe Strukturgeometrien und Belastungszustände wurden mit ADINA und PROST Untersuchungen zur Leckwahrscheinlichkeit in einem Speisewasserstutzen unter Belastungen aus Innendruck und thermischer Schichtung durchgeführt.

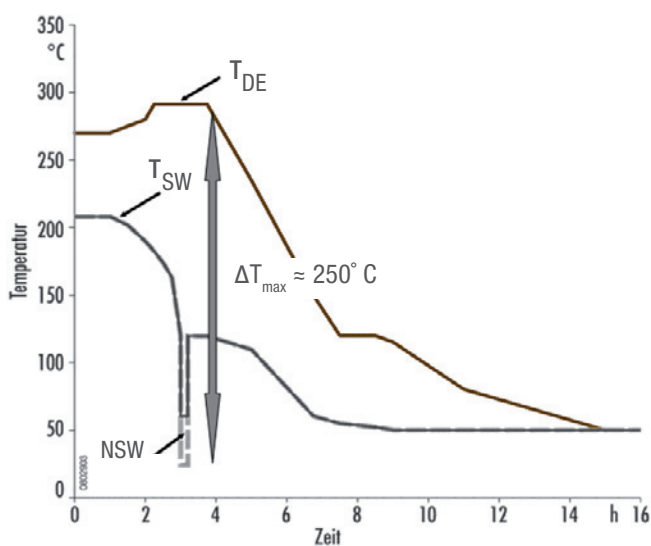


#### PROBLEMSTELLUNG

**Bild 12–14**  
Rissanzeigen in einem Speisewasserstutzen und Belastungen infolge thermischer Schichtung

#### 14 BELASTUNGEN

infolge thermischer Schichtung



|     |   |                             |
|-----|---|-----------------------------|
| DE  | = | Dampfzeuger                 |
| HSW | = | Hauptspeisewasserversorgung |
| NSW | = | Notspeisewasserversorgung   |
| SW  | = | Speisewasser                |
| WSR | = | Wärmeschutzrohr             |

**Problemstellung.** Im Rahmen wiederkehrender Prüfungen wurden Anzeichen für Risse an der Innenoberfläche der Speisewasserstutzen eines Druckwasserreaktors festgestellt. Die Rissanzeigen befanden sich im Grundwerkstoff am Beginn der Ausrundung zum Anschluss an das Wärmeschutzrohr. Eine Rissanzeige lag nahezu symmetrisch zur 6:00-Uhr-Position in einem Winkelband von etwa 80°. Wenn Speisewasser beim Abfahren aus nicht vorgewärmten Leitungsabschnitten in den noch heißen Dampfzeuger geschoben wird, können beim Betriebsdruck

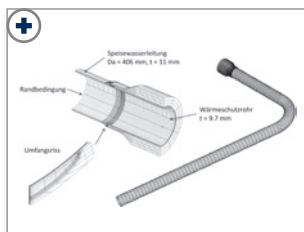
von 6,6 MPa zyklische Belastungen in Form von Temperaturdifferenzen von bis zu 250° C zwischen Unter- und Oberteil der Speisewasserleitung vorkommen. Durch Änderungen bezüglich der Inbetriebnahme der Notspeisewasserversorgung (NSW) können die Belastungen reduziert werden (s. Bild 12–14 »PROBLEMSTELLUNG«).

#### ADINA (Finite-Element-Programm)



#### ANALYSEMODELLE

**Bild 15**  
Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung



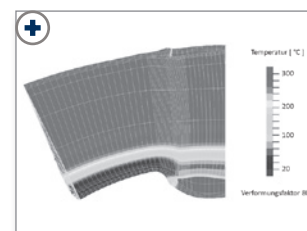
**15 KURZES FE-MODELL MIT RISS UND LANGES FE-MODELL**



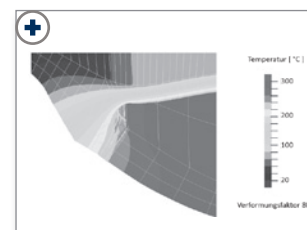
#### BERECHNUNGSERGEBNIS

**Bild 16–18**  
Verformung und Temperaturverteilung des Speisewasserstutzen unter Betriebsdruck und thermischer Schichtung ( $\Delta T = 250^\circ$ )

**Bild 19**  
Rissbeanspruchungen für verschiedene Rissgeometrien im Speisewasserstutzen unter thermo-mechanischer Belastung berechnet mit ADINA



**16 KURZES FE-MODELL**



**17 KURZES FE-MODELL Detail**

#### Analysemodelle und Berechnungsergebnisse.

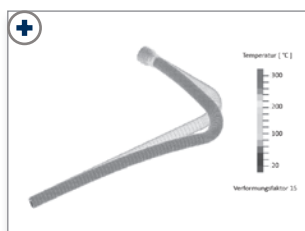
Die Beanspruchung infolge der Temperaturdifferenzen im Bereich der Befundstelle – also die Spannungsverteilung ausgehend von der Innenoberfläche des Speisewasserstutzens durch die Wand an der 6:00-Uhr-Position – wurde mit ADINA analysiert. Dazu wurden FE-Modelle generiert, die den Stutzen und unterschiedlich lange angrenzende Rohrleitungsbereiche abbilden (s. **Bild 15** »ANALYSEMODELLE«). Die Berechnungsergebnisse des kurzen FE-Modells des Speisewasserstutzens sind stark abhängig von der Randbedingung an der freigeschnittenen Querschnittsfläche der Speisewasserleitung. Durch Vergleich mit den Resultaten des langen FE-Modells, das bis zum nächstliegenden Fixpunkt reicht und als »best-

estimate«-Modell angenommen wird, ergab sich, dass die Randbedingung, bei der der Endquerschnitt der Speisewasserleitung auf einer rotierbaren Ebene beschränkt ist, die besten Ergebnisse liefert (s. **Bild 16–18** »BERECHNUNGSERGEBNIS«). Für verschiedene Rissgeometrien wurden Rissbeanspruchungen unter thermomechanischer Belastung mit ADINA berechnet. Diese Ergebnisse bilden die Stützpunkte für Interpolationen im Rahmen der Berechnungen mit PROST (s. **Bild 19** »BERECHNUNGSERGEBNIS«). Für Kenntnisunsicherheiten bezüglich Riss-, Material- und Geometriedaten sowie Belastungsparameter können entsprechende Verteilungsfunktionen berücksichtigt werden (s. **Bild 20–22** »BERECHNUNGSERGEBNIS«).

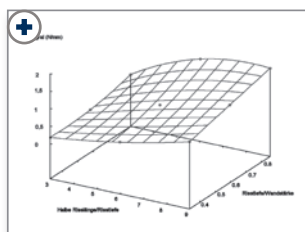
## PROST (Probabilistisches Analysewerkzeug)



### BERECHNUNGSERGEBNIS



**18 LANGES FE-MODELL**  
Verformung



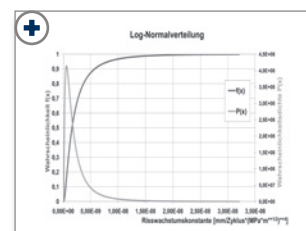
**19 RISSBEANSPRUCHUNG**  
(J-Integral)

**Bild 20–21**

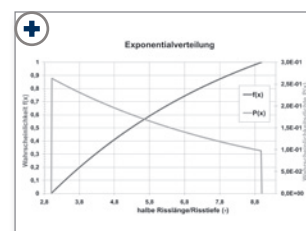
Verteilungsfunktion für das Verhältnis von Risslänge zu Risstiefe sowie für die Risswachstums-konstante C

**Bild 22**

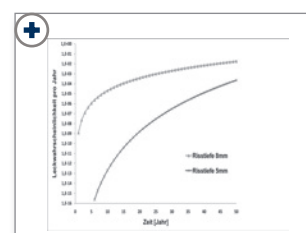
Leckwahrscheinlichkeit für Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung als Funktion der Betriebsdauer



**20 VERTEILUNGSFUNKTION**  
Für die Risswachstums-  
konstante



**21 VERTEILUNGSFUNKTION**  
Für das Verhältnis  
Risslänge zu Risstiefe



**22 LECKWAHRSCHEINLICHKEIT**  
Risstiefe a = 5 bzw. 8 mm

**Berechnung von Leckwahrscheinlichkeiten.** Mit PROST wurden Leckwahrscheinlichkeiten für zwei feste, an den Befunden orientierte Risstiefen berechnet, wobei als Belastung Innendruck und thermische Schichtung mit 160 Zyklen pro Jahr angenommen wurden. Die Ergebnisse zeigen, dass mit der beschriebenen probabilistischen Analyse-methodik quantitative Aussagen zur Leckwahr-scheinlichkeit eines gefundenen oder unterstellten Risses als Funktion der Betriebsdauer im Bereich von sehr kleinen Werten ( $< 10^{-7}$ ) bis hin zu großen Werten im Bereich ( $> 10^{-2}$ ) möglich sind (s. Bild 22 »BERECHNUNGSERGEBNIS«). Im Rahmen einer Un-sicherheits- und Sensitivitätsanalyse können die wesentlichen Einflussgrößen auf die Leckwahr-scheinlichkeit identifiziert werden.

## Zusammenfassung

**Risse in Komponenten.** Die Erfahrung zeigt, dass Rissbildungen an druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken, die den Weiterbetrieb der Komponenten beeinträchtigen können, überwiegend von der Oberfläche ausgehen. Maßgeblich hierbei sind häufig lokal ungünstige Belastungs- und Medienbedingungen. Im Volumen des Werkstoffs verbliebene Fehler aus der Herstellung haben in der Regel untergeordnete Bedeutung. Zur Verbesserung des Kenntnisstandes über die Auswirkungen von anomalen Belastungs- und Medienbedingungen wurde die Instrumentierung in den Kernkraftwerken wesentlich erweitert.

**Strukturzuverlässigkeitsprogramme als wertvolles Instrument der PSA.** Mit der beschriebenen probabilistischen Analysemethodik können für bestimmte Schadensmechanismen Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten für komplexe Strukturgeometrien und Belastungszustände quantitativ ermittelt werden. Bei der Bestimmung der ortsabhängigen Leckwahrscheinlichkeit lassen sich Teilbereiche in Rohrleitungssystemen im Hinblick auf ihre Versagensrelevanz unterscheiden. Für die probabilistische Befundbewertung können Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten für unterstellte Rissgeometrien bestimmt werden. Weiterhin ist es möglich, Trends bezüglich der Veränderung von Einflussparametern quantitativ aufzuzeigen. Einschränkungen bezüglich der Einsatzfähigkeit im Rahmen von probabilistischen Sicherheits-

analysen (PSA) werden vor allem im Hinblick auf die Aussagegenauigkeit absoluter Leck- bzw. Bruchwahrscheinlichkeiten gesehen, da die Ergebnisse teilweise stark von den Unsicherheiten für relevante Eingabeparameter wie Rissgeometrie, erwartete Belastungen sowie bestimmter Parameter zur Charakterisierung der Schadensmechanismen abhängen. Insgesamt sind Strukturzuverlässigkeitsprogramme ein wertvolles Instrument zur Ergänzung der bisher im Rahmen von PSA eingesetzten Methoden zur Abschätzung von Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten. ■

## 3.2

## Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse von Ergebnissen der Nachrechnung eines LSTF-Experiments mit dem Rechenprogramm ATHLET



Dr. Henrique Austregesilo



Bernard Krzykacz-Hausmann



Tomasz Skorek

→ Einer der Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung der GRS liegt auf der Entwicklung von Programmen zur Berechnung thermohydraulischer Vorgänge. Eine wichtige Rolle spielt dabei die Validierung dieser Programme. Dazu werden unter anderem reale Versuche durch das zu validierende Programm simuliert. Durch den Vergleich der Versuchsergebnisse mit den Ergebnissen des Programms lassen sich Rückschlüsse über dessen Genauigkeit ziehen. Im Rahmen der Validierung des thermohydraulischen Rechenprogramms ATHLET wurde eine Nachrechnung des Versuchs SB-PV-09 in der ROSA-V/LSTF Anlage durchgeführt. Diese Nachrechnung wurde durch eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ergänzt. Ziel war es, den Einfluss einer kombinierten Variation der Eingabeparameter auf die Güte der Simulation der experimentell beobachteten Phänomene zu untersuchen und auszuwerten. Dabei wurden multiple Sensitivitätsmaße bestimmt, welche eine Gegenüberstellung und einen quantitativen Vergleich des Einflusses von modellbedingten und versuchsbedingten Unsicherheiten ermöglichen.

### Der Versuch SB-PV-09

**Die Versuchsanlage ROSA-V/LSTF.** Die japanische Versuchsanlage ist das im Maßstab 1/48 volumetrisch skalierte Modell eines Druckwasserreaktors mit 4 Kreisläufen und einer thermischen Leistung von 3423 MW. Die Anlage ist auf den vollen Systemdruck von 16 MPa ausgelegt. Die 4 Kühlkreisläufe der Referenzanlage sind zu 2 Zweifachkreisläufen zusammengefasst. Die horizontalen Stränge der Kreisläufe sind mit

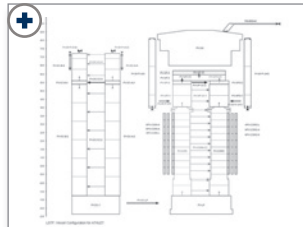
Hilfe der Froudezahl-Skalierung modelliert, damit die bei der Phasenseparation auftretenden Strömungsformen und Umschlagpunkte reaktortypisch nachgebildet werden. Die Höhen sind im Maßstab 1/1 skaliert, um eine realistische Simulation des Naturumlaufs zu ermöglichen. Der elektrisch beheizte Kern der LSTF-Versuchsanlage hat eine Leistung von 10 MW. Damit ist es möglich, dem Primärkreis die der Realanlage entsprechend skalierte Nachzerfallsleistung zuzuführen.

#### ATHLET (Thermohydraulik-Code)

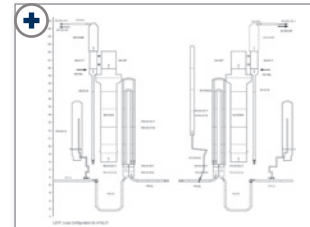


#### NODALISIERUNGEN

Bild 23–24  
Modellierung der LSTF-Anlage mit ATHLET



23 ATHLET  
Nodalisierung des  
LSTF-Druckbehälters



24 ATHLET  
Nodalisierung des Primär-  
und Sekundärkreislaufs

Der Versuch SB-PV-09 wurde in November 2005 im Rahmen des OECD/NEA Projekts «Rig of Safety Assessment» (ROSA) durchgeführt.

**Ziele des Versuchs SB-PV-09.** Wesentliche Ziele dieses Versuchs waren die Untersuchung der thermohydraulischen Phänomene im Primärkreis bei einem postulierten Bruch eines Steuerstabantriebstützens, die Auswertung der Auswirkungen von symptom-orientierten Notfallschutzmaßnahmen auf die Kühlbarkeit des Reaktorkerns sowie die Bereitstellung von experimentellen Daten zur Validierung von fortschrittlichen Rechenprogrammen.

Dazu wurde in der Versuchsanlage ein kleines Leck im Deckelraum des Reaktordruckbehälters (Davis-Besse-Szenario) mit Totalausfall der Hochdruckeinspeisung und sekundärseitiger Druckabsenkung als vorgesehene Notfallschutzmaßnahme simuliert. Die für den Versuchsaufbau gewählte Leckgröße entspricht einem 1,9%igen Bruch im kalten Strang des Referenzreaktors.

**Der Versuch.** Eingeleitet wurde er durch das Öffnen des Bruchventils. Die Bruchausströmraten wurden maßgeblich vom Wasserstand im Deckelraum bestimmt. Das im oberen Plenum vorhandene Kühlmittel floss über die Steuerstabführungsrohre in den Deckelraumbereich ein, bis der Wasserspiegel im oberen Plenum unter die Durchdringungsöffnungen im unteren Teil der Steuerstabführungsrohre sank. Die verhältnismäßig große Bruchfläche führte zu einer raschen Druckabsenkung im Primärkreis. Der Primärdruck sank unter den Sekundärdruck bei etwa 800 s, gleichzeitig mit dem Beginn der Kernfreilegung.

Mit den steigenden Temperaturen im oberen Kernbereich wurde der Grenzwert (623 K) zur Durchführung der vorgesehenen Notfallschutzmaßnahme etwa 1090 s nach Bruchöffnung erreicht. Die sekundärseitige Druckentlastung wurde durch das manuelle Öffnen der Abblaseventile eingeleitet. Die Maßnahme war jedoch nicht wirksam, da in dieser Phase der Primärdruck niedriger als der Sekundärdruck lag. Die Hüllrohrtempera-

### Referenzrechnung

**ATHLET-Eingabedatensatz.** Als Grundlage für die Modellierung der LSTF-Anlage diente der ATHLET-Eingabedatensatz, der zur Nachrechnung des Versuchs SB-CL-18 im Rahmen des Internationalen Standardproblems ISP-26 verwendet wurde (s. Bild 23–24 »NODALISIERUNGEN«). Dabei wurden die wesentlichen Änderungen berücksichtigt, die in der Versuchsanlage für die aktuelle Phase des ROSA-Versuchsprogrammes durchgeführt worden sind.

turen stiegen weiter, bis der Grenzwert zum Ansprechen des LSTF-Kernschutzsystems erreicht wurde, was zu einer automatischen Reduktion um ca. 75% der vorgegebenen Kernleistung bei  $t = 1200$  s führte.

Nach etwa 1300 s wurde der Ansprechdruck der Druckspeicher erreicht. Die darauffolgende Dampfkondensation in den kalten Strängen führte zum Ausblasen der Pumpenbögen, was die Wiederauffüllung des Reaktorkerns begünstigte. Etwa 1400 s nach Bruchöffnung war der größte Teil des Kerns wiederbenetzt. Im weiteren Verlauf der Transiente sank der Primärdruck wieder bis zum Erreichen des Ansprechdrucks der Niederdruckeinspeisung bei 2900 s nach Bruchöffnung. Der Versuch wurde mit dem Schließen des Bruchventils bei  $t = 3265$  s beendet.

Neben den tatsächlichen Anfangs- und Randbedingungen des Versuchs SB-PV-09 wurde der ursprünglichen Datensatz u. a. in den folgenden Bereichen geändert bzw. ergänzt:

- /// Simulation der Brucheinheit am oberen Teil des Deckelraums,
- /// Anwendung des Gemischspiegelmodells im Deckelraum,
- /// Modellierung des neuen Druckhalters und der Volumenausgleichleitung,
- /// Überarbeitung der Eingaben zu den Druckspeicheranschlußleitungen,
- /// Simulation der Stickstoff-Einspeisung nach dem Entleeren der Druckspeicher.

**Ergebnisse der Simulation.** Insgesamt konnte ATHLET die wesentlichen experimentellen Vorgänge gut wiedergeben. Der Einfluss des Wasserspiegels im Deckelraum auf den Bruchmassenstrom wurde korrekt erfasst. Sowohl der berechnete Zeitpunkt der Einleitung der Notfallschutzmassnahme als auch des Beginns der Druckspeichereinspeisung stimmen gut mit den experimentellen Werten überein.

Die im Versuch beobachteten mehrdimensionalen Strömungsvorgänge in den oberen Bereichen des Druckbehälters konnten durch eine Parallelkanalmodellierung im Kern und im oberen Plenum (einschließlich der Steuerstabführungsrohre) zufriedenstellend nachgebildet werden. Eine Ausnahme bildet die vom Rechenprogramm berechnete verspätete Entleerung des oberen Plenums nach der Freilegung der Öffnungen im unteren Bereich der Steuerstabführungsrohre. Dies führte zu einem verspäteten Beginn der Kernfreilegung im Vergleich zum Versuch.

Ein Grund für die Abweichung der Kernfreilegung liegt möglicherweise in der Modellierung der Kernbypässe. Parameterstudien, die diese Nachrechnung begleitet haben, zeigen, dass der angenommene Wert für den Formdruckverlust der Sprühdüsen zwischen dem Ringraum und dem Deckelraum den berechneten Zeitpunkt zum Beginn der Kernfreilegung stark beeinflussen kann. Darüber hinaus konnte der errechnete Zeitpunkt zum Beginn der Kernfreilegung nur durch die Annahme eines zusätzlichen Bypass-Pfads zwischen dem oberen Teil des Ringraums und dem oberen Plenum erreicht werden. Dies weist darauf hin, dass entweder die Bypass-Strömung durch die Sprühdüsen beträchtlich höher als der spezifizierte Wert war, oder eine unvorhergesehene Leckage zwischen Ringraum und oberem Plenum vorhanden war.

ATHLET konnte die experimentell ermittelte Kühlmittelverteilung in den Kreisläufen gut und im Druckbehälter zufriedenstellend nachbilden, was die Eignung der Modelle zur Berechnung der Zwischenphasen-Reibung für verschiedene Geometrien und Strömungsbedingungen bestätigt.

## Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse

**Methode zur Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammergebnissen.** Die Nachrechnung des Versuchs SB-PV-09 wurde durch eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ergänzt, um den Einfluss einer kombinierten Variation der Eingabeparameter auf die berechneten Ergebnisse zu untersuchen. Für diese Untersuchung wurde die von der GRS eingeführte Methode zur Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammergebnisse verwendet. Diese Methode basiert auf einer simultanen Variation von unsicheren Parametern des Rechenmodells und einer statistischen Bewertung der resultierenden Rechenergebnisse. Alle potenziell wichtigen Parameter können in die Analyse einfließen. Die Anzahl der durchzuführenden Rechnungen hängt dabei nicht von der Anzahl der Parameter, sondern nur vom gewünschten Wahrscheinlichkeitsgehalt und dem Vertrauensgrad der statistischen Toleranzgrenzen ab, die in der Unsicherheitsaussage der Ergebnisse verwendet werden.

Darüber hinaus ermöglicht diese Methode auch die Bestimmung von Sensitivitätskoeffizienten zur Quantifizierung des Einflusses der einzelnen unsicheren Parameter auf den Streubereich der Rechenergebnisse. Dadurch ergibt sich eine Rangfolge der Eingabeunsicherheiten nach ihrem jeweiligen relativen Beitrag zur Ergebnisunsicherheit. Weiterentwicklungen im Rahmen der GRS-Methode erlauben auch die Bestimmung multipler Sensitivitätsindizes, die den Einfluss der Unsicherheit einer ganzen Parametergruppe auf die Unsicherheit im Rechenergebnis quantifizieren. Mit Hilfe dieser multiplen Sensitivitäts-

indizes lässt sich etwa abschätzen, welcher Anteil der Ergebnisunsicherheit aus den Unsicherheiten der Versuchsanlage und welcher aus den Unsicherheiten bei der Modellierung stammt.

**Auswahl der unsicheren Eingabeparameter und die probabilistische Quantifizierung ihrer Unsicherheit.** Wesentlich für die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen sind die Auswahl der unsicheren Parameter und die probabilistische Quantifizierung ihrer Unsicherheit. Für die vorliegende Untersuchung wurden insgesamt 50 potenziell wichtige unsichere Parameter identifiziert und quantifiziert. Unter ihnen sind 40 Parameter, welche die Unsicherheiten der physikalischen Modellierung und der numerischen Simulation beschreiben, sowie zehn weitere, die sich auf die Unsicherheiten der Versuchsanlage und des durchgeführten Experiments beziehen.

Zu den Modellunsicherheiten zählen:

- ✦ 4 Parameter für die Bestimmung der kritischen Ausströmung,
- ✦ 20 Parameter zur Beschreibung der Unsicherheiten in den Impulsgleichungen,
- ✦ 9 Parameter für die Wärmeübertragung Fluid-Strukturen,
- ✦ 4 Parameter für den zweiphasigen Wärme- und Massenaustausch durch Verdampfung bzw. Kondensation,
- ✦ 1 Parameter für die axiale Nodalisierung im Bündelbereich,
- ✦ 2 Parameter zur Beschreibung der Formdruckverluste in der Anlage.

Die zehn anlagen- und versuchsspezifischen unsicheren Parameter berücksichtigen die Unsicherheiten bezüglich der Kernbypässe, der Bündelrei-

stung, der Leckage durch die Entlüftungsleitung am Deckel des Druckbehälters sowie der Genauigkeit der Temperaturmessungen, die zur Einleitung der Notfallschutzmaßnahme bzw. zur Auslösung des Kernschutzsystems verwendet werden.

**Erzeugung der ATHLET-Datensätze.** Auf der Basis der identifizierten unsicheren Parameter wurden mit Hilfe des Programmsystems SUSA insgesamt 208 ATHLET-Datensätze mit der kombinierten Variation der Eingabeparameter erzeugt. Die Werte wurden durch einfache Zufallsauswahl aus den jeweiligen Verteilungen bestimmt (Monte-Carlo-Simulation). Gegenüber der bekannten minimal erforderlichen Anzahl der Modellrechnungen  $N^{\min} = 93$  weisen die auf der Basis von 208 Rechnungen ermittelten 95 %/95 %-Toleranzgrenzen eine deutlich geringere Konservativität auf. Darüber hinaus erhöht sich dabei auch die Genauigkeit der abgeleiteten Sensitivitätskoeffizienten.

**Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse.** Insgesamt wurden acht skalare Einzelwerte und 15 zeitabhängige Ergebnisgrößen zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse ausgewählt. Wesentliche Erkenntnisse aus dieser Untersuchung werden hier anhand der Ergebnisgröße Wasserstand im Bündelbereich exemplarisch dargestellt.

Die zweiseitigen (95 %/95 %)-Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Bündelbereich, ermittelt auf der Basis der Variation aller 50 Parameter, sind in **Bild 25 »TOLERANZGRENZEN«** dargestellt. Während der Phase der Kernfreilegung (zwischen 800 und 1300 s) liegen die entsprechenden Messwerte nah an der unteren Toleranzgrenze der Rechenergebnisse. Eine ergänzende Analyse

### ATHLET (Thermohydraulik-Code)



#### TOLERANZGRENZEN

**Bild 25**

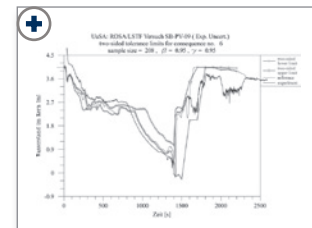
Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung aller 50 unsicheren Parameter

**Bild 26**

Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung allein der 10 versuchsbedingten unsicheren Parameter



**25 TOLERANZGRENZEN**  
Alle 50 unsicheren  
Parameter



**26 TOLERANZGRENZEN**  
Nur versuchsbedingte  
unsichere Parameter

auf der Basis der Variation allein der 10 experimentellen unsicheren Parameter zeigt, dass diese Parameter allein einen geringeren Einfluss auf die Unsicherheitsbreite der Rechenergebnisse haben (s. **Bild 26 »TOLERANZGRENZEN«**).

Der zeitliche Verlauf des Wasserstands kann im Bündelbereich in drei unterschiedliche Phasen aufgeteilt werden:

**Phase 1:** eine Anfangsphase von etwa 800 s, mit Dampferzeugung im Kern und Bildung eines Gemischspiegels, der hoch genug ist, um die Kühlung der Heizstäbe sicherzustellen,

**Phase 2:** die Phase der Kernfreilegung und Aufheizung der Brennstäbe und

**Phase 3:** die Phase der Wiederauffüllung mit dem Beginn der Druckspeichereinspeisung ab etwa 1300 s.

In der Anfangsphase leisten Parameter 17 (Berechnung der Zwischenphasen-Reibung in Bündelgeometrien) und Parameter 40 (Anzahl der axialen Nodes im beheizten Kernbereich) den größten Beitrag zur Unsicherheit des berechneten Wasserstands (s. **Bild 27 »SENSIVITÄTSMASSE«**). Sie sind maßgebend für die Berechnung des Void-Profils im Kernbereich.

Während der für den gesamten Versuchsablauf wesentlichen Phase der Kernfreilegung und -Aufheizung ist jedoch der Parameter 41 (Leckage zwischen Ringraum und oberem Plenum) maßgebend: Je größer die vermutete Leckage zwischen Ringraum und oberem Plenum, desto niedriger der Wasserstand im Kern.

### ATHLET (Thermohydraulik-Code)



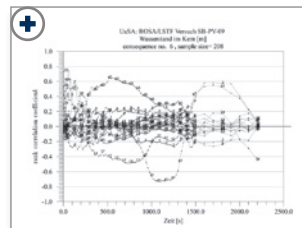
#### SENSITIVITÄTSMASSE

Bild 27

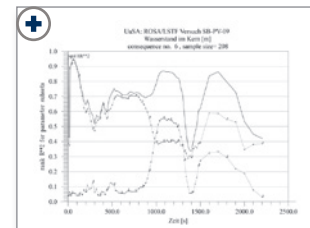
Sensitivitätsmaße aller 50 unsicheren Parameter für den berechneten Wasserstand im Kern

Bild 28

Multiple Sensitivitätsmaße der Gruppe (1) der modellbedingten und der Gruppe (2) der versuchsbedingten Parameter für den berechneten Wasserstand im Kern



27 SENSITIVITÄTSMASSE  
Alle 50 unsicheren  
Parameter



28 SENSITIVITÄTSMASSE  
Modell- und versuchs-  
bedingte Parametergruppen

### Zusammenfassung

Die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse bestätigen, dass die wesentlichen physikalischen Vorgänge von ATHLET nachgebildet werden können. Die entsprechenden Messwerte liegen weitgehend innerhalb der im Rahmen der Unsicherheitsanalyse ermittelten Toleranzgrenzen der Rechenergebnisse.

In der Wiederauffüllphase haben die Parameter 3 (Kontraktionsfaktor für die Dampfausströmung aus dem Leck) und Parameter 41 (nun mit positivem Vorzeichen) den größten Einfluss auf die Rechenergebnisse. Zunehmende Werte dieser Parameter bewirken tendenziell einen niedrigen Primärdruck und somit eine schnellere Wiederauffüllung des Kerns.

Die multiplen Sensitivitätsmaße zeigen (s. Bild 28 »MULTIPLE SENSITIVITÄTSMASSE«), dass die Modellunsicherheiten (Gruppe 1) den größeren Beitrag zu den Unsicherheiten des berechneten Wasserstands im Kern leisten. Dennoch sind die experimentellen Unsicherheiten (Gruppe 2), insbesondere die Leckage zwischen Ringraum und oberem Plenum, maßgebend in der wichtigen Phase der Kernfreilegung.

Zur Gesamtunsicherheit der Rechenergebnisse tragen im Wesentlichen die modellbedingten unsicheren Parameter bei, insbesondere die Modellierung der kritischen Bruchausströmung. Die versuchsbedingten unsicheren Parameter, vor allem die Unsicherheit hinsichtlich der Strömungsfläche des Bypasses zwischen Ringraum und oberem Plenum, sind jedoch maßgebend bei der Bestimmung der Kühlmittelverteilung im Reaktordruckbehälter und somit bei der Simulation der für den Versuchsablauf wesentlichen Phase der Kernfreilegung und Aufheizung der Brennstäbe.

Insgesamt erweist sich die Anwendung von der GRS-Methode der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse als eine wertvolle Ergänzung zum Validierungsprozess eines Rechenprogrammes. ■



## 3.3

## Der Einfluss nuklearer Datenevaluierungen auf stationäre Ganzkernrechnungen

→ Nukleare Daten werden hauptsächlich durch die Nachrechnung von kritischen Experimenten validiert. Da es sich bei den meisten dieser Systeme um kompakte Anordnungen bei Raumtemperatur handelt, sind sie nicht unbedingt repräsentativ für Leistungsreaktoren unter Betriebsbedingungen. Die GRS hat verschiedene, auf JEFF, ENDF/B und JENDL basierende, nukleare Datenevaluierungen unter Verwendung des »Monte Carlo«-Rechenverfahrens für große DWR- und WWER-Reaktorkernanordnungen mit  $\text{UO}_2$ - und MOX-Brennstoff angewendet. Die Übereinstimmung zwischen den sich ergebenden Multiplikationsfaktoren ist angemessen; es hat sich jedoch gezeigt, dass die Wahl der nuklearen Datenbasis einen signifikanten Einfluss auf die radiale Leistungsverteilung haben kann. In den ungünstigsten Fällen führt dies zu Unterschieden in den Brennelementleistungen von über 10%. Einflüsse dieser Art können bei Berechnungen für kompakte kritische Anordnungen normalerweise nicht beobachtet werden, was am Vergleich von berechneten Stableistungsverteilungen für ein kritisches Experiment gezeigt wird.



Dr. Winfried Zwermann

### Status nuklearer Datenevaluierungen

**Aktualisierung und Verbesserung bestehender Datenbibliotheken.** Die evaluierten nuklearen Daten werden ständig verbessert. Während der letzten Jahre wurde die europäische Bibliothek von JEF-2.2 auf JEFF-3.1, die amerikanische Bibliothek von ENDF/B-VI auf ENDF/B-VII und die japanische Bibliothek von JENDL-3.2 auf JENDL-3.3/AC-2008 aktualisiert, mit dem Ziel, die Übereinstimmung zwischen berechneten und gemessenen Ergebnissen für Integraleexperimente zu erhöhen. Daneben werden in zunehmendem Maße Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchgeführt. In diesem Zuge werden zum einen die Kovarianzdaten verbessert, welche die Unsicherheiten der nuklearen Querschnittsdaten beschreiben, und zum anderen die Berechnungsmethoden erweitert, die diese Kovarianzdaten nutzen.

**Validierung der Daten mittels integraler Experimente.** Für die Validierung der nuklearen Datenbibliotheken wird eine große Anzahl integraler Experimente mit allen Arten von Spalt- und Moderatormaterialien sowie einem weiten Bereich von Spektralverhältnissen verwendet. Eine Sammlung von Beschreibungen solcher Experimente ist im »International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments« enthalten. Die große Mehrheit dieser Validierungsberechnungen bezieht sich auf Multiplikationsfaktoren, obwohl andere gemessene Größen wie Spaltratenverteilungen und Reaktivitätskoeffizienten zunehmend berücksichtigt werden. Entsprechende Experimente hierzu sind im »International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments« beschrieben. Fast alle betrachteten Systeme sind kompakte Anordnungen bei Raumtemperatur. Bei Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen auf der Grundlage von Kovarianzdaten, wie sie z. B. mit dem TSUNAMI-Code aus dem SCALE-Code-System durchgeführt werden, werden ebenfalls in erster Linie die Multiplikationsfaktoren kritischer Anordnungen betrachtet. Solche kompakten kritischen Systeme bei niedrigen Temperaturen sind nicht unbedingt repräsentativ für Leistungsreaktoren unter Betriebsbedingungen.

### **Kritische Anordnung und Ganzkernberechnungen**

**Untersuchung der Unterschiede in den Multiplikationsfaktoren und Leistungsverteilungen.** Die GRS hat die Unterschiede in den Multiplikationsfaktoren und Leistungsverteilungen einer kritischen Anordnung sowie in für große Reaktorkerne typischen Anordnungen untersucht, die aufgrund der Verwendung von verschiedenen nu-

klearen Datenbibliotheken entstehen. Zu diesem Zweck wurde der MCNP-5-Code verwendet, da die »Monte Carlo«-Berechnungsmethode mit nuklearen Daten kontinuierlicher Energie derzeit die höchste Genauigkeit bei der Neutronentransportberechnung bietet – und dies ohne Beschränkungen hinsichtlich der geometrischen Modellierung und ohne vorherige Spektralberechnungen zur Wirkungsquerschnittsaufbereitung. Daher ist diese Methode am besten geeignet, um die Einflüsse von nuklearen Daten aufzuzeigen.

**Ein kritisches Experiment und zwei Ganzkernanordnungen.** Für ein kritisches Benchmark-Experiment und zwei Ganzkernanordnungen, die kürzlich Gegenstand von internationalen OECD/NEA-Vergleichsrechnungen waren, werden Berechnungen mit verschiedenen nuklearen Datenevaluationen durchgeführt. Dabei handelt es sich zum einen um das »Benchmark on the VENUS Plutonium Recycling Experiments – Configuration 7« und zum anderen um die stationären Zustände des »PWR MOX/ $\text{UO}_2$  Core Transient Benchmark« sowie um das »VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark«. Die VENUS-7-Kerne sind quadratische Gitter mit je circa 900 Brennstäben bei Raumtemperatur. Der Kern der Anordnung 7/1 ist annähernd zylindrisch mit einem Radius von 22 cm. Er besteht aus einem inneren MOX-Bereich und einem äußeren  $\text{UO}_2$ -Bereich und wird von Leichtwasser moderiert und reflektiert. Die aktive Höhe der Brennstäbe beträgt 50 cm. Die Ganzkernanordnungen beschreiben gemischte Kerne mit einer MOX-Beladung von circa 30%. Der DWR-Kern vom Westinghouse-Typ besteht aus 193 quadratischen Brennelementen mit 17x17 Stabzellen, und der WWR-Kern aus 163 hexagonalen Brennelementen mit 331 Stab-

|                                  |                                  |                                 |                                  |                                  |                                  |                                                       |                       |
|----------------------------------|----------------------------------|---------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|----------------------------------|-------------------------------------------------------|-----------------------|
| <u>U 4.2%</u><br>(CR-D)<br>35.0  | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-A)<br>22.5 | <u>U 4.5%</u><br>0.15            | <u>U 4.5%</u><br>(CR-SD)<br>37.5 | <u>M 4.3%</u><br>17.5            | <u>U 4.5%</u><br>(CR-C)<br>0.15                       | <u>U 4.2%</u><br>32.5 |
| <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>17.5            | <u>U 4.5%</u><br>32.5           | <u>M 4.0%</u><br>22.5            | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-SB)<br>32.5 | <u>M 4.0%</u><br>0.15                                 | <u>U 4.5%</u><br>17.5 |
| <u>U 4.2%</u><br>(CR-A)<br>22.5  | <u>U 4.5%</u><br>32.5            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-C)<br>22.5 | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>22.5            | <u>M 4.3%</u><br>17.5            | <u>U 4.5%</u><br>(CR-B)<br>0.15                       | <u>M 4.3%</u><br>35.0 |
| <u>U 4.5%</u><br>0.15            | <u>M 4.0%</u><br>22.5            | <u>U 4.2%</u><br>0.15           | <u>M 4.0%</u><br>37.5            | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.5%</u><br>(CR-SC)<br>20.0 | <u>M 4.3%</u><br>0.15                                 | <u>U 4.5%</u><br>20.0 |
| <u>U 4.5%</u><br>(CR-SD)<br>37.5 | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>22.5           | <u>U 4.2%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-D)<br>37.5  | <u>U 4.5%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-SA)<br>17.5                      |                       |
| <u>M 4.3%</u><br>17.5            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-SB)<br>32.5 | <u>M 4.3%</u><br>17.5           | <u>U 4.5%</u><br>(CR-SC)<br>20.0 | <u>U 4.5%</u><br>0.15            | <u>M 4.3%</u><br>0.15            | <u>U 4.5%</u><br>32.5                                 |                       |
| <u>U 4.5%</u><br>(CR-C)<br>0.15  | <u>M 4.0%</u><br>0.15            | <u>U 4.5%</u><br>(CR-B)<br>0.15 | <u>M 4.3%</u><br>0.15            | <u>U 4.2%</u><br>(CR-SA)<br>17.5 | <u>U 4.5%</u><br>32.5            | <b>Assembly Type</b><br>CR Position<br>Burnup [GWd/t] |                       |
| <u>U 4.2%</u><br>32.5            | <u>U 4.5%</u><br>17.5            | <u>M 4.3%</u><br>0.15           | <u>U 4.5%</u><br>20.0            |                                  |                                  |                                                       |                       |

UOX assembly  
MOX assembly



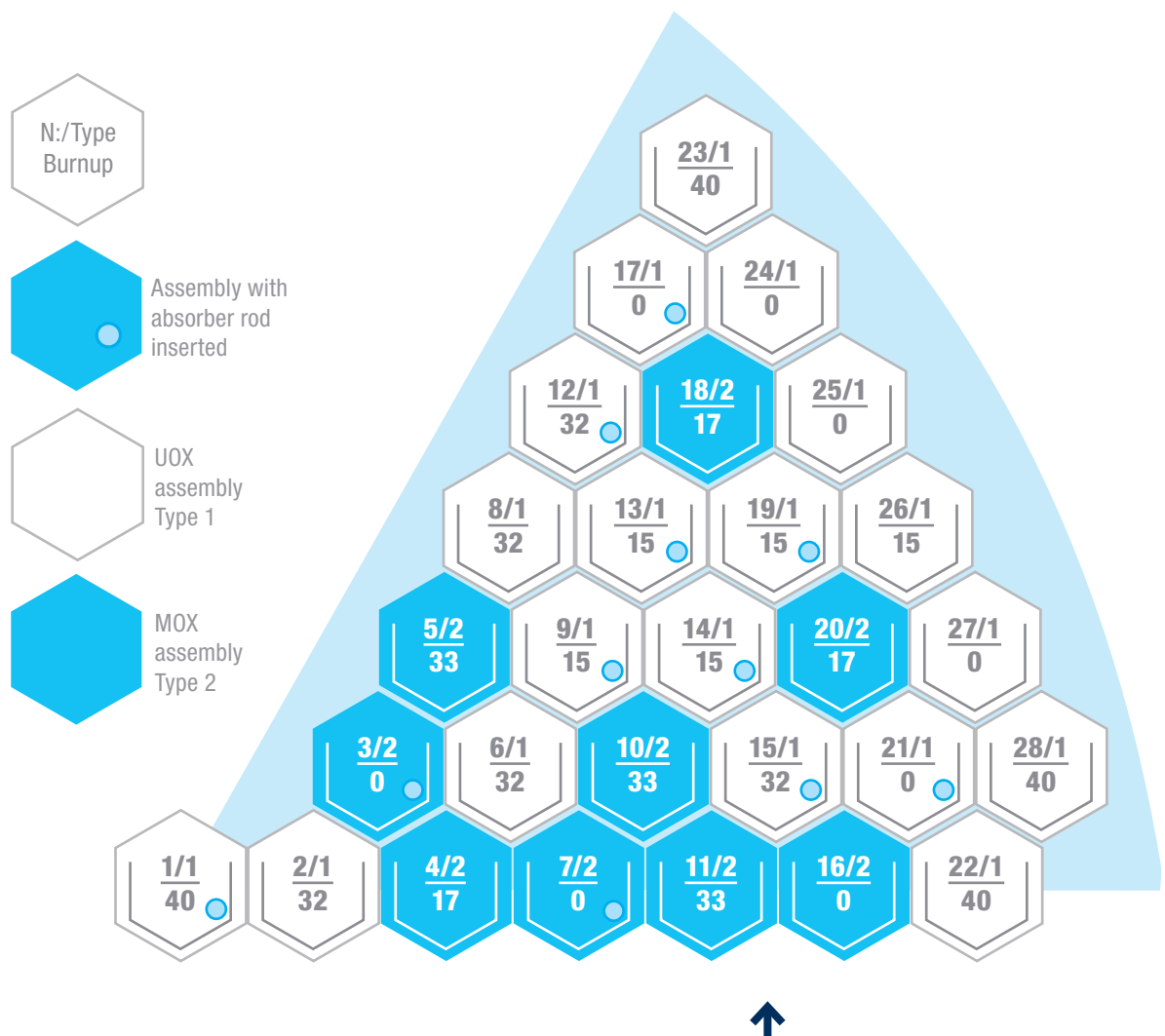
#### GANZKERNANORDNUNGEN

Bild 29

Kernauslegung für den »PWR MOX/UO<sub>2</sub> Core Transient Benchmark« mit blau dargestellten MOX-Brennelementen

zellen. Beide Kerne setzen sich aus verschiedenen UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennelementtypen mit verschiedenen Abbrandzuständen von bis zu ca. 40 GWd/t Schwermetall zusammen. Die frischen Brennelemente enthalten abbrennbare Absorber. Für beide Kernauslegungen enthält der MOX-Brennstoff einen hohen Anteil an <sup>239</sup>Pu in der Isotopenzusammensetzung (s. Bild 29–30 »GANZKERNANORDNUNGEN«).

**Verwendete Datenbibliotheken.** Für die Untersuchungen wurden JEF/JEFF-, ENDF/B- und JENDL-Daten verwendet, um den Einfluss eines breiten Spektrums von modernen evaluierten Datenbibliotheken abzudecken. Der Vergleich umfasst JEF-2.2 und JEFF-3.1, ENDF/B-VII.0, JENDL-3.2 und JENDL3.3/AC-2008. Für die VENUS-7-Anordnung beträgt die Streubreite der mit



#### GANZKERNANORDNUNGEN

Bild 30

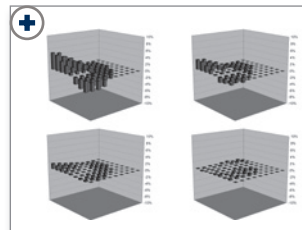
Kernausslegung für den »VVER-1000 MOX Core Computational Benchmark«, mit blau dargestellten MOX-Brennelementen und durch Punkte markierten Steuerstabpositionen

diesen Daten berechneten Multiplikationsfaktoren circa 400 pcm. Bei Differenzen von insgesamt weniger als 1% sind die entsprechenden Stableistungsverteilungen praktisch identisch.

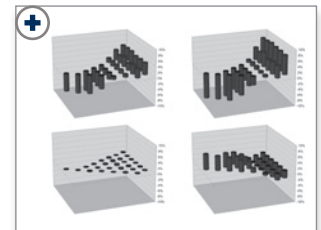
**Angemessene Übereinstimmung der Multiplikationsfaktoren.** Für die Vergleiche von mit unterschiedlichen nuklearen Daten erzielten Ganzkernergebnissen wurde für den DWR der heiße, unkontrollierte Nulllastzustand und für den WWER der heiße, kontrollierte Nulllastzustand gewählt, da sich die Differenzen der berechneten Leistungsverteilungen für diese beiden Zustände als am größten erwiesen. Obwohl ein vollständig kontrollierter Kern mit einem Multiplikationsfaktor größer als 1,0 – wie es im WWER-Zustand der Fall ist – für einen Reaktor im Betriebszustand

untypisch ist, hat dies z. B. für Störfallsituationen im Falle einer Deborierungstransiente eine gewisse Bedeutung. Die größten Differenzen der unter Verwendung dieser Daten erhaltenen Multiplikationsfaktoren betragen circa 400–500 pcm. Dies erscheint im Hinblick auf die Anzahl der verschiedenen verwendeten nuklearen Datenevaluierungen angemessen und entspricht derselben Größenordnung wie die aus den Berechnungen für kritische Anordnungen resultierenden Differenzen.

**Großer Einfluss der nuklearen Datenbasis auf die radiale Leistungsverteilung.** Bei den radialen Leistungsverteilungen werden allerdings beträchtliche Differenzen beobachtet. Für den unkontrollierten Zustand des DWR-Kerns wurde eine Schiefelage des Verhältnisses der mit den verschiedenen nuklearen Datenbibliotheken erhaltenen Verteilungen von der Kernmitte zum Rand mit einem Maximalwert von circa 5 % festgestellt. Vergleicht man die Ergebnisse, die mit allen verwendeten nuklearen Datenevaluierungen ermittelt wurden, dann sind die Unterschiede zwischen JEFF-3.1 und den älteren JEF-2.2- und JENDL-3.2-Daten größer als im Vergleich zu den neuesten ENDF/B-VII.0- und JENDL-3.3/AC-2008-Daten. Ein Grund dafür ist die Tatsache, dass in den neueren Daten erhebliche Änderungen in den Einfang- und Spaltaten für  $^{235}\text{U}$  vorgenommen wurden. So wurde z. B. das Resonanzintegral für den Einfang von  $^{235}\text{U}$  im Vergleich zu älteren Evaluierungen um 5–6 % erhöht. Betrachtet man die Kernbeladung, lässt sich erkennen, dass im DWR-Kern die MOX-Brennelemente im Mittel näher an der Peripherie liegen, was zu einer leichten Verschiebung der  $^{235}\text{U}$ -Verteilung zur Mitte des Kerns hin führt. Es geht jedoch auch ein geringerer Einfluss von den  $^{239}\text{Pu}$ - und  $^{238}\text{U}$ -Daten aus. Noch größere Unterschiede in den Leistungsverteilungen werden für den kontrollierten, borfreien Zustand des WVER-1000-Kerns beobachtet. Allerdings ist hier die Schiefelage im Verhältnis von JEF-2.2 zu



**31 ERGEBNISSE**  
Unkontrollierter Zustand des  
»PWR MOX/ $\text{VO}_2$  Core Transient  
Benchmark«



**32 ERGEBNISSE**  
Kontrollierter Zustand des  
»WVER-1000 MOX Core  
Computational Benchmark«



#### VERGLEICH: LEISTUNGSVERTEILUNGEN

##### Bild 31–32

Relative Unterschiede der radialen Brennelementleistungsverteilungen, berechnet mit JEF-2.2 (oben links), JENDL-3.2 (oben rechts), ENDF/B-VII.0 (unten links) und JENDL-3.3/AC-2008 (unten rechts) im Vergleich zu den Ergebnissen aus den JEFF 3.1-Daten

JEFF-3.1 von der Kernmitte zur Peripherie hin im Vergleich zum DWR umgekehrt. Ein Grund für dieses Verhalten ist, dass im WVER-Kern die  $\text{VO}_2$ -Brennstäbe im Durchschnitt näher am Kernrand liegen. Im Zustand mit eingefahrenen Absorberstäben werden die meisten der vom Kernrand entfernt liegenden  $\text{VO}_2$ -Brennelemente kontrolliert, wodurch die effektive  $^{235}\text{U}$ -Verteilung noch stärker zur Peripherie hin verschoben wird (s. Bild 31–32 »VERGLEICH: LEISTUNGSVERTEILUNGEN«).

## Zusammenfassung und Ausblick

**Multiplikationsfaktoren und Leistungsverteilungen mit verschiedenen nuklearen Daten.** Die GRS hat den Monte-Carlo-Code MCNP-5 mit nuklearen Daten kontinuierlicher Energie auf der Grundlage von JEF-2.2, JEFF-3.1, ENDF/B-VII.0, JENDL-3.2 und JENDL-3.3/AC-2008 zur Abschätzung des Einflusses von Unterschieden in den Evaluierungen auf die Multiplikationsfaktoren und Leistungsverteilungen von großen Leistungsreaktoren unter Betriebsbedingungen angewendet. Die Berechnungen wurden für zwei zweidimensionale  $\text{UO}_2/\text{MOX}$ -Ganzkernmodelle durchgeführt, die unter Federführung der OECD/NEA für Benchmark-Berechnungen verwendet wurden.

**Ergebnisse für die Multiplikationsfaktoren.** Während die ermittelten Multiplikationsfaktoren angemessene Übereinstimmung mit Differenzen von höchstens 400–500 pcm aufwiesen, wurde in einigen Fällen ein signifikanter Effekt für die radialen Leistungsverteilungen beobachtet. Dieser Effekt ist spezifisch für gemischte Kerne mit  $\text{UO}_2$  und MOX mit einer großen Menge spaltbaren Plutoniums in der Isotopenzusammensetzung und wird bei großen Reaktorkernen deutlich.

**Ergebnisse für die Brennelementleistungen.** Die Unterschiede zwischen den Brennelementleistungen, die mit den verschiedenen Evaluierungen berechnet wurden, erreichten 5 % für einen unkontrollierten und über 10 % für einen kontrollierten, borfreien Zustand. Einen wichtigen Beitrag zu den Abweichungen für diese Fälle leisten die Unterschiede in den  $^{235}\text{U}$ -Querschnitten der verschiedenen Evaluierungen. Einflüsse dieser Art

können normalerweise nicht in Berechnungen kompakter, kritischer Anordnungen beobachtet werden, die hauptsächlich als Validierungsbasis für nukleare Daten dienen. So wurde zum Beispiel bei den mit MCNP unter Verwendung von JEF-2.2 und JEFF-3.1 berechneten Stabileistungsverteilungen praktisch kein Unterschied für die kritischen  $\text{UO}_2/\text{MOX}$ -Anordnungen der VENUS-7-Reihe beobachtet.

**Rückschlüsse und Weiterentwicklung.** Dies legt nahe, dass für große Leistungsreaktorkerne typische Benchmark-Probleme und, soweit wie möglich, Betriebsmessungen zur Validierung der Daten-Bibliotheken berücksichtigt werden sollten. Darüber hinaus wäre es von Vorteil, Rechenmethoden zur Untersuchung des Einflusses von Unsicherheiten nuklearer Daten auf lokale Größen wie Leistungsverteilungen zur Verfügung zu haben, um für Reaktorkernberechnungen routinemäßige Unsicherheitsanalysen durchführen zu können. Zu diesem Zweck entwickelt die GRS derzeit Erweiterungen zu ihrem statistischen Unsicherheits- und Sensitivitäts-Programmsystem SUSA, um nukleare Kovarianzdaten verarbeiten zu können. ■

## 4. Reaktorsicherheitsanalysen



Heinz Liemersdorf



Im ihrem Arbeitsfeld Reaktorsicherheitsanalysen befasst sich die GRS mit Aufgabenstellungen, die – anders als die in Kapitel 3 dargestellten Forschungen zu Grundlagen der Reaktorsicherheit – in erster Linie Bewertungen konkreter Betriebsereignisse zum Gegenstand haben. Diese Analysen dienen insbesondere der wissenschaftlichen Fachberatung von Aufsichts- und Genehmigungsbehörden. Sie führen darüber hinaus aber auch zu einer ständigen Verbesserung des Kenntnisstandes der GRS-Experten, indem sie die kontinuierliche Berücksichtigung aktueller Erkenntnisse über diejenigen Einflussfaktoren sicherstellen, die maßgebend das Sicherheitsniveau der deutschen Kernkraftwerke bestimmen.

### Reaktorsicherheitsanalysen

Übergeordnetes Ziel der Reaktorsicherheitsanalysen ist es, das Sicherheitsniveau von Kernkraftwerken zu erhalten und unter Berücksichtigung der Weiterentwicklungen zum Stand von Wissenschaft und Technik möglichst weiter zu verbessern. Dazu wertet die GRS vor allem nationale und internationale Betriebserfahrungen aus. Sie führt aber auch eigene Untersuchungen zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Verhalten der Anlage oder ihrer technischen Systeme im Kraftwerksbetrieb oder bei aufgetretenen oder theoretisch angenommenen sicherheitsrelevanten Ereignissen durch. Für diese Untersuchungen stehen Analyseinstrumente wie

z. B. der Analysesimulator oder anerkannte ingenieurtechnische Methoden zur Verfügung. Hier zeigt sich das besondere Verhältnis zwischen der Reaktorsicherheitsforschung und den hier dargestellten Reaktorsicherheitsanalysen: Einerseits kommen bei unseren anwendungsbezogenen Analysen auch Methoden zur Anwendung, die aus eigenen Forschungstätigkeiten resultieren und die zu einem weiterentwickelten Stand von Wissenschaft und Technik geführt haben; andererseits enthalten diese Analysen oftmals anwendungsbezogene Forschungstätigkeiten und geben 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 (s. »ÜBERSICHT«).

## Reaktorsicherheitsanalysen – fachliche Grundlage für behördliche Aufsicht und Genehmigung

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

### Weiterleitungsnachrichten

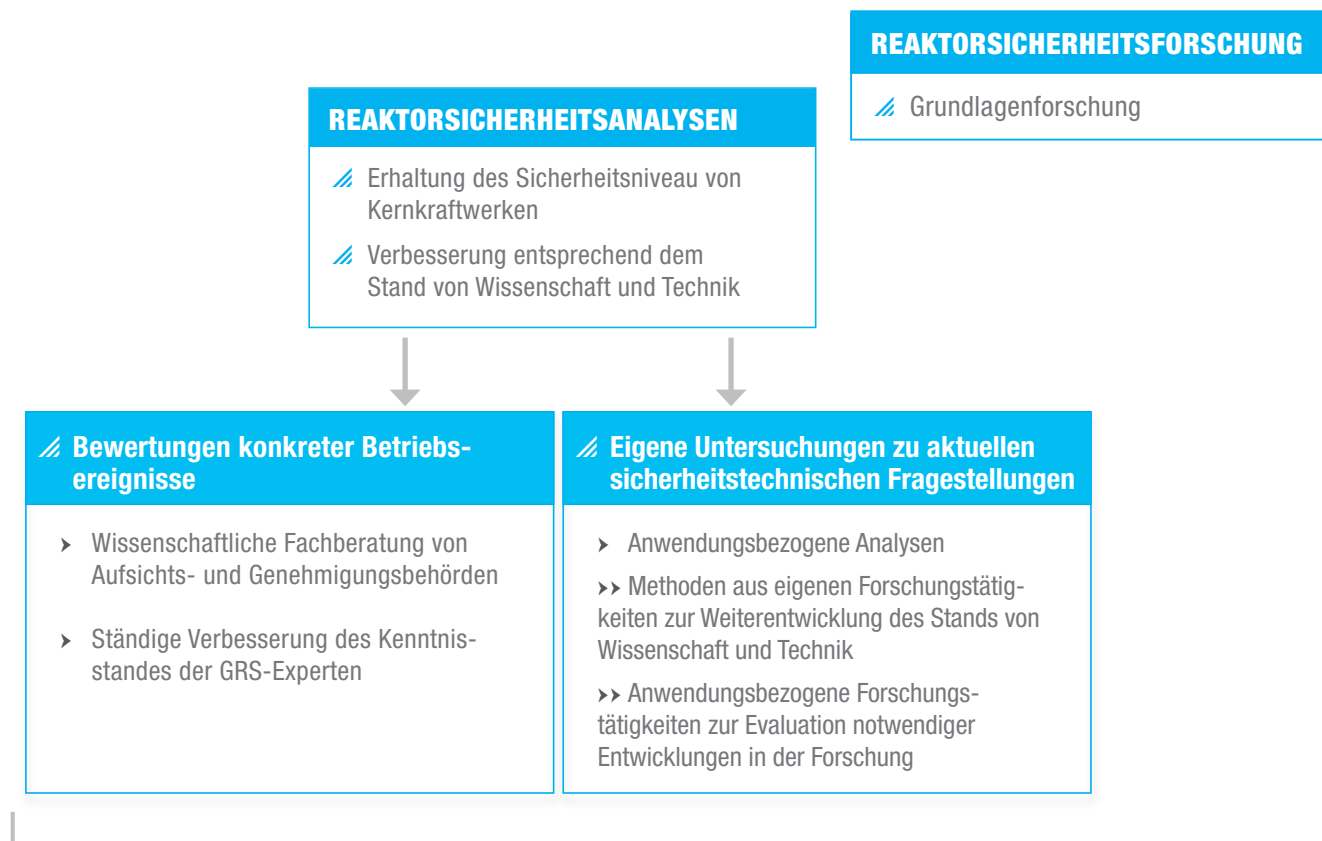
Mit sogenannten Weiterleitungsnachrichten informiert die GRS im Auftrag des BMU die deutschen Kernkraftwerksbetreiber und die Aufsichtsbehörden der Bundesländer sowie andere in der Nutzung des Erfahrungsrückflusses eingebundene Organisationen über besonders bedeutsame aktuelle sicherheitstechnische Erkenntnisse. Diese Erkenntnisse beruhen in erster Linie auf der Auswertung von Betriebsereignissen und auf neueren Forschungsergebnissen. Die Weiterleitungsnachrichten beinhalten Aussagen zur Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf andere Anlagen und zur sicherheitstechnischen Bedeutung sowie Empfehlungen für notwendige sicherheitstechnische Maßnahmen. Im Verlauf eines Jahres werden ca. 10 bis 15 dieser Weiterleitungsnachrichten erstellt. Die Weiterleitungsnachrichten der GRS führen in der Regel zu erheblichen anlagenspezifischen Untersuchungen in den deutschen Kernkraftwerken und – je nach Prüfungsergebnis – auch zu vielfältigen technischen bzw. administrativen Verbesserungsmaßnahmen. Nachfolgend wird beispielhaft auf den Inhalt einiger Weiterleitungsnachrichten aus dem Berichtszeitraum näher eingegangen:

## Beispiele Weiterleitungsnachrichten

**Beispiel 1:** Bereits im letzten Jahresbericht der GRS wurde über das Ereignis »Brand eines Maschinentransformators im KKW Krümmel« aus dem Jahr 2007 berichtet. Aufgrund von Erkenntnissen aus vertieften Untersuchungen wurden jetzt Weiterleitungsnachrichten erstellt, die sich auf einzelne Aspekte des Ereignisses beziehen. Ein Aspekt betraf den Eintrag von Brandgasen in die Warte. Unsere Untersuchungen kamen zu dem Ergebnis, dass ähnliche Anlagengegebenheiten auch bei anderen deutschen KKW zu vergleichbarer Ereignisabläufen führen könnten. In der Weiterleitungsnachricht wurden Empfehlungen zur Vermeidung solcher Ereignisabläufe sowie zur Verbesserung des Lüftungskonzeptes in anderen Kernkraftwerken gegeben. Weitere Aspekte, die in der Weiterleitungsnachricht behandelt wurden, sind der Kurzschluss im Maschinentransformator, der Ausfall der betrieblichen Bespeisung des Reaktordruckbehälters und eine fehlerhafte Datenarchivierung; Hier hat die GRS 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 (sog. Meldeschwall) empfohlen.

**Beispiel 2:** In einer anderen Weiterleitungsnachricht wird auf die Bedeutung einer ungewollten Beeinflussung von Sicherheitseinrichtungen durch elektromagnetische Einwirkungen hingewiesen. In dem zugrundeliegenden Fall hatten Elektroschweißarbeiten in der Umgebung eines Notstromdieselaggregates elektromagnetische Störimpulse ausgelöst. Diese Störimpulse führten zur Nichtverfügbarkeit dieses Aggregates während des Leistungsbetriebs der Anlage. Unsere Empfehlun-

## Die Kompetenz der GRS im Bereich der Reaktorsicherheit Zusammenwirken von Forschung, Anwendung und Bewertung



gen zielten darauf ab, Instandhaltungsmaßnahmen während des Leistungsbetriebes von Kernkraftwerken nur dann durchzuführen, wenn die Möglichkeit einer Störung von Sicherheitseinrichtungen durch eine elektromagnetische Beeinflussung zuverlässig vermieden werden kann.

**Beispiel 3:** Eine weitere Weiterleitungsnachricht betraf Rissbefunde in Gehäusen von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen aus Edelstahl, die bei Überprüfungen gefunden wurden. Ursache für die Entstehung dieser Rissbefunde war chloridinduzierte Spannungsrisskorrosion. Dabei handelt

es sich um einen für diese Werkstoffe bekannter Schadensmechanismus, der aber an den betroffenen Stellen zum ersten Mal beobachtet wurde. Die GRS empfahl, insbesondere vergleichbare Armaturen zu überprüfen, aber auch andere aus Edelstahl gefertigte sicherheitstechnisch wichtige Komponenten in ein Inspektionsprogramm aufzunehmen, dass sich auf das Auffinden speziell dieser Schäden konzentriert. Bei Befunden müssen geeignete Abhilfemaßnahmen getroffen werden, da die Barriere »druckführenden Umschließung des Reaktorkühlmittels« betroffen ist.

**Beispiel 4:** Eine ebenfalls hervorzuhebende Weiterleitungsnachricht behandelte Rissbefunde an Dampferzeugerheizrohren. Bemerkenswert ist, dass die Befunde erst mit einem neu eingesetzten Prüfverfahren entdeckt wurden. Mit bisher eingesetzten Prüfverfahren waren Befunde der vorgefundenen Art, nämlich umfangsorientierte Anzeigen, nur schwer zu erkennen. Die GRS empfahl auch in anderen Anlagen Prüfungen der Dampferzeugerheizrohre mit dem neuen Prüfverfahren durchzuführen. Die Prüfungen sollten sich auf Bereiche der Heizrohre konzentrieren, die besonders anfällig für diese Rissentwicklung sind.

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

Die ausgearbeiteten Gutachten, Stellungnahmen und generischen Berichte der GRS betrafen im Berichtszeitraum größtenteils sicherheitstechnische Bewertungen in- und ausländischer Ereignisse. Arbeitsschwerpunkte waren die vertiefte ingenieurtechnische Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrungen im Auftrag des BMU. Weiterhin wurden ereignis- und anlagenübergreifende generische Untersuchungen durchgeführt sowie in- und ausländischen Erkenntnissen zur nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren gesammelt, datentechnisch aufbereitet und analysiert. Einige thematische Schwerpunkte dieser Arbeiten sind nachfolgend aufgeführt:

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

**Beispiel 1:** Im Jahr 2008 gab es mehrere Ereignisse in Frankreich und Belgien, die vor allem aufgrund der Berichterstattung in den Medien Anlass zu fachliche Stellungnahmen bzw. Informationen

der GRS gaben. Von einem Ereignis abgesehen, waren Anlagen des Brennstoffkreislaufs bzw. eine Anlage zur Herstellung radioaktiver medizinischer Produkte betroffen, bei denen es zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlagen gekommen ist. Obwohl diese Ereignisse nicht unmittelbar die Reaktorsicherheit betrafen, erfolgten Untersuchungen hinsichtlich sicherheitstechnischer Erkenntnisse, die auf Kernkraftwerke übertragbar sein könnten.

Bei einem weiteren Ereignis am 23. Juli 2008 kam es im Block 4 des französischen Kernkraftwerkes Tricastin bei vollständig entladener Reaktor zu einer Freisetzung von Aktivierungsprodukten metallischer Werkstoffe (Co-58) des Primärkreislaufs aus einer Rohrleitung in das Reaktorgebäude. Bei der Leitung handelt es sich um Kunststoffrohre, die zum Evakuieren/Spülen des Reaktorkühlkreises benutzt wurden. Undichtigkeiten an Rohrverbindungen führten zur Aerosolfreisetzung ins Reaktorgebäude. Zum Zeitpunkt der Freisetzung wurden umfangreiche Instandhaltungsarbeiten durchgeführt. Dies führte zu Kontamination von Betriebspersonal, die allerdings deutlich unterhalb des zulässigen Jahresgrenzwertes von 20 mSv lag. Das Ereignis wurde der INES-Stufe 0 zugeordnet, weil das Ereignis weder Konsequenzen für das Personal noch für die Umgebung hatte.

**Beispiel 2:** Ebenfalls zu einem erhöhten öffentlichen Interesse führte auch eine Kühlmittelleckage im slowenischen Kernkraftwerk Krsko Anfang Juni 2008. Dieses Ereignis wurde aufgrund einer unsachgemäßen Reaktion der slowenischen Aufsichtsbehörde über das ECURIE-System (European Community Urgent Radiological Information Exchange) gemeldet und hatte deshalb zunächst Besorgnis ausgelöst. Tatsächlich war die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses, bei dem es an einem Ventil einer Temperaturmessleitung zu

einer Leckage von Reaktorkühlmittel in den Sicherheitsbehälter gekommen war, aber gering. Sicherheitssysteme wurden nicht angefordert. Nach der Reparatur der defekten Ventildichtung wurde die Anlage nach wenigen Tagen wieder angefahren.

**Beispiel 3:** In einer weiteren Stellungnahme der GRS wurde der Ausfall von sogenannten Schwungradgeneratoren der Kühlmittelumwälzpumpen in einem schwedischen und einem finnischen Siedewasserreaktor hinsichtlich der Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen bewertet. In beiden Kernkraftwerken kam es zu einem Ausfall dieser Schwungradgeneratoren, die ein verlängertes Auslaufverhalten der Kühlmittelumwälzpumpen bei elektrischen Störungen gewährleisten sollen. Zu Schäden an Brennelementen ist es bei den Ereignissen nicht gekommen. In deutschen Kernkraftwerken sind vergleichbare Schwungradgeneratoren nicht eingesetzt. Die bei den Ereignissen aufgetretenen elektrischen Störungen sind allerdings auch für die Betriebserfahrung deutscher Kernkraftwerke relevant und werden im Rahmen von vertieften Untersuchungen weiter betrachtet.

**Beispiel 4:** Bezüglich spezieller Gutachtenstätigkeiten der GRS sind im Berichtszeitraum auch wieder Untersuchungen zur Beherrschbarkeit eines Kühlmittelverluststörfalls beim Eintrag von Isoliermaterial in den Sumpf des Sicherheitsbehälters zu nennen. Die GRS hat hinsichtlich der sicherheitstechnischen Anforderungen in den letzten Jahren mehrfach in fachlichen Stellungnahmen auf notwendige Entwicklungen hingewiesen. Aus Sicht der GRS wurde für DWR-Anlagen bisher kein geschlossener, »robuster« Nachweis der Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfall mit nachfolgender Freisetzung von faserigem Isoliermaterial geführt. Deshalb hat die GRS im Jahr 2008 ein Konzept entwickelt und vorgestellt, dass unseres Erachtens dieser Zielsetzung genügt.

Zu den wesentlichen Anforderungen an die Beherrschung eines derartigen Kühlmittelverluststörfalls gehört die Forderung nach einem nahezu isoliermaterialfreien Kern. Die möglichen Auswirkungen einer vollständigen Kernverstopfung können weder durch Maßnahmen der Störfallbeherrschung noch durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes ausreichend sicher begrenzt werden. Daraus ergibt sich die Anforderung, dass das Isoliermaterial und ggf. andere Stoffe spätestens am Sumpfsieb sicher zurückgehalten werden müssen. Eine merkliche Penetration insbesondere von faserförmigem Isoliermaterial durch das Sumpfsieb ist aus Sicht der GRS unbedingt zu vermeiden.

In ausländischen Experimenten wurden erhebliche Einflüsse chemischer Reaktionsstoffe auf den Druckverlust über die Sumpfsiebe in der Nachkühlphase eines solchen Störfalls festgestellt. Experimente mit den in deutschen DWR-Anlagen zu betrachtenden Stoffen sind unseres Erachtens noch nicht systematisch und im notwendigen Umfang erfolgt. Ein signifikanter Einfluss chemischer Reaktionsstoffe auf den Druckverlust über das Sumpfsieb und den Kern muss ausgeschlossen werden. Die Nachweisführung muss den gesamten Zeitraum einer möglichen Nachkühlphase bis zur Entladung der Brennelemente aus dem Kern berücksichtigen. Der zu untersuchende Zeitraum sollte mindestens mehrere Monate betragen.

Inzwischen wurde von den Betreibern der deutschen Kernkraftwerke eine Umrüstung der in Betrieb befindlichen deutschen DWR-Anlagen in Aussicht gestellt. Dabei sollen die Durchmesser der Sieböffnungen deutlich verringert werden, um den möglichen Eintrag faserförmigen Materials in den Kern sicher auf einen unkritischen Wert zu begrenzen.

### **Erstellung von Entscheidungsgrundlagen für behördliche Prüfung und Beurteilung**

Im Zusammenhang mit den Anträgen von drei Betreibern zur Übertragung von Reststrommengen von neueren auf ältere Kernkraftwerke wurde die GRS zusammen mit weiteren, vom BMU bestimmten Unterauftragnehmern mit einer vergleichenden Sicherheitsüberprüfung beauftragt. Bei diesem Auftrag handelt es sich um eine punktuelle Untersuchung einzelner Bewertungsgegenstände, die gemeinsam von BMU, GRS und den Unterauftragnehmern festgelegt wurden. Bewertungsmaßstab ist der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik. Auftragsgemäß werden neben dem Erfüllungsgrad von regulatorischen Sicherheitsanforderungen insbesondere auch die anlagenspezifischen Sicherheitsreserven in die Bewertung einbezogen. Im Berichtszeitraum wurden von der GRS Untersuchungen zum sicherheitstechnischen Vergleich der KKW Brunsbüttel und Krümmel durchgeführt. In Zusammenarbeit mit dem Ökoinstitut e.V. wurden dem Auftrag entsprechend Einzelberichte zu 12 Bewertungsgegenständen erstellt. Die Vorgehensweise entsprach im Wesentlichen der bei den vorangegangenen Sicherheitsvergleichen der Kernkraftwerke Biblis-A und Emsland sowie Neckarwestheim 1 und 2 entwickelten Vorgehensweise. ■

## 4.1

## Auswertung neuerer Erkenntnisse zur Integrität druckführender Komponenten in Kernkraftwerken



Dr. Frank Michel



Hans Reck

→ Seit über 30 Jahren beschäftigt sich die GRS in ihrem Arbeitsfeld Reaktorsicherheitsanalysen auch mit Fragen der Integrität der in Kernkraftwerken eingesetzten druckführenden Komponenten. Ein wesentliches Instrument dabei ist die anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung. Im Rahmen einer aktuellen Arbeit hat die GRS im Auftrag des BMU untersucht, ob bzw. inwieweit betriebsbedingte Fehler an druckführenden Komponenten in Rahmen wiederkehrender Prüfungen rechtzeitig aufgefunden werden können. Hierzu wurde der relevante Stand von Wissenschaft und Technik zu zerstörungsfreien wiederkehrenden Prüfungen an druckführenden Komponenten aufgearbeitet und die entsprechende nationale und internationale Betriebserfahrung anlagenübergreifend ausgewertet. Zu ausgewählten Einzelereignissen wurden die relevanten Merkmale hinsichtlich Fehlercharakteristik und sicherheitstechnischer Bedeutung vertieft analysiert. Aus den Ergebnissen dieser Arbeiten lassen sich Schlussfolgerungen für die Konzepte für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen für deutsche Anlagen ableiten. Neben Erkenntnissen zur Fehlererkennung ließen sich zwei sicherheitstechnisch bedeutsame Schwerpunkte ermitteln, die im Zusammenhang mit korrosionsgestützter Rissbildung stehen und für die jeweils ein aus Sicht der GRS geeignetes Maßnahmenpaket aufgezeigt wurde.

### Erkenntnisse zur Fehlererkennung

**Gründe für Probleme bei der Fehlererkennung.** Infolge betriebsbedingter Schädigungsmechanismen können an druckführenden Komponenten Fehler entstehen. Zur Überprüfung des Zustandes der druckführenden Komponenten werden stichprobenartig wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen durchgeführt. Dabei ist nicht vollständig auszuschließen, dass betriebsbedingte Fehler im Rahmen dieser Prüfungen nicht entdeckt werden. Wie die von der GRS vorgenommenen Auswertungen zeigen, können Probleme bei der Fehlererkennung vor allem im Zusammenhang mit folgenden Aspekten stehen:

- /// Mängel bei Geometrie oder Oberflächenzustand der Komponente,
- /// unzureichende Dokumentation vorangegangener Prüfungen,
- /// Fehler des Prüfers,
- /// Fehler bei der Auswertung der Prüfung,
- /// Mängel beim eingesetzten Prüfverfahren bzw. bei der Prüftechnik.

**Hinweise zur korrekten Fehlererkennung.** Zur Vermeidung von möglichen Problemen bei der Fehlererkennung enthalten das deutsche kerntechnische Regelwerk und hinzuzuziehende technische Normen eine Reihe von Vorgaben. Aufgrund der genannten, möglichen Probleme bei der Fehlererkennung ist allerdings nicht vollständig auszuschließen, dass auch bei Einhaltung dieser Vorgaben vorhandene Fehler bzw. deren Wachstum im Rahmen zerstörungsfreier wiederkehrender Prüfungen nicht erkannt werden. Grundsätzlich sollten zur Vermeidung möglicher Probleme vor der Durchführung von Prüfungen die genauen Randbedingungen, insbesondere auch im Vergleich zu den vorangegangenen Prüfungen, hinterfragt werden. Um mögliche Probleme bei der Fehlererkennung frühzeitig zu identi-

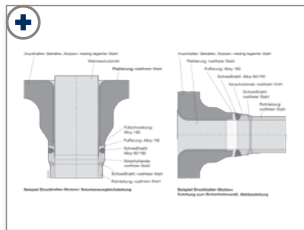
zieren und weitgehend auszuschließen, ist es daher aus Sicht der GRS erforderlich, bei der Planung der Prüfungen jeweils die unten stehenden Fragen konsequent zu beantworten:

- /// Können bei der Durchführung der Prüfung verfälschende Einflüsse aus Geometrie und Oberflächenzustand ausgeschlossen werden?
- /// Welche menschlichen Fehler können bei der Auswertung und bei der Dokumentation der Prüfungen auftreten und wie können diese vermieden werden?
- /// Wie sind die Aussagefähigkeit der vorgesehenen Prüfverfahren und -techniken vor dem Hintergrund technischer Weiterentwicklungen zu bewerten?

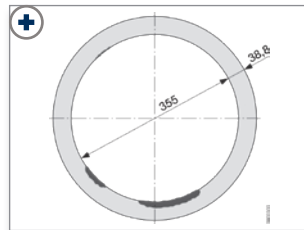
### Erkenntnisse zu Fehlern in Mischschweißnähten

**Aufbau von Mischschweißnähten.** Ungleichartige Stähle, z. B. Komponenten aus ferritischem Stahl und Rohrleitungen aus austenitischem Stahl, sind durch Mischschweißnähte miteinander verbunden. Die Mischschweißnähte sind so aufgebaut, dass auf den Grundwerkstoff aus ferritischem Stahl eine Pufferung, z. B. aus einer Nickellegierung oder aus austenitischem Stahl, aufgeschweißt ist. Das Schweißgut der Verbindungsschweißnaht besteht entweder aus austenitischem Stahl oder aus einer Nickellegierung. **Bild 33** zeigt als Beispiel für eine solche Verbindung eine schematische Darstellung der Stutzen der Druckhalter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek.

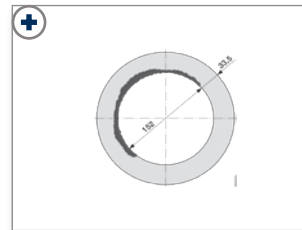
Aus der Betriebserfahrung sind Fehler in Mischschweißnähten in ausländischen Anlagen bekannt geworden, die aufgrund eines aktiven Schädigungsmechanismus ein Potenzial für wanddurchdringende Rissbildungen aufweisen. Neben quer zur Schweißrichtung verlaufenden, axialen Fehlern sind auch in Schweißrichtung verlaufende Fehler in Rundschweißnähten aufgetreten.



**33 AUFBAU MISCHSCHWEISSNÄHTE IN DEN STÜTZEN**



**34 RISSBEFUNDE DER STÜTZEN ZUR VOLUMENAUSGLEICHSLEITUNG**



**35 RISSBEFUNDE DES STÜTZENS ZUR ABLASELEITUNG**



### RISSBEFUNDE AN MISCHSCHWEISSNÄHTEN

**Bild 33-35**

Aufbau von Mischschweißnähten und Rissbefunde in den Stützen der Druckhalter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek

**Fehlererkennung und Ursache im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek.** Bei nicht rechtzeitig entdeckten Fehlern in Umfangsrichtung sind grundsätzlich auch Abrisse in Betracht zu ziehen. Solche Fehler müssen daher mit hoher Sicherheit frühzeitig erkannt werden. Wie unsere Auswertungen zeigen, wurden die bislang bekannt gewordenen Fehler nicht immer im Rahmen planmäßiger wiederkehrender Prüfungen entdeckt. So wurden etwa im Herbst 2006 im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek an mehreren Stützen des Druckhalters zerstörungsfreie Prüfungen zur Vorbereitung einer so genannten Overlay-Schweißung auf der Außenoberfläche der Mischschweißnähte durchgeführt. Dabei wurden an drei Mischschweißnähten Anzeigen vorgefunden (s. **Bild 34 und 35 »RISSBEFUNDE AN MISCHSCHWEISSNÄHTEN«**). Diese Fehler waren im Rahmen vorangegangener planmäßiger wiederkehrender Prüfungen nicht entdeckt worden, weil die dort eingesetzte Prüftechnik für die Erkennung dieses Fehlertyps ungeeignet war. Die Fehler sind durch interkristalline Spannungsrisskorrosion entstanden. Die Empfindlichkeit von Nickellegierungen

im Kontakt mit Heißwasser für diesen Schädigungsmechanismus ist seit langem bekannt. Eine wesentliche Rolle spielen auch Eigenspannungen, die vornehmlich durch Reparaturschweißungen hervorgerufen wurden.

**Prüfungen an Mischschweißnähten.** In deutschen Anlagen werden zur Sicherstellung der Integrität an den Mischschweißnähten wiederkehrende Prüfungen in Form von zerstörungsfreien Prüfungen gemäß den geltenden KTA-Regeln durchgeführt. Aufgrund der oben genannten Schäden in ausländischen Anlagen wurde die Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen geprüft und grundsätzlich bestätigt, da – trotz teilweise unterschiedlicher Konstruktionen – derartige Schweißzusatzwerkstoffe auch in sicherheitsrelevanten Mischschweißnähten in deutschen Anlagen eingesetzt sind. Daraufhin wurde von den Betreibern ein umfangreiches Sonderprüfprogramm zur Auffindung von Fehlern in Mischschweißnähten entwickelt und durchgeführt. Bislang wurden dabei keine Fehler infolge interkristalliner Spannungsrisskorrosion entdeckt.

Hinsichtlich der Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen an Mischschweißnähten sind die folgenden beiden Aspekte zu beachten:

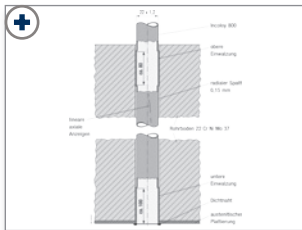
/// Nach KTA 3201.4 sind zur Auffindung von Fehlern auf den Innenoberflächen Ultraschallprüfungen von den Außenoberflächen vorgegeben. Mit dieser Prüfmethode werden allerdings Fehler, die durch interkristalliner Spannungsrissskorrosion verursacht werden, unter Umständen nicht entdeckt: Insbesondere im frühen Entstehungsstadium reflektieren solche Risse wegen ihrer dann noch geringen Rissöffnung die Schallwellen nicht. Hinzu kommen mögliche Prüfschwierigkeiten infolge der dendritisch ausgerichteten Kristallbildungen im Schweißgut. Grundsätzlich wären auch Prüfungen von den Innenoberflächen, z. B. mit Wirbelstrom, zum Auffinden der Fehler geeignet. Dem steht jedoch die mangelnde Zugänglichkeit für derartige Prüfungen entgegen.

/// Aus Forschung und Entwicklung liegen keine ausreichenden Informationen zu Inkubationszeit und Risswachstumsgeschwindigkeit vor, die belastbare Rückschlüsse auf Eintritt und Fortschritt von interkristalliner Spannungsrissskorrosion an Nickellegierungen zulassen. Es kann daher nicht ausgeschlossen werden, dass Schäden aufgrund entsprechender Inkubationszeiten erst nach langjährigem Betrieb eintreten. Ebenso kann nicht ausgeschlossen werden, dass sich im Zeitraum zwischen den vorgesehenen Prüfzyklen ein Anfangsrisss mit anschließendem schnellem Risswachstum bildet.

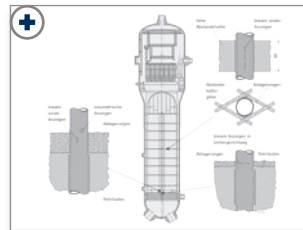
**Optimierung von Prüfverfahren, Prüfumfang und Prüfzyklus.** Die beschriebenen Aspekte erfordern ein in sich geschlossenes Konzept für wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen. Für die Optimierung von Prüfverfahren, Prüfumfang und Prüfzyklus werden von der GRS die folgenden Ansatzpunkte gesehen:

**a) Prüfverfahren.** Zerstörungsfreien Prüfverfahren bzw. -techniken, die von den Außenoberflächen ausgeführt werden, sollten im Hinblick auf die sichere Auffindbarkeit von Fehlern bewertet werden. Dies gilt vor allem für deren Anfangsstadium. Hierzu sollten insbesondere auch aufgefundene Fehler analysiert und mit diversitären Prüfmethoden überprüft werden. Darüber hinaus sollte die Anwendung von zerstörungsfreien Prüfverfahren, die von den Innenoberflächen ausgeführt werden können, geprüft werden.

**b) Prüfumfang und -zyklus.** Prüfumfang und -zyklus sollten anlagenspezifisch entsprechend den konstruktiven und fertigungstechnischen Randbedingungen sowie den jeweiligen Erkenntnissen zum Schädigungsmechanismus angepasst werden. Dabei ist sicherzustellen, dass mögliche Rissbildungen durch Prüfungen an repräsentativen Stellen frühzeitig erkannt werden. Die Kenntnisse zu Inkubationszeiten und Risswachstum bei interkristalliner Spannungsrissskorrosion an Mischschweißnähten müssen noch unter Berücksichtigung neuerer Informationen aus Forschung und Entwicklung sowie aus der Betriebserfahrung erweitert werden. Entsprechend den bisherigen Erkenntnissen sollten Mischschweißnähte mit korrosionsgefährdetem Schweißgut im Kontakt zum Medium mit einem repräsentativen Prüfumfang besonders berücksichtigt werden.



36 FEHLER IM EINWALZ-BEREICH DES ROHRBODENS



37 FEHLER OBERHALB DES ROHRBODENS



### FEHLER AN DAMPFERZEUGER-HEIZROHREN

Bild 36–37

Fehler in Dampferzeugern in deutschen Kernkraftwerken der 2. DWR-Generation

### Erkenntnisse zu schnell wachsenden Fehlern an Dampferzeuger-Heizrohren

**Betriebserfahrung mit Dampferzeuger-Heizrohren.** Die aus dem Werkstoff Alloy 800 gefertigten Dampferzeuger-Heizrohre, die in allen deutschen Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor eingesetzt werden, haben sich bislang gut bewährt. Abrisse von Dampferzeuger-Heizrohren sind in deutschen Anlagen bisher nicht vorgekommen. Lokale Schädigungen haben lediglich an sieben Heizrohren zu Leckagen geführt. Die Leckagemengen waren verhältnismäßig gering und nur in zwei Fällen in den 80er Jahren größer als drei Liter pro Stunde. Die Anzahl der in deutschen Anlagen aufgrund von vorgefundenen Fehlern durchgeführten Heizrohrverschleißungen ist im Vergleich zu ausländischen Anlagen sehr gering. Die bisherige gute Betriebserfahrung schließt jedoch nicht aus, dass es im Laufe des Betriebs zu vereinzelten, unbemerkten, schnell wachsenden Fehlern kommen kann, die letztlich Heizrohrleckagen zur Folge haben können.

Solche Fehler sind erstmals 2005 und seitdem in insgesamt zwei deutschen Kernkraftwerken der 2. Generation im Rahmen von zerstörungsfreien Prüfungen gefunden worden (s. **Bild 36 und 37 »FEHLER AN DAMPFERZEUGER-HEIZROHREN«**). Als Schadensursache wird interkristalline Spannungsrisskorrosion angenommen.

**Gesamtkonzept zur Sicherstellung der Integrität.** Für Dampferzeuger-Heizrohre in deutschen Anlagen ist daher ein Gesamtkonzept zur Sicherstellung ihrer Integrität erforderlich. Die GRS sieht hierfür eine Reihe von Ansatzpunkten. Diese betreffen die Erweiterung der Kenntnisse zum Schädigungsmechanismus sowie die Durchführung verschiedener Maßnahmen zur Schadensvermeidung, die Ermittlung korrosionsgefährdeter Bereiche, die Analyse der aufgetretenen Fehler, die Optimierung des Prüfkonzpts sowie der eingesetzten Prüfverfahren und -techniken. Diese Ansätze sollten entsprechend den jeweiligen Gegebenheiten weitgehend anlagenspezifisch verfolgt werden. ■



## 4.2

## Test und Validierung der Simulationswerkzeuge zu Deborierungsstörfällen

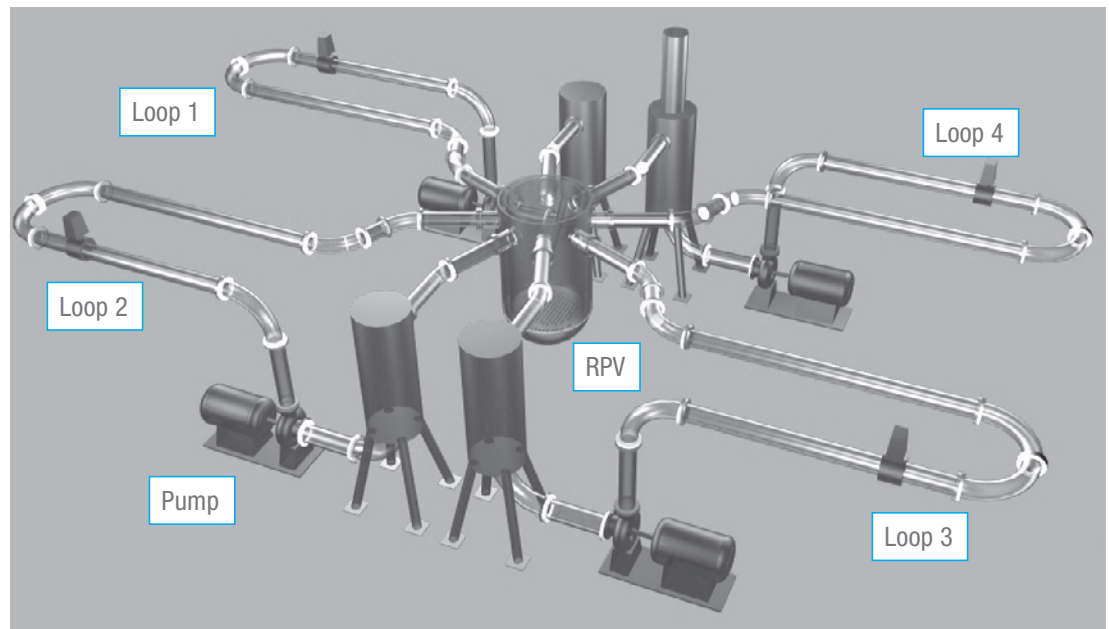


Joachim Herb



Dr. Wolfgang Horche

➔ Borsäure wird als löslicher Neutronenabsorber im Primärkreis von Druckwasserreaktoren eingesetzt. Wenn während eines Störfalls die Borkonzentration im Kern unter einen kritischen Wert fällt, erfolgt eine Rekritikalität mit einem Anstieg der Reaktorleistung. Dabei sind auch Kernschäden nicht auszuschließen, falls durch einen schnellen und starken Abfall der Borkonzentration eine prompte Kritikalität auftritt. Wesentliche Faktoren bei Deborierungsstörfällen sind die Ansammlung und die Menge von niedrig borisiertem Kühlmittel, der Transport und die Vermischung des niedrig borierten Kühlmittels mit dem borierten Kühlmittel auf dem Weg zum Kern sowie das Verhalten des Kerns in Bezug auf eine Leistungserhöhung und die Wärmeabfuhr. Um den Transport und die Vermischung besser vorhersagen zu können, wurden in der Vergangenheit zahlreiche Versuche durchgeführt, unter anderem mit der Versuchsanlage ROCOM im Forschungszentrum Dresden-Rossendorf (FZD). Im Auftrag des BMU und des BMWi hat die GRS die Anwendbarkeit von verschiedenen Simulationswerkzeugen zu diesem Thema untersucht. Dazu wurden die Ergebnisse der Simulationen mit Versuchsdaten verglichen. Es zeigte sich, dass die Simulationswerkzeuge die Vermischungsphänomene qualitativ gut beschreiben. Aus dem quantitativen Vergleich der Ergebnisse konnten Aussagen über die Genauigkeit der Simulationsvorhersagen abgeleitet werden. Diese können bei zukünftigen Entscheidungen über den Ersatz von Versuchen durch Simulationen als Entscheidungsgrundlage dienen.



#### ÜBERSICHT: Rocom VERSUCHSANLAGE

Bild 38

Die Rocom-Versuchsanlage am Forschungszentrum Dresden-Rossendorf  
(Quelle: Höhne et al., Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1309–1325)

**Unterbrechungen des Naturumlaufs.** Bei einem Störfall mit einem kleinen Leck im Primärkreis eines Druckwasserreaktors (DWR) kann es bei einem Ausfall von Sicherheitssystemen zu einer Unterbrechung des einphasigen und des zweiphasigen Naturumlaufs kommen. Die Nachzerfallswärme wird dann im Reflux-Condenser-Betrieb aus dem Reaktorkern zu den Dampferzeugern abgeführt. Dabei kann sich im kalten Strang des Primärkreises ein Pfropfen aus Deionat bilden. Dieser Pfropfen enthält wenig oder keine gelöste Borsäure. Setzt der Naturumlauf wieder ein, so wird der Deionatpfropfen in den Reaktor-druckbehälter (RDB) transportiert. Falls der Deionatpfropfen nicht ausreichend mit dem restlichen boriierten Kühlmittel vermischt wird, kann eine Rekritikalität des Reaktorkerns eintreten.

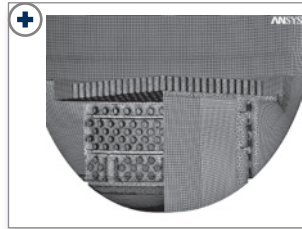
**Analyse der Durchmischung unter verschiedenen Randbedingungen.** Um die Durchmischung des Kühlmittels auf dem Weg in den Reaktor-druckbehälter und dort im Bereich des Downcomers und des unteren Plenums zu analysieren, wurde am Forschungszentrum Dresden-Rossendorf eine Versuchsanlage errichtet (s. Bild 38 »ÜBERSICHT: Rocom VERSUCHSANLAGE«), die den Primärkreis eines modernen deutschen Druckwasserreaktors im Längenmaßstab 1:5 (Volumenmaßstab 1:125) abbildet. Es wurde dort eine Vielzahl von Versuchen durchgeführt, bei denen die Vermischung unter unterschiedlichen Randbedingungen analysiert wurde. So wurde durch den Einsatz unterschiedlicher Flüssigkeiten der Einfluss von Dichteunterschieden des boriierten bzw. des unboriierten Kühlmittels modelliert. Als weiterer wich-



#### POSITION DER MESSEBENEN

Bild 39

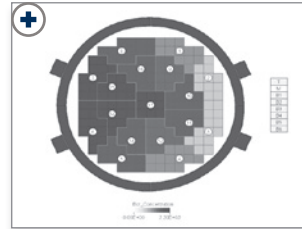
Position der Messebenen in der ROCOM Versuchsanlage



#### CFD-SIMULATION: RECHENGITTER

Bild 40

Rechengitter der CFD-Simulationen im Bereich des Downcomers und des unteren Plenums



#### MULTIKANALDARSTELLUNG

Bild 41

Multikanaldarstellung für die 17 Kernkanäle und 8 Downcomerkanäle; die beiden Stränge durch die der Dioxidpfropfen in den RDB strömt, befinden sich auf der rechten Seite

tiger Einflussfaktor wurde die Beschleunigung des Kühlmittels während des Wiedereinsetzens des einphasigen Naturumlaufs untersucht. Die Messung der Durchmischung erfolgte über eine Tracerflüssigkeit, die dem Kühlmittel beigemischt und deren Konzentration im Versuch bestimmt wurde. Diese Messungen erfolgten in verschiedenen Messebenen: An Eintrittsstutzen des RDBs, in zwei Ebenen im Bereich des Downcomers und in den Eintrittsöffnungen des Reaktorkerns (s. Bild 39 »POSITION DER MESSEBENEN«).

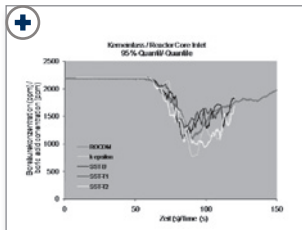
**Vergleich der Simulationswerkzeuge.** Für den Vergleich zwischen den Simulationswerkzeugen und den Experimenten wurde ein Versuch ausgewählt, bei dem das Wiedereinsetzen des Naturumlaufs in zwei Strängen nachgebildet wurde. In den anderen beiden Strängen herrschte ein konstanter Durchsatz entsprechend Naturumlaufbedingungen.

Die Simulationen wurden mit Hilfe des kommerziellen Computational Fluid Dynamics (CFD)-Programmpakets ANSYS CFX und des GRS-Codes ATHLET durchgeführt.

### CFX-Modell

**ANSYS CFX.** Die GRS führte bereits in der Vergangenheit CFD-Simulationen der (skalierten) ROCOM Versuchsanlage durch. Da zum einen die Weiterentwicklung der Rechnerkapazitäten immer größere Rechengitter zuließ und zum anderen der Einfluss der Skalierung auf die Ergebnisse von Interesse war, wurde für die hier vorgestellten Simulationen ein Rechengitter im Maßstab 1:1 eines modernen deutschen DWR erstellt. Das Rechengitter bestand aus ca. 6,9 Mio. Rechenzellen (s. Bild 40 »CFD-SIMULATION: RECHENGITTER«). Eine typische Simulation des zeitlichen Ablaufs eines Deborierungsstörfalls dauerte damit ca. 2.500 CPU-Stunden.

Um die Übertragbarkeit von Experimenten oder Simulationen eines skalierten Modells auf die Realanlage zu gewährleisten, wurden die Abmessungen und Randbedingungen in der Versuchsanlage so gewählt, dass verschiedene dimensionslose Größen wie die Reynolds-Zahl, die Strouhal-Zahl und die Froude-Zahl vergleichbare Werte aufwiesen. So wurden die Geschwindigkeiten und

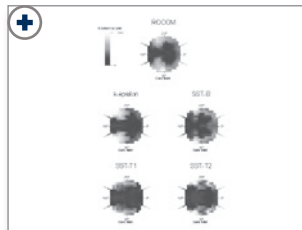


### ZEITLICHER VERLAUF

**Bild 42**

Zeitlicher Verlauf der 95%-Quantile. Dargestellt sind die Ergebnisse des Versuchs (ROCOM) und der verschiedenen Simulationen.

Es wurden dabei unterschiedliche Turbulenzmodelle ( $k-\epsilon$  bzw. SST) sowie für das SST Modell unterschiedliche Dichtemodelle der Borsäure verwendet (SST-B: Borsäurekonzentration, SST-T1/T2: Temperatur).

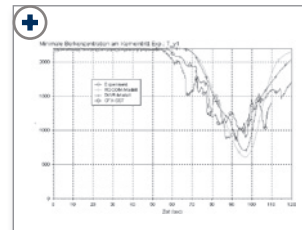


### RÄUMLICHE LAGE

**Bild 43**

Räumliche Lage des maximalen Abfalls (gelb) der Borsäurekonzentration im Bereich des Einlasses in den Reaktorkern

Mit roten Pfeilen sind die Positionen der beiden Stränge markiert, durch die der Dichtepropfen in den RDB strömt.



### MESSWERTE UND ERGEBNISSE

**Bild 44**

Minimale Borkonzentration am Kerneintritt

Dargestellt sind die Meßwerte des Experiments sowie die mit dem DWR-Modell, dem ROCOM-Modell und mit CFX erzielten Ergebnisse.

die Dichteunterschiede beim Übertragen von der Realanlage auf das skalierte Modell auf ein Fünftel des Wertes in der Realanlage reduziert. In den CFD-Simulationen wurden die weiteren Randbedingungen so gewählt, wie sie nach einem Störfall mit kleinem Leck in der Realanlage zu erwarten sind (ca. 160 °C Kühlmitteltemperatur, 15 bar Primärkreisdruck). Um die erforderliche Rechenzeit zu begrenzen, wurde die Symmetrie der Geometrie und der Randbedingungen berücksichtigt und nur zwei Stränge des Primärkreises sowie die Hälfte des RDB als Rechengitter nachgebildet.

**Einfluss des Turbulenzmodells auf Simulationsergebnisse.** Einen wesentlichen Einfluss auf die Ergebnisse einer CFD-Simulation kann die Wahl des Turbulenzmodells haben. Deshalb wurden Simulationen mit zwei der in ANSYS CFX implementierten Modelle durchgeführt: Zum einen mit dem  $k-\epsilon$ -Modell, bei dem die turbulente kinetische Energie und deren Dissipation ermittelt wird, und zum anderen mit dem SST-Modell. Es stellt eine Erweiterung des  $k-\epsilon$ -Modells dar, besonders für Bereiche in Wandnähe.

**Zwei verschiedene Berechnungsmethoden.** Um den Dichteinfluss der Borsäure und damit einhergehende Auftriebseffekte zu berücksichtigen, wurden zwei verschiedene Modellansätze getestet. Ein erster Ansatz war die Berechnung der lokalen Dichte des Kühlmediums auf Basis der simulierten Borsäurekonzentration. Eine zweite Berechnungsmethode basierte auf der Verwendung von unterschiedlichen Temperaturen des Kühlmediums zur Simulation der unterschiedlichen Dichten.

### ATHLET-Modelle

Auf der Basis von ATHLET wurden zwei Modelle erstellt:

- ✦ Ein Modell eines modernen deutschen DWR (Maßstab 1:1) basierend auf einem anlagen-spezifischen GRS-Analysesimulator.
- ✦ Ein Modell der ROCOM Versuchsanlage (Maßstab 1:5) anhand vorliegender Berichte und Zeichnungen.

Die Aufteilung der 193 Brennelemente in 17 Kernkanäle erfolgte für beide Modelle identisch.

In **Bild 41 »MULTIKANALDARSTELLUNG«** sind auch die 8 Downcomerkanäle dargestellt. Die eingestellten Farben zeigen eine Borkonzentration von 760 ppm am Eintritt der Kernkanäle 2 und 3 etwa 90 s nach Wiederanlaufen des Naturumlaufes.

**Borsäurekonzentration.** Die Konzentration der Borsäure in den einzelnen Kühlkanälen des Reaktorkerns ist die entscheidende Größe für die sicherheitstechnische Beurteilung eines Deborierungsstörfalles. Durch die teilweise Durchmischung des Deionatpfropfens mit dem borierten Kühlmittel auf dem Weg durch den kalten Strangs des Primärkreises und innerhalb des RDB wurden in den einzelnen Kühlkanälen unterschiedliche zeitliche Verläufe der Borsäurekonzentration beobachtet.

### Analyseergebnisse

**CFD-Simulationen.** Um die Ergebnisse der CFD-Simulationen mit dem Versuch vergleichen zu können, wurde eine statistische Auswertung der Konzentration der Borsäure in den insgesamt 193 Kühlkanälen durchgeführt. Zunächst wurden für jeden Zeitschritt der Simulation die Konzentrationen in den einzelnen Kühlkanälen bestimmt. Dann wurden verschiedene statistische Größen wie der arithmetische Mittelwert, der Median, das 95 %-Quantil und der Maximalwert bestimmt. Anschließend wurde der zeitliche Verlauf dieser Größen zwischen Simulation und Experiment verglichen. Dabei ist das 95 %-Quantil von besonderem Interesse: Es gibt die Borsäurekonzentration an, die in 95 % der Kühlkanäle überschritten bzw. in 5 % der Kühlkanäle unterschritten wird. Diese Größe kann als Indikator für das Auftreten von Rekritikalität verwendet werden, da dazu in mehr als einem Kühlkanal ein Fallen der Borsäurekonzentration unter einen kritischen Wert notwendig ist.

**Vergleich von Experiment und Simulation.** Der Vergleich der verschiedenen Simulationsmodelle mit dem Experiment **Bild 42 »ZEITLICHER VERLAUF«** zeigte, dass für die 95 %-Quantile der Borsäurekonzentration die Simulationen je nach verwendeten Modellannahmen die experimentellen Ergebnisse mit einer maximalen Abweichung zwischen ca. 10 % und 30 % wiedergeben. Es konnte dabei ein deutlicher Einfluss der Turbulenzmodellierung festgestellt werden. Die Simulation unter Verwendung des  $k$ - $\epsilon$ -Modells zeigte deutliche höhere Abweichungen als die Simulationen mit SST-Modell. Bei einer Simulation (SST-T2) wurde der Dichteunterschied zwischen Deionatpfropfen und normal boriertem Kühlmittel variiert. Dies führte ebenfalls zu einer stärkeren Abweichung zwischen Experiment und Simulation. Für die beiden Simulationen (SST-B, SST-T1) mit SST-Turbulenzmodell und Randbedingungen entsprechend dem Experiment wurde eine Abweichung für das Minimum der Borsäurekonzentration von ca. 15 % festgestellt.

Ein Vergleich der räumlichen Verteilung der Borsäurekonzentrationen (s. **Bild 43 »RÄUMLICHE LAGE«**) zeigte, dass die CFD-Simulationen das Verhalten qualitativ richtig wiedergeben. Es kann also der Bereich des Reaktorkerns identifiziert werden, in dem es zu einem Abfall der Borsäurekonzentration kommt.

**ATHLET-Modellen.** Die mit beiden ATHLET-Modellen im Vergleich zu einer CFD-Analyse und dem Experiment ermittelten minimalen Borkonzentrationen am Kerneintritt sind in **Bild 44 »MESSWERTE UND ERGEBNISSE«** dargestellt. Es ist eine relativ gute Übereinstimmung festzustellen.

Bezogen auf den Bereich des Reaktorkerns, in dem es zum größten Abfall der Borsäurekonzentra-

tion kommt, gibt es leichte Abweichungen. Die experimentell ermittelte minimale Borkonzentration liegt am Eintritt der Kernkanäle 4 und 5 und beträgt etwa 770 ppm. Im Vergleich dazu wurde die mit dem ROCOM-Modell berechnete minimale Borkonzentration am Eintritt der Kernkanäle 2 und 3 mit etwa 600 ppm berechnet, mit dem Original-Modell wurden etwa 700 ppm berechnet. Bei den mit ATHLET simulierten 5 Experimenten wanderte die minimale Borkonzentration mit ansteigender Dichtedifferenz mit einem »Linksdrall« bis zu den der Einspeisestelle gegenüberliegenden Kernkanälen 6 und 7 (s. **Bild 41 »MULTIKANALDARSTELLUNG«**).

Die geringe Rechenzeit von weniger als 5 Minuten ermöglicht eine Vielzahl von Nach- oder Vorausrechnungen. Die ATHLET-Modelle sind damit eine für erste Abschätzungen geeignete, konservative und rechenzeitgünstige Methode.

**Best Practice Guidelines (BPG) für CFD-Simulationen.** Obwohl die Rechnerkapazitäten in der Vergangenheit kontinuierlich gewachsen sind, stellen diese doch immer noch einen begrenzenden Faktor für die Einsatzfähigkeit von CFD-Simulationen dar. So war es in diesem Projekt nicht möglich, alle Anforderungen der »Best Practice Guidelines« (BPG) für CFD-Simulationen zu erfüllen. Dies betraf vor allem die Gitterauflösung, deren Erhöhung zu noch längeren Rechenzeiten geführt hätte. Es konnte deshalb nicht nachgewiesen werden, dass die Rechenergebnisse unabhängig von der Gitterauflösung waren. Hier ist in der Zukunft bei einer Verfügbarkeit von erweiterten Rechnerkapazitäten eine Verfeinerung dieser Untersuchungen notwendig. Eine weitere Fragestellung, die noch näher betrachtet werden sollte, ist der Einfluss, den die Modellierung der Dichteunterschiede zwischen Borsäure und Deionat auf das Simulationsergebnis hat.

## Zusammenfassung

### **Bessere Prognosen durch Ergänzungsversuche.**

CFD-Simulationswerkzeuge sind verfügbar, um die Fragestellungen, die sich im Zusammenhang mit Deborierungsstörfällen stellen (Konzentration der Borsäure, Verteilung im Reaktorkern) zu beantworten. Dabei konnten gute qualitative Ergebnisse erzielt werden. Der quantitative Vergleich zwischen Experiment und Simulation zeigte je nach Modellierungsansatz eine Abweichung von bis zu ca. 30 % für die Borsäurekonzentration. Ist eine bessere Vorhersagegenauigkeit nötig, so müssten CFD-Simulationen durch entsprechend Versuche ergänzt werden. Die weitere Entwicklung der Rechnerkapazitäten lässt aber für die Zukunft erwarten, dass diese Unsicherheitsbandbreite weiter reduziert werden kann. ■

## 4.3

## Beherrschung von elektrischen Spannungstransienten – Internationale Entwicklungen zum Defence-in-Depth-Konzept



Robert Grinzinger



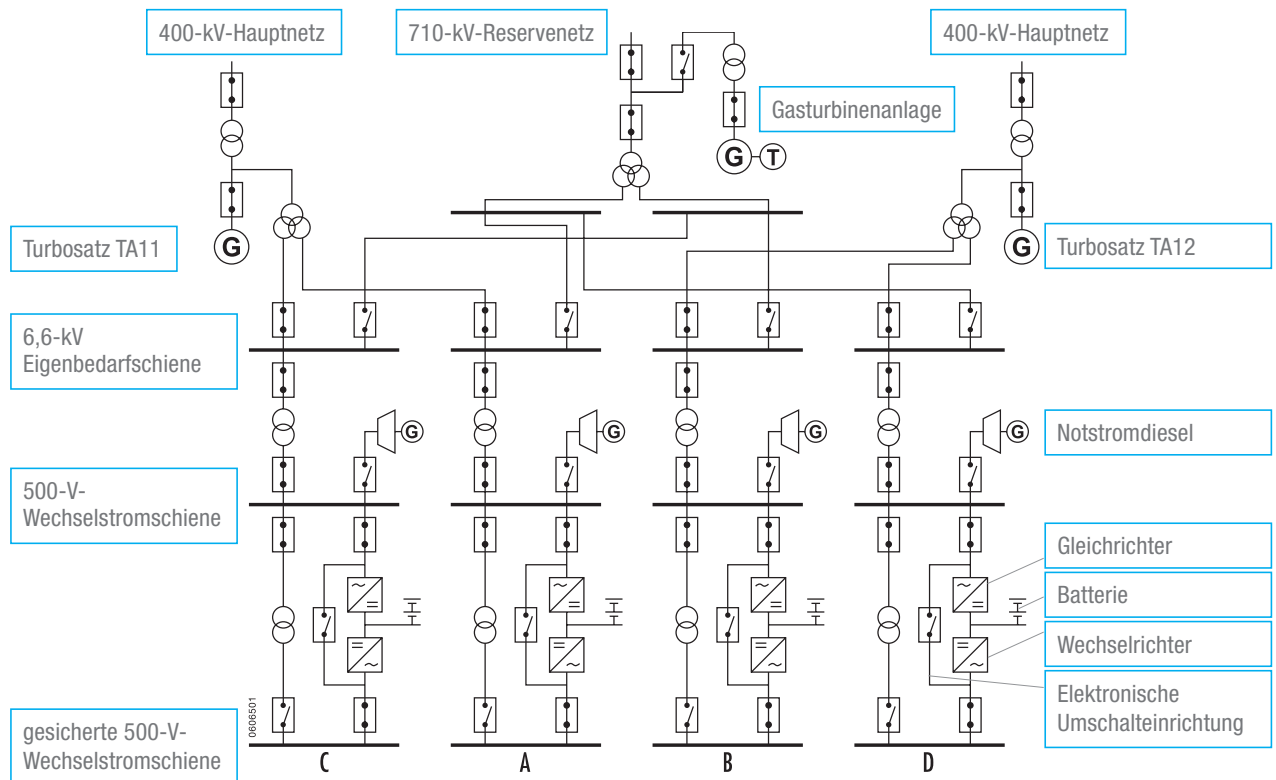
Ein Ereignis im Juli 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark-1 hat eine Weiterentwicklung des Defence-in-Depth-Konzepts in der elektrischen Energieversorgung von Kernkraftwerken ausgelöst. Auf internationaler Ebene hat das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Nuclear Energy Agency der OECD (OECD/NEA) eine Arbeitsgruppe gegründet, deren wesentliche Ergebnisse – nach einer Kurzdarstellung des Ereignisses und dessen generischer Bedeutung – im Folgenden dargestellt werden.

### Ereignisbeschreibung

**Angaben zur Anlage.** Bei Forsmark-1 handelt es sich um einen Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1.011 MW. Die Anlage wurde von ABBATOM errichtet und befindet sich seit Ende 1980 im kommerziellen Leistungsbetrieb.

Die Eigenbedarfsanlage sowie die unterlagerte Notstromanlage des Reaktors sind jeweils viersträngig aufgebaut (s. **Bild 45** »ÜBERSICHTSSCHALTPLAN«). Im Normalfall erfolgt die elektrische Energieversorgung über die beiden Turbosätze, das 400-kV-Hauptnetz oder das 70-kV-Reservenetz. Daneben besteht eine Versorgungsmöglichkeit über eine Gasturbinenanlage.

**Ablauf des Ereignisses.** Das Ereignis wurde durch einen Kurzschluss im 400-kV-Hauptnetz außerhalb des Kraftwerkgeländes ausgelöst. Dadurch fiel das Hauptnetz aus und es kam zum sogenannten Lastabwurf auf Eigenbedarf. Die Anlage wurde vom Hauptnetz durch Öffnen der entsprechenden Schalter getrennt. Nach der Trennung erfolgte die elektrische Energieversorgung zunächst über die beiden Turbosätze. Aufgrund von Störungen fielen die Turbosätze nach kurzer Zeit aus, und es erfolgte eine Umschaltung auf das 70-kV-Reservenetz. Diese Umschaltung wurde aufgrund eines technischen Fehlers verzögert durchgeführt und hatte die Anregung der Notstromkriterien zur Folge. Dadurch wurde die 6,6-kV-Eigenbedarfsschiene von



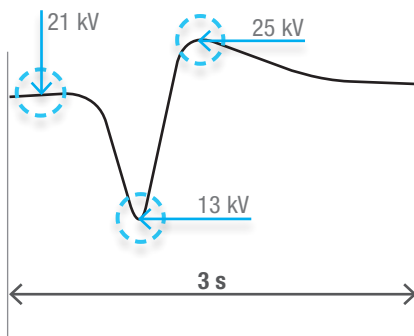
#### ÜBERSICHTSSCHALTPLAN

Bild 45

Vereinfachter elektrischer Übersichts-  
schaltplan des Siedewasserreaktors  
(SWR) Forsmark-1

der 500-V-Wechselstromschiene getrennt und die Notstromdiesel wurden gestartet. In zwei von vier Strängen der Notstromanlage erfolgte keine Zuschaltung der Notstromdiesel, wodurch zwei von vier Strängen der Notstromanlage ausfielen. Mit den verfügbaren Einrichtungen konnte die Anlage stabilisiert werden. Nach etwa einer halben Stunde gelang dem Schichtpersonal die Wiederherstellung der gesamten elektrischen Energieversorgung.

**Ursache und Auslöser des Ereignisses.** Ursache für den Ausfall der beiden Notstromdiesel war die während des Ereignisses auftretende Spannungstransiente. Ausgehend von 21 kV beim ungestörten Leistungsbetrieb fiel die Spannung durch den Kurzschluss im Hauptnetz auf ca. 13 kV (s. Bild 46 »SPANNUNGSVERLAUF«). Nach der Abtrennung vom Hauptnetz, d. h. beim Lastabwurf auf Eigenbedarf, stieg die Spannung innerhalb von wenigen 100 ms auf 25 kV, bevor sie sich im weiteren Ereignisablauf wieder normalisierte. Diese Spannungstransiente hat sich über die Eigenbedarfsanlage in die Notstromanlage fortgepflanzt und verursachte dort in zwei Strängen die Schutzabschaltung der Gleich- und Wechselrichter. Die Wechselrichter versorgen die gesicherte 500-V-Wechselstromschiene, die ihrerseits solche Verbraucher versorgen, die für die Zuschaltung der Notstromdiesel-



#### SPANNUNGSVERLAUF

Bild 46

Spannungsverlauf während der ersten Sekunden des Ereignisses an den Generatorklemmen

aggregate erforderlich sind. Somit war der Ausfall der 500-V-Wechselstromschiene in zwei von vier Strängen die Ursache für den Ausfall der beiden Notstromdiesel.

Die Schutzabschaltung der Gleich- und Wechselrichter ist auf eine systematische Fehleinstellung der Abschaltwerte zurückzuführen. Die Spannungstransiente am Gleichrichtereingang hatte eine Erhöhung der Ausgangsspannung des Gleichrichters bzw. der Eingangsspannung des Wechselrichters zur Folge. Dabei wurde der Schutz-AUS-Wert sowohl für den Gleich- als auch für den Wechselrichter erreicht (Gleichrichterausgangsspannung HOCH; Wechselrichtereingangsspannung HOCH). Durch einen zu geringen Abstand der beiden Schutz-AUS-Werte war keine selektive Abschaltung gegeben.

### Defence-in-Depth-Konzept in der elektrischen Energieversorgung

**Ziele und Anforderungen des Konzepts.** Das sogenannte Defence-in-Depth-Konzept zielt darauf ab, dass das Versagen von Schutzmaßnahmen in einer Ebene durch Schutzmaßnahmen auf der nächsten Ebene aufgefangen wird. Dieses Konzept wird unter anderem durch Anforderungen nach hoher Qualität und Maßnahmen zur Fehlerbeherrschung auf den einzelnen Ebenen ergänzt. Bezogen auf die elektrische Energieversorgung von Kernkraftwerken ergeben sich danach unter anderem folgende Anforderungen:

- ⚡ Die eingesetzten Betriebsmittel zeichnen sich durch eine hohe Robustheit aus, (z. B. gegen elektrische Transienten und Elektromagnetische Beeinflussung).
- ⚡ Die Funktionsfähigkeit wird durch regelmäßige Tests und Inspektionen überprüft.
- ⚡ Das Personal ist gut ausgebildet und angemessen ausgestattet.
- ⚡ Die Sicherheitssysteme in der elektrischen Energieversorgung sind automatisiert, redundant und hoch zuverlässig.
- ⚡ Bei der Auslegung werden Fehler, wie z. B. kurzzeitiger Spannungsausfälle berücksichtigt.

Zur Vermeidung unzulässiger sicherheitstechnischer Auswirkungen bei Netztransienten ist dementsprechend als erste Maßnahme eine robuste Netzanbindung erforderlich. Um beim Ausfall des Hauptnetzes den Notstromfall zu vermeiden, sind die Maßnahmen Lastabwurf auf Eigenbedarf und Reservenetzumschaltung vorhanden, zur Beherrschung des Notstromfalls die Notstromdieselaggregate. Sollten – auslegungsüberschreitend – auch die Notstromdieselaggregate ausfallen, befindet sich die Anlage im sogenannten »station blackout«. Um auch bei diesem Szenario unzulässige sicherheitstechnische Auswirkungen zu verhindern, stehen die durch Batterien gestützte

Gleichstromversorgung und der dritten Netzan-  
schluss zur Verfügung.

### Generische Bedeutung des Ereignisses

**Abgeleitete sicherheitstechnische Konsequenzen.** Die generische Bedeutung des Ereignisses vom Juli 2006 in Forsmark besteht darin, dass ein Kurzschluss außerhalb des Kraftwerks aufgrund einer systematischen Fehleinstellung innerhalb des Kraftwerks den Ausfall von zwei Strängen des Notstromsystems verursacht hat. Im Vorfeld haben weitere Abweichungen vom spezifizierten Zustand (Störung von Turbosätzen, verzögerte Reservenetzumschaltung) zu einem Versagen mehrerer Maßnahmen zur Vermeidung des Notstromfalls geführt.

Die GRS hat aufgrund der generischen Bedeutung des Ereignisses eine Weiterleitungsnachricht verfasst. Darin empfiehlt die GRS u. a. sicherzustellen, dass störungsbedingte Spannungstransienten nicht zu unzulässigen Beeinträchtigungen sicherheitstechnisch wichtiger elektrischer Einrichtungen führen. Daneben wurde vom Verband der Großkraftwerksbetreiber (VGB) die Arbeitsgruppe »Forsmark« eingerichtet. Diese untersucht, inwieweit Optimierungsmöglichkeiten in der elektrischen Energieversorgung von Kernkraftwerken vorhanden sind.

### Task Group DIDELESYS

**Defence in Depth of Electrical Systems and Grid Interaction (DIDELESYS).** Auf internationaler Ebene hat das CSNI der OECD/NEA im Jahr 2007 die Task Group »Defence in Depth of Electrical Systems and Grid Interaction« (DIDELESYS) gegründet, an der auch ein Vertreter der GRS teilnahm. Aufgabe der Task Group war es, in einem Bericht zwei Themenschwerpunkte aufzuarbeiten. Dies betraf zum einen die Robustheit von sicherheitstechnisch wichtigen elektrischen Systemen. Hierzu

sollten Informationen zum Stand der Technik unter Berücksichtigung neuer Technologien und Erfahrungen aus Modernisierungsmaßnahmen dargestellt werden. Zum anderen sollten mit Blick auf die Schnittstelle zwischen Kraftwerk und Verbundnetz Wege zur Verbesserung der Kommunikation und Koordination zwischen Netzbetreiber und Netzaufsicht, den kerntechnischen Behörden und Kraftwerksbetreibern aufgezeigt werden.

**Zusammensetzung der Task Group.** In der Task Group waren Vertreter aus neun Ländern und der EU mit den (in Klammern) aufgeführten Organisationen beteiligt: Belgien (Nuclear Safety Support Services), Finnland (STUK), Frankreich (IRSN), Deutschland (GRS), EU (Joint Research Centre), Japan (Japan Nuclear Energy Safety Organization), Schweden (Evergreen Safety & Reliability Technologies und SSM), Schweiz (ENSI), Großbritannien (Magnox Electric) und USA (NRC).

### Optimierungsvorschläge der Task Group DIDELESYS

Die Ergebnisse der Task Group DIDELESYS sind in einem Bericht zusammengefasst, der mittlerweile vom CSNI zur Veröffentlichung angenommen wurde. Im Folgenden werden die darin angeführten wesentlichen Optimierungsvorschläge dargestellt. Dabei ist zu beachten, dass es sich bei den Optimierungsvorschlägen um generische Ergebnisse einer internationalen Arbeitsgruppe handelt. Bei der Umsetzung müssen selbstverständlich länder- und anlagenspezifische Gegebenheiten berücksichtigt werden.

Die Optimierungsvorschläge der Task Group DIDELESYS lassen sich in drei Themengebiete untergliedern:

**1. Schnittstelle Kraftwerks-/Netzbetreiber.** Die Optimierungsvorschläge zur Schnittstelle Kraftwerks-/Netzbetreiber basieren auf dem Bericht

SOER 99-1 der World Association of Nuclear Operators (WANO) und dessen Addendum aus dem Jahr 2004. Danach sollen zwischen Kraftwerks- und Netzbetreiber bindende Vereinbarungen zur Kommunikation und Koordination geplanter Aktivitäten getroffen werden. Außerdem sollen für das Kraftwerk relevante Prüfungs- und Instandhaltungstätigkeiten gemeinsam geplant und koordiniert werden. Bei Problemen soll ein frühzeitiger Informationsaustausch zwischen Kraftwerks- und Netzbetreiber stattfinden. Ausgehend von der besonderen sicherheitstechnischen Bedeutung der elektrischen Energieversorgung bei Kernkraftwerken für die langfristige Nachwärmeabfuhr sollen die Prozeduren des Netzbetreibers der Netzanbindung von Kernkraftwerken Priorität einräumen, d. h. Netzabschaltungen sollen vermieden werden. Beim Wiederaufbau des elektrischen Netzes nach Netzabschaltungen sollen Kernkraftwerke höchste Priorität erhalten.

**2. Robustheit der elektrischen Systeme im Kernkraftwerk.** Zur Gewährleistung der Robustheit der elektrischen Systeme im Kernkraftwerk wurde empfohlen, mögliche Transienten zwischen Nenn- und Blitzspannung zu identifizieren. Dabei sollen auch ungünstige Ausfallkombinationen, wie z. B. der Lastabwurf auf Eigenbedarf und ein gleichzeitiger Fehler in der Generatorerregung, berücksichtigt werden. Nach Ansicht der Task Group soll sich die Untersuchung auf den Spannungsbereich zwischen Nenn- und Blitzspannung konzentrieren. Für diesen Spannungsbereich wurde von der Task Group zum einen ein Regelwerksdefizit erkannt, da die einschlägigen Standards für diesen Spannungsbereich keine Anforderungen enthalten. Zum anderen sind aus der Betriebserfahrung mehrere Ereignisse in diesem Spannungsbereich bekannt. Anhand der identifizierten Transienten sollen die eingesetzten elektrischen Betriebsmittel auf ihre Robustheit untersucht werden. Dabei sollen insbesondere Betriebsmittel mit Halbleitertechnik beachtet werden, die im Zuge von Mo-

dernisierungen eingebaut wurden. Dies können beispielsweise Systeme zur unterbrechungsfreien Stromversorgung, Gleichrichter und Ladegeräte sowie die Spannungsversorgung von Leittechnik-schränken sein, die auf Halbleitertechnik basieren.

**3. Beherrschung von Fehlern in der elektrischen Energieversorgung.** Diesbezüglich wurde empfohlen, die bestehenden Prozeduren und technischen Maßnahmen zu überprüfen. Außerdem sollen die Auswirkungen von unterstellten Ausfällen gesicherter Notstromschienen untersucht werden. So soll etwa analysiert werden, ob die Anzeigen auf der Warte dem Schichtpersonal noch ausreichende Informationen liefern und ob es im Reaktorschutz zu Fehlauflösungen kommt. Daneben soll untersucht werden, inwieweit für die Kernkühlung eine diversitäre Energiequelle eingesetzt werden kann. Dies könnte z. B. eine dieselgetriebene Pumpe oder eine schnell startende Gasturbine sein.

## Zusammenfassung

**Neubewertung des Defence-in-Depth-Konzepts für elektrische Energieversorgung.** Das Forsmark-Ereignis hat eine länderübergreifende Neubewertung des Defence-in-Depth-Konzepts in der elektrischen Energieversorgung von Kernkraftwerken angestoßen. Dies führt gegenwärtig zu einer Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik, wobei insbesondere transiente Vorgänge zwischen Nenn- und Blitzspannung im Fokus liegen. Neue Herausforderungen sind u. a. die Robustheit von elektrischen Betriebsmitteln mit Halbleitertechnik und die Verifizierung von Nachweismethoden. Diese Entwicklung ist ein weiteres Beispiel dafür, wie Erkenntnisse aus der Auswertung der Betriebserfahrung zur weiteren Verbesserung der Anlagensicherheit genutzt werden. ■



## 5. Endlagersicherheitsforschung



Tilmann Rothfuchs



Die wesentliche Aufgabe der GRS in ihrem Arbeitsfeld Endlagersicherheitsforschung liegt in der anwendungsbezogenen Forschung und Entwicklung (FuE) zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises von Endlagern für radioaktive Abfälle und Untertagedeponien für chemisch-toxische Abfälle in geologischen Formationen. Darüber hinaus bietet die GRS weiteren potenziellen Auftraggebern der öffentlichen Hand und der Industrie an, die im Rahmen ihrer bisherigen Forschungsarbeiten entwickelten sicherheitsanalytischen und experimentellen Methoden und Instrumente in weiteren Bereichen der Umweltforschung einzusetzen. Hierzu zählen etwa Arbeiten zur langzeitsicheren CO<sup>2</sup>-Verbringung in geeigneten geologischen Formationen, zur geothermischen Energiegewinnung, zur Chemikaliensicherheit und für die Entwicklung einer internationalen Strategie zur sicheren Entsorgung von Quecksilber.

### Endlagersicherheitsforschung heute

**Erreichter Stand.** Nach über 30 Jahren FuE zur Endlagerung in Steinsalzformationen in Deutschland sind die Grundlagen für den Einstieg in ein Genehmigungsverfahren vorhanden. Die GRS hat im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) die entsprechenden Erkenntnisse zusammen mit dem Ökoinstitut in dem Bericht »Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in Deutschland« umfassend dargestellt; der Bericht ist auf der Website der GRS als Download erhältlich.

**Aktuelle Fragen.** Die Fragestellungen, die weitere FuE erfordern, sind weitgehend identifiziert. Diese betreffen insbesondere die Weiterentwicklung bzw. Anpassung sicherheitsanalytischer Methoden und Instrumente an den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik sowie die Verbesserung des Verständnisses der in Endlagersystemen ablaufenden Prozesse. Ein wesentliches Element hierbei ist die Weiterentwicklung von Modellen, die eine vertiefte Untersuchung der komplexen Wechselwirkungen zwischen thermischen, hydraulischen, mechanischen und chemischen Prozessen in einem potenziellen Endlager erlauben. Ergänzend dazu sollen Programme entwickelt werden, mit denen diese Prozessabläufe sowohl für den interessierten Laien als auch den

forschenden Wissenschaftler anschaulich visualisiert werden können. Die diesbezüglichen Arbeiten der GRS werden soweit wie möglich in internationale Projekte eingebettet. Diese Einbindung erhöht die Transparenz der nationalen Vorgehensweise und stellt ein unverzichtbares Element für deren wissenschaftliche Absicherung dar.

#### **Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises.**

Nach internationalem Verständnis ist der Nachweis der langzeitigen Sicherheit eines Endlagersystems in Form eines Safety Case (Langzeitsicherheitsnachweis) zu führen; die einschlägigen Safety Requirements (»Geological Disposal of Radioactive Waste«) der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAO) gelten diesbezüglich als zentrale Referenz. Die GRS hat in einem Entwurf zu entsprechenden Sicherheitsanforderungen konkrete Vorschläge zur Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises formuliert (vgl. B. Baltes, »Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen«, atw, Feb. 2008). Der Entwurf wird aktuell in der deutschen Fachwelt diskutiert und war auch Gegenstand der Beratungen der Entsorgungskommission.

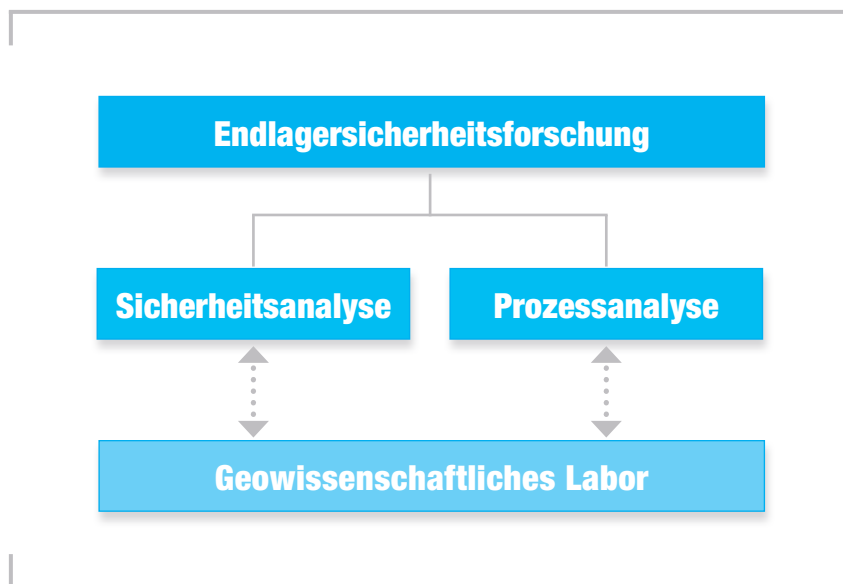
Die Methodik zur Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises sieht eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Planungen und Sicherheitsbewertungen vor. Diese Zielsetzung gilt grundsätzlich auch für ein einstufiges Genehmigungsverfahren für Endlager, wie es das deutsche Recht mit dem Planfeststellungsverfahren gegenwärtig vorsieht. Unabhängig von der Diskussion zu Details ist man daher in Fachkreisen einhellig der Meinung, dass begleitende FuE-Arbeiten auch über den Zeitpunkt des Planfeststellungsbeschlusses hinaus durchzuführen sind, das heißt auch während der Bau- und Betriebsphase bis hin zum langzeitsicheren Verschluss des Endlagers. Entsprechende Anforderungen ergeben sich sowohl aus Sicht des Anwenders als auch aus regulatorischer Sicht.

### **Der Bereich Endlagersicherheitsforschung Kompetenzen, Organisationsstruktur und Forschungsprogramm**

Die GRS verfolgt den Anspruch, den oben genannten Anforderungen auf höchstem wissenschaftlichem Niveau gerecht zu werden. Um ihre Kompetenzen in diesem Arbeitsfeld weiter auszubauen hat die GRS ihren Bereich Endlagersicherheitsforschung mit Beginn des Jahres 2008 neu strukturiert. Nachfolgend werden die besonderen Kompetenzen, die neue Struktur und das Forschungsprogramm des Bereichs Endlagersicherheitsforschung dargestellt.

**Kompetenzen der GRS.** Die Bewertung von Konzepten und Standortoptionen, die wissenschaftliche Ableitung und Untermauerung von Kriterien, die Entwicklung und kontinuierliche Verbesserung des sicherheitsanalytischen Instrumentariums und die Realisierung der komplexen Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager oder Untertagedeponien stellen interdisziplinäre Herausforderungen dar. Sie erfordern das Zusammenwirken von experimentell, analytisch, theoretisch und systemanalytisch arbeitenden Wissenschaftlern. In Ihrem Bereich Endlagersicherheitsforschung bietet die GRS für die Lösung solcher interdisziplinärer Aufgaben die Fachkompetenz von Physikern, Mathematikern, Ingenieuren, Chemikern, Geologen, Geophysikern und Geochemikern an. Eigene Laborkapazitäten machen den Bereich weitgehend unabhängig von externer Zuarbeit, erzeugen zusätzliche Fachkompetenz und ermöglichen die zeitnahe Bearbeitung von experimentell-theoretisch angelegten Fragestellungen. Die Verbindung aus diesen Kompetenzen und der langjährigen Erfahrung aus nationalen und internationalen FuE-Projekten stellt – auch im internationalen Vergleich – ein Alleinstellungsmerkmal der GRS dar.

## Organigramm Bereich Endlagersicherheitsforschung



**Organisationsstruktur des Bereichs Endlagersicherheitsforschung.** Der Bereich Endlagersicherheitsforschung war über viele Jahre in die drei Abteilungen Langzeitsicherheitsanalyse, Geochemie und Geotechnik untergliedert. Ein detailliertes, auf Ergebnissen von experimentellen und theoretischen Untersuchungen basierendes Verständnis der maßgebenden Prozesse und insbesondere ihrer Wechselwirkungen erfordert aber – wie gezeigt – ein interdisziplinäres Zusammenwirken. Es erfordert auch den unmittelbaren Austausch mit experimentell arbeitenden Fachleuten, die sich in Labor- oder Feldversuchungen mit der Gewinnung der für ein solches Verständnis notwendigen Basisdaten befassen. Um auch organisatorisch optimale Rahmenbedingungen für ein so umschriebenes Zusammenwirken zu erzielen, wurde der Bereich Endlagersicherheitsforschung in die zwei Abteilungen »Sicherheitsanalyse« und »Prozessanalysen« gegliedert. Diese beiden Abteilungen können, wo für Ihre Aktivitäten notwendig, auf experimentelle Daten des zusammen-

geführten und als Serviceeinheit ausgerichteten geowissenschaftlichen Labors zurückgreifen (vgl. Abbildung »ORGANIGRAMM«).

**Abteilung Sicherheitsanalyse.** In der Abteilung Sicherheitsanalysen erfolgt die Entwicklung und Anwendung sicherheitsanalytischer Methoden und eigener Rechencodes. In die Entwicklungen fließen Erfahrungen aus der internationalen Praxis und die sich weiter entwickelnden Anforderungen an den Langzeitsicherheitsnachweis ein. Im Rahmen von FuE-Projekten werden für die verschiedenen Wirtsformationen zur Beschreibung der komplexen gekoppelten Prozesse vereinfachte Modellansätze für Teilsysteme (Nahbereich, Geosphäre – siehe hierzu auch den Beitrag zur »Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption und stochastischer Strömung« – und Biosphäre) des Endlagersystems entwickelt bzw. verbessert und in Programmalgorithmien überführt. Diese Codes werden dann für integrierte Systemanalysen bzw. Langzeitsicherheitsanalysen eingesetzt.

**Abteilung Prozessanalyse.** In der Abteilung Prozessanalysen werden die thermischen, hydraulischen, mechanischen und chemischen (THMC) Prozesse in Endlagersystemen und ihre komplexe wechselseitige Beeinflussung aufgeklärt und in Modellen beschrieben. Die Entwicklung solcher gekoppelten Prozessmodelle wurde durch die Verschmelzung der Abteilungen Geochemie und Geotechnik erleichtert: Neben dem Fachwissen zu geochemischen und geotechnischen Fragestellungen wurden so auch Spezialkenntnisse auf wichtigen Gebieten wie der theoretischen Chemie, der Thermodynamik hochsaliner Lösungen, der experimentellen Analytik, der Geophysik und der Grundwasserhydraulik zusammengeführt. Die Erkenntnisse aus der Entwicklung und Anwendung von Prozessmodellen werden in abstrahierter Form von der Abteilung Sicherheitsanalysen übernommen und in integrierten Sicherheitsanalysen eingesetzt.

**Geowissenschaftliches Labor.** Die experimentellen Arbeiten im Labor und in Untertagelabors stellen einen unverzichtbaren Teil der Endlagersicherheitsforschung dar. Sie dienen der Überprüfung und Absicherung der in den Sicherheitsanalysen eingesetzten Prozessmodelle. Darum ist es ein besonderer Vorteil des Bereichs Endlagersicherheitsforschung, dass modelltheoretische und experimentelle Arbeiten vernetzt und im eigenen Hause durchgeführt werden können. Ein Beispiel für solche vernetzten Arbeiten findet sich im Beitrag »Zur Kurz- und Langzeitstabilität von Bentoniten als technische Barrierematerialien für Endlager für radioaktive Abfälle« in dieser Ausgabe des GRS-Jahresberichtes. Aufgrund seiner langjährigen Beteiligung an internationalen Projekten in ausländischen Untertagelabors verfügt der Bereich auch über eine hohe Kompetenz in der angewandten Forschung in Untertagelabors. Diese dient insbesondere der Charakterisierung von Wirtsgesteinen, der Optimierung und Untersu-

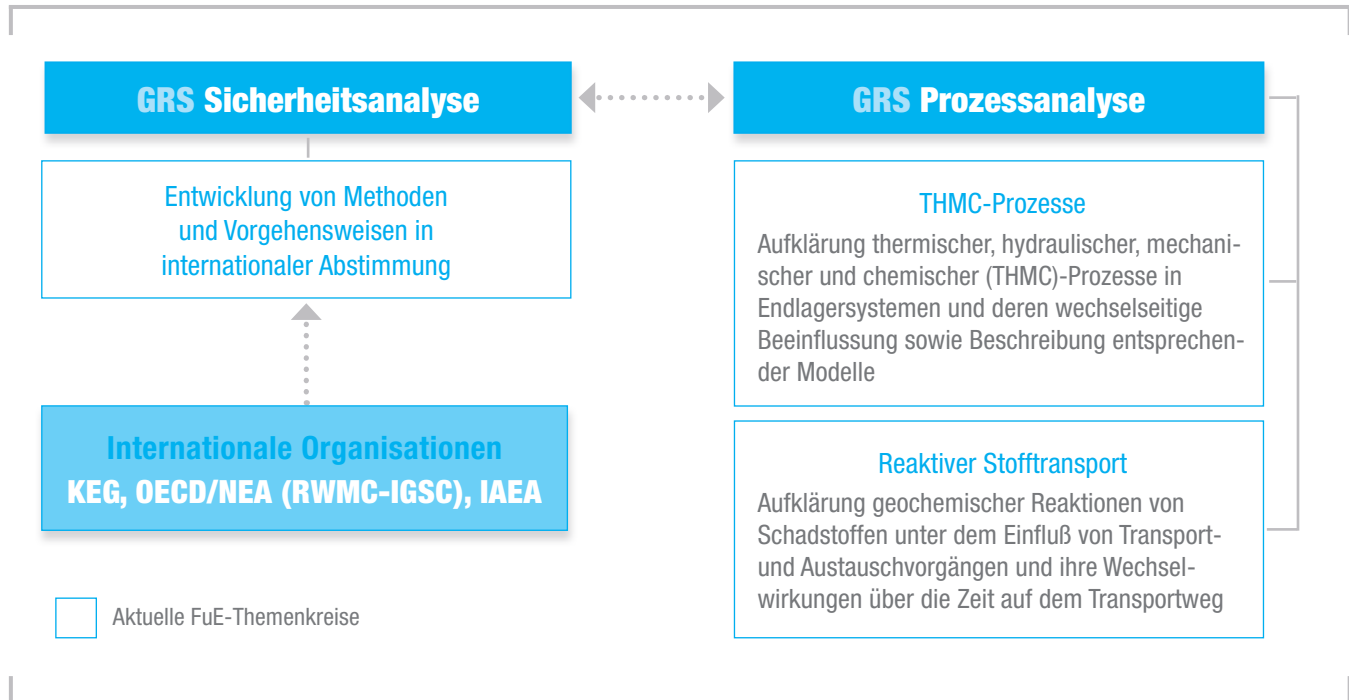
chung der Einsatzmöglichkeiten von Verschluss- und Versatzmaterialien, dem Langzeitverhalten von Geomaterialen und Bauwerkselementen in Endlagern und der Weiterentwicklung und Anwendung geophysikalischer und geotechnischer Messverfahren.

Zum Jahreswechsel 2008/2009 wurde nach den ersten 12 Monaten ihres Bestehens eine interne Bewertung der Wirksamkeit der neuen Struktur des Bereichs durchgeführt. Dabei wurde deutlich, dass die mit der Restrukturierung angestrebte Optimierung teilweise bereits verwirklicht werden konnte. Durch die Integration der ehemaligen Abteilungen Geotechnik und Geochemie in die Abteilung Prozessanalyse wurden angestrebten Synergien bezüglich der experimentell-analytisch und modelltheoretisch-systemanalytisch orientierten Arbeiten bereits nach einem Jahr durch eine zunehmende Anzahl integrierter Projekte sichtbar. Die Einrichtung des Labors als zentrale Serviceeinheit für die beiden neuen Abteilungen führte zu der angestrebten Effizienzsteigerung.

## Forschungsprogramm des Bereichs Endlagersicherheitsforschung

**Forschung für die Salz- und Tonoptionen.** Das aktuelle Forschungsprogramm des Bereichs Endlagersicherheitsforschung ist an den bereits heute erkennbaren Erfordernissen an die Führung zukünftiger Langzeitsicherheitsnachweise sowie an den im Förderprogramm des BMWi 2007–2010 aufgeführten Forschungsschwerpunkten ausgerichtet. Entsprechend dem Ziel der Bundesregierung, neben Steinsalzformationen auch Tonstein als weiteres alternatives Wirtsgestein in die Grundlagenforschung einzubeziehen, werden entsprechende FuE-Arbeiten seit Anfang dieses Jahrzehnts intensiviert und bilden heute einen Schwerpunkt des FuE-Programms der GRS.

## Potenzielle Schwerpunkte zukünftiger Forschungs und Entwicklungsarbeiten



**Schwerpunkte zukünftiger FuE-Projekte.** Auf der Grundlage ihrer laufenden FuE-Projekte für das BMWi, der Mitarbeit in internationalen Verbundprojekten der EU-Kommission (KEG) sowie der Mitarbeit in internationalen Gremien der OECD/NEA und IAEA hat die GRS die potenziellen Schwerpunkte zukünftiger FuE-Projekte identifiziert (vgl. Abbildung »POTENZIELLE SCHWERPUNKTE ZUKÜNFTIGER FORSCHUNGS- UND ENTWICKLUNGSARBEITEN«). Diese Einschätzung dient als Basis zur Abstimmung zielführender Projekte in regelmäßigen Fachgesprächen mit den potentiellen Auftraggebern der GRS.

**Kompetenzen über Kooperationen bündeln.** Während der in jüngerer Vergangenheit durchgeführten Projekte hat sich eine zunehmende Bündelung einzelner Forschungsaufgaben unter zentralen Forschungsthemen als außerordentlich fruchtbar erwiesen. Ein Großteil der neu begonnenen Projekte wird daher auch im Verbund mit externen Forschungsinstitutionen durchgeführt. Damit wird unter anderem das Ziel verfolgt, die GRS noch stärker in der Fachwelt zu vernetzen und dadurch den unmittelbaren Zugang zu neuesten wissenschaftlich relevanten Einzelergebnissen weiter zu verbessern. Dies erlaubt es der GRS, ihre Kompetenz zu stärken und ihre Aufgabe, sicherheitsanalytischen Methoden und Instrumente weiterzuentwickeln und abzusichern, auch im Spiegel internationaler Entwicklungen weiterhin auf hohem Niveau zu erfüllen. ■



## 5.1

## Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption und stochastischer Strömung

→ Die Programmpakete  $d^3f$  (distributed density-driven flow) und  $r^3t$  (radionuclides, reaction, retardation, and transport) wurden von 1994 bis 2003 im Rahmen von BMBF- bzw. BMWi-geförderten Projekten mit dem Ziel entwickelt, Dichteströmungs- und Schadstofftransportmodellierungen für dreidimensionale, hydrogeologisch komplexe Gebiete für lange Zeiträume zu ermöglichen. Im BMWi-geförderten Vorhaben »Modellierung des großräumigen Schadstofftransportes« wurde unter anderem eine Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption und stochastischer Strömung durchgeführt, die in diesem Beitrag vorgestellt wird.



Dr. Eckhard Fein

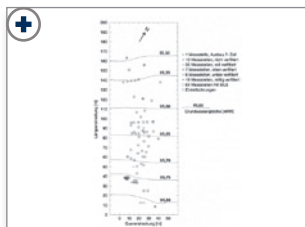


Anke Schneider

### Die Programmpakete $d^3f$ und $r^3t$

**Funktion und Anwendungsgebiet.** Die Programme  $d^3f$  und  $r^3t$  wurden unter der Federführung der GRS an sechs bzw. vier Universitäten entwickelt. Die Codes sind in der Lage, Strömung und Transport durch poröse Medien für zwei- und dreidimensionale Modellgebiete zu berechnen. Voraussetzungen dafür sind, dass das poröse Medium fluidgesättigt ist, ein gespanntes Aquifersystem vorliegt und sowohl Fluid als auch Medium inkompressibel sind. Die Hydrogeologie darf star-

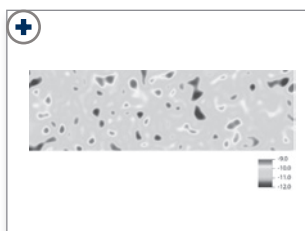
ke Heterogenitäten und Anisotropien aufweisen. Das Modellgebiet darf sowohl Quellen als auch Senken des Fluids und des Schadstoffs enthalten. Dichte und Viskosität des Fluids können Funktionen der Salzkonzentration sein. Neben Advektion, Diffusion und Dispersion enthält die Transportmodellierung auch Gleichgewichts- und kinetikgesteuerte Sorption mit linearen und nichtlinearen Isothermen. Zusätzlich kann auch Ausfällung berücksichtigt werden.



#### MESSSTELLEN

Bild 47

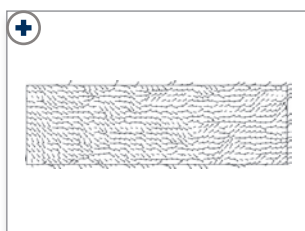
Das Versuchsgelände Krauthausen  
Grundwassergleichen und Brunnen-  
lokationen



#### LOGARITHMISCHE DARSTELLUNG

Bild 48

Permeabilitätsverteilung



#### d³f-SIMULATIONEN

Bild 49

Zugehörige Darcy-Geschwindigkeiten

**Numerische Verfahren.** Die Strömungs- und Transportgleichungen werden auf der Basis der Software Unstructured Grids (UG) der Goethe-Universität Frankfurt gelöst. Es kann sowohl mit Dreiecks- bzw. Tetraedergittern als auch mit Vierecks- bzw. Hexaedergittern gearbeitet werden. Die Diskretisierung beruht auf dem Finite-Volumen-Verfahren. Man kann zwischen verschiedenen Upwind-Verfahren auswählen. Die Gleichungssysteme werden mit einem Mehrgitteralgorithmus, kombiniert mit einem BiCGStab-Verfahren, gelöst. Gitteradaption und Zeitschrittweiten werden mit Hilfe von a-posteriori-Fehlerschätzern gesteuert. Die Programme können sowohl auf LINUX PCs, Workstations, Clustern als auch auf massiv parallelen Rechnern benutzt werden. Beide verfügen über graphische Prä- und Postprozessoren und Gittergeneratoren.

Im Rahmen dieses Projektes wurden verschiedene Anwendungsfälle gerechnet, um die korrekte Modellierung einzelner Prozesse zu überprüfen. Im nachfolgend vorgestellten Beispiel werden vor allem die stochastische Modellierung der Permeabilität im Strömungsmodell und die nichtlineare Sorption im Transportmodell getestet.

### Das Versuchsgelände Krauthausen

**Testfeld für Grundwasserströmung und Schadstofftransport.** Das Versuchsgelände Krauthausen befindet sich in Nordrhein-Westfalen, im Westen Deutschlands. Es wurde vom Forschungszentrum Jülich eingerichtet, das hier seit 1993 Experimente zur Grundwasserströmung und zum Schadstofftransport durchführt.

Das Testfeld erstreckt sich über 200 m x 70 m. Ein geologisches Profil wurde auf Basis der Ergebnisse von vier 5 bis 20 m tiefen Bohrungen erstellt. Die Basis des obersten Aquifers befindet sich in einer Tiefe von 9 m bis 10 m und besteht aus einer Tonschicht mit einigen Dezimetern Dicke. Diese wird von Überflutungssedimenten überlagert. Der Aquifer besteht hauptsächlich aus kiesigen und sandigen Sedimenten. Das Grundwasser strömt regional nach Nordwesten mit einem hydraulischen Gradienten von 0,2 %. Die mittlere jährliche Niederschlagsmenge beträgt 690 mm a<sup>-1</sup>.

Zur Untersuchung des Einflusses der Aquiferheterogenität auf den Schadstofftransport werden 74 Brunnen mit unterschiedlicher Instrumentation betrieben (s. Bild 47 »MESSSTELLEN«). Darunter befinden sich 52 Brunnen zur Bestimmung der räumlichen und zeitlichen Entwicklung der Schadstoffkonzentration, 11 Brunnen zur Ermittlung der Grundwasserstände, 28 zur Bestimmung der Wassergeschwindigkeiten, 10 Infiltrationsbrunnen und ein Entnahmebrunnen zur Durchführung von Pumpversuchen.

### Die Grundwasserströmung

Von Mai bis August 2001 wurde die Strömungsgeschwindigkeit in 21 Brunnen an 361 Positionen gemessen. Die gemessenen Geschwindigkeiten wurden am FZ Jülich mit Hilfe der Variogramtechnik ausgewertet. Ein Exponentialmodell konnte an das experimentelle Variogramm angepasst werden. In geostatistischen Analysen werden Permeabilitäten durch Mittelwert, Varianz und Korrelationslänge beschrieben.

### Zweidimensionale Strömungsmodellierung

**Stochastische Modellierung.** Das zweidimensionale Modell hat eine Breite von 45 m und ist 150 m lang. Sowohl die Permeabilität als auch die Korrelation wurde als isotrop angenommen. Der Mittelwert der Permeabilität wurde auf  $7,05 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2$ , die Varianz auf  $1,81 \cdot 10^{-20} \text{ m}^4$ , die Korrelationslänge auf 3,43 m und die Porosität auf 0,26 festgelegt. Eine zweite Modellierung mit dem Permeabilitätsmittelwert von  $1,15 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2$  wurde ebenfalls durchgeführt, wobei alle anderen Parameter gleich blieben. Die Permeabilitätsverteilungen wurden mit Hilfe des in d<sup>3</sup>f enthaltenen Zufallszahlengenerators erzeugt (s. Bild 48 »LOGARITHMISCHE DARSTELLUNG«). Die Rechnungen wurden mit Dirichlet Randbedingungen für den Druck auf einem Rechteckgitter mit ungefähr 200.000 Knoten ausgeführt.

**Variation der mittleren Permeabilität.** Die d<sup>3</sup>f-Simulationen (s. Bild 49 »d<sup>3</sup>f-SIMULATIONEN«) ergaben eine mittlere Darcy-Geschwindigkeit von  $9,2 \cdot 10^{-7} \text{ m s}^{-1}$  und damit eine theoretische Abstandsgeschwindigkeit von  $3,54 \cdot 10^{-6} \text{ m s}^{-1}$ . Diese stimmt nicht mit der Geschwindigkeit überein, mit der sich das Zentrum eines idealen Tracers (Bromid) bewegt. Durch Variation der mittleren Permeabilität konnte eine Darcy Geschwindigkeit von  $1,91 \cdot 10^{-6} \text{ m s}^{-1}$  bestimmt werden, die besser mit der Ausbreitungsgeschwindigkeit des Bromids korrespondiert.

| source | location |       |                    | uranine                | lithium                | bromide                |
|--------|----------|-------|--------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
|        | x [m]    | y [m] | z [m]<br>(3d only) | mass [mol]<br>time [s] | mass [mol]<br>time [s] | mass [mol]<br>time [s] |
| 1      | 14.09    | 33.68 | 6 – 7              | 0.89<br>18 000         | 886.5<br>18 000        | 440.5<br>38 880        |
| 2      | 16.00    | 33.51 | 6 – 7              | 0.89<br>18 000         | 886.5<br>18 000        | 440.5<br>38 880        |
| 3      | 18.01    | 33.34 | 6 – 7              | 0.89<br>18 000         | 886.5<br>18 000        | 440.5<br>38 880        |



#### KOORDINATEN

Quellen und Tracermassen

| tracer                             | isotherm   | a [m <sup>3</sup> kg <sup>-1</sup> ] | p [-] |
|------------------------------------|------------|--------------------------------------|-------|
| uranine                            | Freundlich | $4.77 \cdot 10^{-5}$                 | 0.81  |
| lithium                            | Freundlich | $1.02 \cdot 10^{-4}$                 | 0.61  |
| bromide                            | Henry      | 0.0                                  | 1.0   |
| rock density [kg m <sup>-3</sup> ] |            | 2600                                 |       |



#### SORPTIONSPARAMETER

Zweidimensionale Transportmodellierung



#### SCHADSTOFFFAHNEN

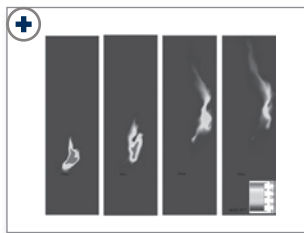
Bild 50–52

Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahne nach 85, 154, 365, und 449 Tagen

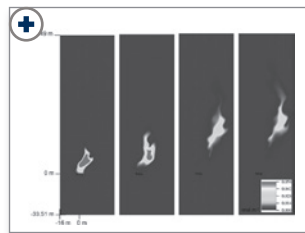
### Transport von Uranin, Lithium und Bromid

**Experimente zum Schadstofftransport.** In den letzten Jahren wurden intensive Untersuchungen des Untergrundes in Krauthausen durch den Transport von Uranin, LiCl, und NaBr durchgeführt und in der Literatur dokumentiert. Es wurden in einer Tiefe von 6 bis 7 m die sorbierenden Stoffe Uranin ( $C_{20}H_{20}Na_2O_5$ ) und Lithium (als LiCl) in drei verschiedenen Brunnen injiziert. Insgesamt wurden 2,67 mol Uranin und 2.659,5 mol LiCl über einen Zeitraum von 5 Stunden eingeleitet. Zirka 8 Monate später wurden in denselben Brunnen 1.321,5 mol des konservativen Tracers Bromid über 10,8 Stunden injiziert.

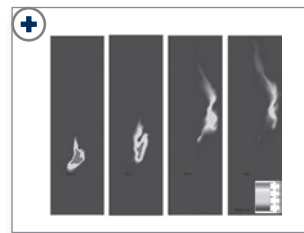
Die Schadstofffahnen wurden mindestens 449 Tage in den verschiedenen Messstellen in unterschiedlicher Tiefe nachgewiesen und ihre Konzentrationen bestimmt. Die Wiedererhaltung betrug 50 % oder weniger. Die Experimentatoren vermuteten, dass die Schadstoffe durch die als impermeabel angesehene dünne Tonschicht unterhalb des Aquifers verlorengehen.



50 URANIN



51 LITHIUM



52 BROMID

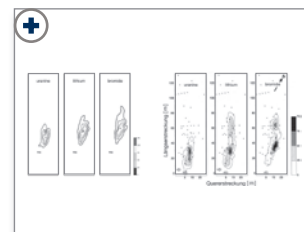
### Zweidimensionale Transportmodellierung

**Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption.** Die Rückhaltung von Uranin und Lithium wurde mithilfe nichtlinearer Sorptionsisothermen (Freundlich) modelliert, während Bromid nicht sorbiert wird.

In Bild 50–52 »SCHADSTOFFFAHNEN« sind die Schadstofffahnen von Uranin, Lithium, und Bromid nach 85 d, 154 d, 365 d, und 449 d dargestellt. Es ist zu beachten, dass die Bilder der Schadstoffe unterschiedliche Skalen haben. Man kann gut erkennen, dass Uranin die stärkste Rückhaltung erfährt, während das Bromid am weitesten transportiert wird. Dieses Verhalten zeigt eine gute Übereinstimmung mit dem Experiment.

In Bild 53 »SCHADSTOFFFAHNEN« sind die mit der erhöhten Permeabilität berechneten und die gemessenen vertikal gemittelten Konzentrationen von Uranin, Lithium und Bromid zum Zeitpunkt 85 d dargestellt. In beiden Abbildungen sind die Konzentrationen auf die höchste vertikal gemittelte Konzentration normiert.

Der Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Konzentrationen zeigt, dass  $d^3f$  und  $r^3t$  realitätsnahe Ergebnisse liefern.



### SCHADSTOFFFAHNEN

**Bild 53**  
Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahnen nach 85 Tagen  
Vergleich der errechneten mit den gemessenen (rechts, nach Englert 2000) Konzentrationen

### Zusammenfassung und Ausblick

Konsistente Ergebnisse In diesem Projekt wurde stochastische Strömungsmodellierung mit anschließender Transportmodellierung mit nichtlinearer Sorption verknüpft. Beide Modellierungen wurden sowohl zwei- als auch dreidimensional durchgeführt. In beiden Fällen waren die Ergebnisse im Vergleich zu den experimentellen Befunden konsistent. Prinzipiell müssten die stochastischen Modellierungen genügend oft mit unterschiedlichen Realisierungen des Permeabilitätsfeldes wiederholt werden. Belastbare Ergebnisse ergeben sich dann durch geeignete Mittelungen. Hier wurde exemplarisch nur eine Realisation betrachtet.

Zurzeit werden die beiden Rechenprogramme bezüglich der Modellierung von Klüften, Wärmetransport und freier Grundwasseroberfläche weiterentwickelt. ■

## 5.2

## Zum Kurz- und Langzeitverhalten von Bentoniten als technische Barrierematerialien für Endlager radioaktiver Abfälle



Dr. Horst-Jürgen Herbert

→ Das Ziel der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen ist die Isolierung der Schadstoffe von der Biosphäre über lange Zeiträume. Dieses Ziel kann durch ein Mehrbarrierenkonzept erreicht werden, in dem sich geologische und technische Barrieren ergänzen. Als mögliche Materialien für technische Barrieren werden sogenannte Bentonite diskutiert. Dabei handelt es sich um tonige, quellfähige plastische Gesteine mit hohem Dichtepotential. Besonders in Salzformationen, aber auch in anderen geologischen Wirtsgesteinen, können salzhaltige Lösungen auftreten, die mit den Bentoniten reagieren und deren Eigenschaften verändern. Die Wechselwirkungen mit den Lösungen verändern die mineralogische Zusammensetzung und damit die Quell- und Dichteigenschaften der Bentonite.

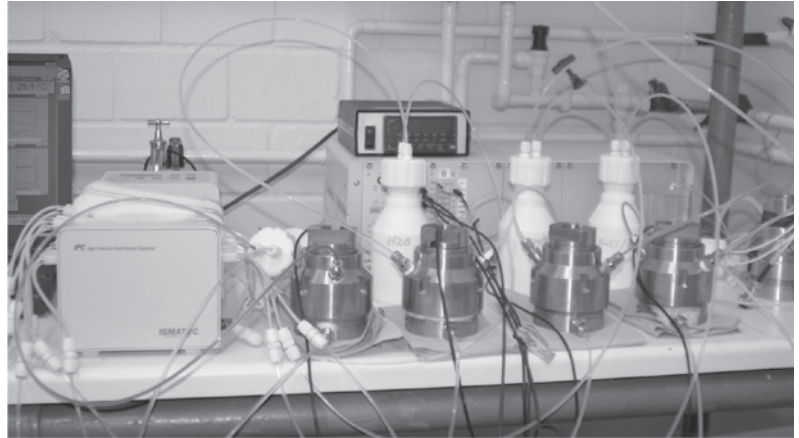
Im Rahmen des EU-Projektes NF-PRO führte die GRS eine Studie durch, die die Erfassung der relevanten Wechselwirkungen von Bentoniten mit salinaren Lösungen in einem weiten Ionenstärke- und pH-Bereich und deren Auswirkungen auf das Kurz- und Langzeitverhalten der technischen Barriere zum Ziel hatte. Die Studie wurde in Zusammenarbeit mit Prof. J. Kasbohm (Universität Greifswald) erstellt.

### Wissenschaftlicher Hintergrund

**Arbeitshypothesen.** Herbert et al. (Long-term behaviour of the Wyoming bentonite MX-80 in high saline solutions, Applied Clay Science 26, 2004) haben über Wechselwirkungen des Wyoming-Bentonits MX-80 mit salinaren Lösungen berichtet. Daraus ergaben sich für die hier vorgestellte neue Studie der GRS folgende Arbeitshypothesen, die überprüft werden sollten:

1. Salzhaltige Lösungen unterschiedlicher Ionenstärke beeinflussen die Quelldrucke kompakter Bentonite unterschiedlich stark.
2. Reagieren Bentonite mit Salzlösungen, wird der Montmorillonit, ein quellfähiges Tonmineral, das 70–90 % der Bentonitzusammensetzung ausmacht, mineralogisch und chemisch so verändert, dass seine Zwischenschichtladung reduziert wird, der Quelldruck dadurch abnimmt und die Permeabilität des kompaktierten Bentonits erhöht wird.
3. Das Endglied der mineralogischen Veränderung des Montmorillonits könnte Kaolinbit oder Pyrophyllit sein, was auf lange Sicht zum Abbau der Quellfähigkeit, des Quelldrucks und somit auch der Dichtwirkung führt.

**Auswertung der Forschungsliteratur.** In der einschlägigen wissenschaftlichen Literatur finden sich Hinweise darauf, dass diese Annahmen zutreffen; teilweise werden allerdings auch entgegengesetzte Ansichten vertreten. Nach der sogenannten DLVO-Theorie beeinflussen die Konzentration der Elektrolyte und die Schichtladung der Tonminerale den Quelldruck der Bentonite. Savage (The Effects of High Salinity Groundwater on the Performance of Clay Barriers, SKI Report, 2005, 54) und Laird (Influence of layer charge on swelling of smectites, Applied Clay Science 34, 2006) haben die Zusammenhänge zwischen der Schichtladung der Smektite und dem Quelldruck der Bentonite beschrieben. Nach diesen Autoren sinkt die



#### QUELLDRUCKMESSZELLEN

**Bild 54**

Mit Datenerfassung im GRS-Labor  
in Braunschweig

Quellfähigkeit mit steigender Ladungsdichte, weil eine höhere Ladung zum Einbau von mehr höherwertigen Kationen in die Zwischenschichten führt. Dies scheint zunächst zu der zweiten Arbeitshypothese im Widerspruch zu stehen. Weiterhin stellten diese Autoren aber – ebenso wie Herbert et al. – eine Reduzierung der Quellfähigkeit mit steigendem Salzgehalt der Lösungen fest. Laird hat mehrere unterschiedliche Prozesse beschrieben, welche die Quellung von mit Alkali- und Erdalkalitionen gesättigten Smektiten kontrolliert: a) Kristalline Quellung, b) Doppellagen-Quellung, c) Ko-Volumen-Quellung und d) Quellung infolge der Brown'schen Molekularbewegung. Nur für die kristalline Quellung ist ein direkter Einfluss der Schichtladung auf die Quellung zu erwarten. Das Ausmaß der kristallinen Quellung sinkt mit steigender Schichtladung. Laird beschreibt weiterhin das Auftreten und Verschwinden sogenannter Quasikristalle als einen dynamischen Prozess in einer wässrigen Smektitsuspension. Mit steigender Schichtladung werden die Quasikristalle

größer und stabiler. Pusch et al. (Evolution of clay buffer under repository conditions. Reprints of the contributions to the workshop on Long-term performance of smectitic clays, 2007) haben ebenfalls ein Konzept entwickelt, das jene Parameter beschreibt, die den Quelldruck beeinflussen. Puschs Bezeichnung »interlamellar pressure« oder »disjoining pressure« ist vergleichbar mit Laird's »crystalline swelling«, und Pusch's »osmotic pressure« entspricht dem »double-layer swelling« von Laird.

### Experimentelles Programm

#### Prüfen der Hypothesen über Experiment.

Um die oben genannten Hypothesen zu überprüfen, wurde ein dreijähriges, experimentelles Programm aufgelegt. MX-80 Bentonit wurde mit sieben salzhaltigen Lösungen unterschiedlicher Zusammensetzung, Ionenstärke und pH-Werten bei jeweils zwei unterschiedlichen Feststoff-Lösungsverhältnissen (Versuche mit kompaktiertem Bentonit mit wenig Lösung im Porenraum und Batch-Versuche mit nichtkompaktiertem Bentonit mit großem Lösungsüberschuß) in Kontakt gebracht.

Die Lösungen waren:

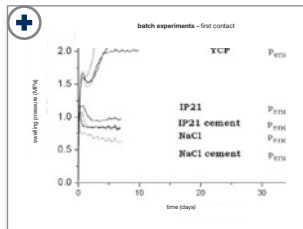
1. Kluftwasser aus dem Granit des schwedischen Untertagelabors in Äspö,
2. Porenwasser aus dem Opalinuston des schweizer Untertagelabors in Mont Terri,
3. eine reine gesättigte NaCl-Lösung,
4. eine Carnallit-gesättigte, Mg-reiche IP-21-Lösung, wie sie in den Salzformationen Norddeutschlands auftreten kann,
5. und 6. Korrosionslösungen, die bei der Reaktion von Salzbeton (ein spezieller Beton mit Salz als Zuschlagstoff, der in Salzbergwerken eingesetzt wird) mit NaCl- und IP21-Lösung entstehen, und
7. eine salzarme aber sehr basische junge, Portlandit-gesättigte Zementporenlösung (YPC).

**Vergleichsversuche mit reinem Wasser.** Zum Vergleich wurden die Versuche auch mit reinem Wasser durchgeführt, weil die Kenntnisse der Wechselwirkungen von Bentoniten mit Wasser am größten sind. Nach Reaktionszeiten von sieben Tagen, ein, zwei und drei Jahren wurden Proben analysiert. Gemessen wurde die Lösungszusammensetzung, die mineralogische Zusammensetzung des Bentonits, die chemischen Veränderungen der Montmorillonite und der Quelldruck des Bentonits. **Bild 54 »QUELLDRUCKMESSZELLEN«** zeigt den Aufbau von Quelldruckmesszellen mit Datenerfassung im Labor.

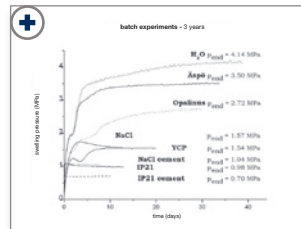
### Ergebnisse

**Quellfähigkeit der Montmorillonite bleibt erhalten.** Insgesamt blieb, sowohl in den kompaktierten als auch in den nichtkompaktierten Bentonitproben, über die gesamte Beobachtungszeit von drei Jahren die Quellfähigkeit der Montmorillonite im Kontakt mit allen Lösungen erhalten. Nachgewiesen wurde dies durch die Aufweitung der Montmorillonit-Zwischenschichten mit Ethylenglykol. Der Zwischenschichtabstand bei Glykolsättigung war zu Beginn und am Ende der Experimente maximal und betrug einheitlich 17 Å. Trotzdem führte jede der acht Lösungen zu ausgeprägten mineralogischen und chemischen Änderungen der Montmorillonite, wenn auch in unterschiedlichem Ausmaß.

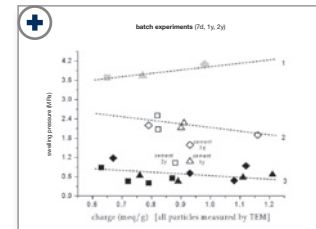
**Veränderter Quelldruck.** Diese Veränderungen spiegeln sich auch in Änderungen der Quelldrucke wider. Erwartungsgemäß waren die gemessenen Quelldrucke mit Wasser am höchsten und fielen mit steigendem Salzgehalt (und steigendem pH-Wert) der Lösungen ab (s. **Bild 55 »EXPERIMENTELLE ERGEBNISSE«**). Der Abfall des Quelldrucks kompaktierter Bentonite im Kontakt mit Wasser im Vergleich zum Quelldruck mit niedrigsalinaren Lösungen ist zwar deutlich, aber moderat im Vergleich zum starken Abfall bei der Reaktion mit



**55 QUELLDRUCK**  
von originalem, unbehandeltem MX-80 Bentonit unmittelbar nach dem ersten Kontakt



**56 QUELLDRUCK**  
von MX-80 Bentonit nach dreijähriger Reaktionszeit



**57 ZUSAMMENHANG VON QUELLDRUCK UND LADUNG DER MONTMORILLONITE**  
im Kontakt mit  
1 – Wasser  
2 – Lösungen mittlerer Ionenstärke  
3 – Lösungen hoher Ionenstärke  
nach  
◆ – 7 Tagen, ■ – 1 Jahr, ▲ – 2 Jahren



### EXPERIMENTELLE ERGEBNISSE

**Bild 55–57**  
Quelldrucke mit unterschiedlichen Lösungen  
(Batch-Versuche mit Lösungsüberschuss)

hochsalinaren Lösungen. Hinsichtlich der Quelldrucke nimmt die junge Zementporenlösung (YCP) eine Zwischenstellung ein: Sie weist zwar einen niedrigen Salzgehalt, dafür aber einen hohen pH-Wert auf. Auch diese Beobachtung bestätigte die eingangs dargelegten Arbeitshypothesen. Überraschend war jedoch die Beobachtung, dass sich die Quelldrucke mit fortschreitender Reaktionszeit nicht verminderten, sondern im Gegenteil erhöhten (s. Bild 56 und 57). Dies führt zumindest kurzfristig, zu einer verbesserten Dichtwirkung des Betons im Kontakt mit den untersuchten Lösungen.

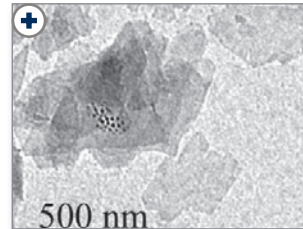
**Partielle Auflösung der Tonpartikel.** Gleichzeitig wurde eine partielle Auflösung von Tonpartikeln beobachtet, was zu einem erhöhten Al-Gehalt der Lösungen führte. In den erhalten gebliebenen Montmorillonitpartikeln wurde mit fortschreitender Reaktionszeit ein zunehmender Si-Überschuß und eine Reduzierung der Gesamtladung und der Zwischenschichtladung festgestellt. Dies beruht auf einem Austausch von Mg durch Al in den

Oktaederschichten. Außerdem wurde beobachtet, dass die Veränderungen der Montmorillonite in den kompaktierten Bentonitproben schneller ablaufen als in den Batch-Versuchen mit Lösungsüberschuß. Die Erklärung liegt möglicherweise in der höheren Azidität des Zwischenschichtwassers im Vergleich zum Porenwasser. Yariv & Michaelian (Surface acidity of clay minerals. Industrial examples – Angewandte Geowissenschaften 1, 1997, 181–190) stellten fest, dass die Menge dissoziierten Wassers in den Zwischenschichten des Montmorillonits 107 mal höher ist als im Porenraum des Bentonits, weil die dielektrische Konstante des Zwischenschichtwassers niedriger ist, als die des freien Wassers im Porenraum.

**Bildung neuer Tonminerale.** Die erwartete Kaolinitisierung/Pyrophyllitisierung (Arbeitshypothese 3) und der Si-Überschuß in den veränderten Montmorilloniten wurden in mehreren Proben in einem inzipienten Stadium tatsächlich beobachtet (s. Bild 58 »TEM-AUFNAHME«).

### Bestätigung und Erklärung der Hypothesen.

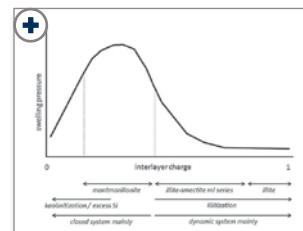
Die Auswertung der eigenen Ergebnisse und der den Arbeitshypothesen vermeintlich entgegenstehenden Literaturdaten führte zu neuen Erkenntnissen, die alle diese Beobachtungen nicht nur bestätigen, sondern auch einheitlich erklären. Steigende Zwischenschichtladungen führen, wie Savage und Laird berichten, zu fallenden Quelldrücken. Nach unserem Verständnis verantwortlich ist hierfür die Umwandlung von Montmorillonit in Illit, einem nicht mehr quellfähigen Tonmineral. Die Illitisierung ist in offenen, natürlichen Systemen mit Lösungsaustausch ein weit verbreiteter Prozess. Dieser Prozess läuft jedoch nicht unter den Versuchsbedingungen – und damit den Endlagerbedingungen – ab. In unseren Versuchen haben wir unter Endlagerbedingungen, das bedeutet in einem geschlossenen System, in allen Proben keinen Anstieg der Zwischenschichtladung, sondern einen signifikanten Abfall festgestellt. Ein derartiger Verlauf kann nicht zur Illitisierung führen. Eine Illitisierung wurde aber bisher in der Literatur allgemein auch für ein Endlager angenommen. Ein Ladungsabfall führt, wie beobachtet, zu einer Kaolinitisierung/Pyrophyllitisierung. Da auch die Tonminerale Kaolinit und Pyrophyllit ähnlich wie Illit nicht mehr quellfähig sind, löst sich der scheinbare Widerspruch zu den Literaturdaten auf. Sowohl ein Anstieg als auch ein Abfall der Ladung kann zu einem Verlust der Quellfähigkeit führen. In **Bild 59** »QUELLDRUCK/ZWISCHENSCHICHTLADUNG« ist schematisch der Zusammenhang zwischen den mineralogischen Veränderungen der Montmorillonite, der Änderung von Zwischenschichtladung und Quelldruck des Bentonits bei Reaktion mit Lösungen im offenen und geschlossenen System dargestellt.



### TEM-AUFNAHME

**Bild 58**

Neugebildete hypidiomorphe Kaolinitkristalle in einer Bentonitprobe nach 2-jähriger Reaktionszeit mit einer Mg-reichen IP21-Lösung



### QUELLDRUCK/ZWISCHENSCHICHTLADUNG

**Bild 59**

Schematischer Zusammenhang zwischen Montmorillonitumwandlung, Zwischenschichtladung und Quelldruck in offenen und geschlossenen Systemen

Kaolinit bzw. Pyrophyllit mit der Zwischenschichtladung Null/Halbzelle (links) und Illit mit der Zwischenschichtladung Eins/Halbzelle (rechts) sind Endglieder der Montmorillonitumwandlung bei unterschiedlichen Entwicklungen infolge unterschiedlicher Randbedingungen.

### Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

**Signifikante Unterschiede zwischen geschlossenen Endlagersystemen und offenen geologischen Systemen.** Die drei zu Beginn des F&E-Vorhabens aufgestellten Arbeitshypothesen wurden durch die neuen Untersuchungen bestätigt. Scheinbare Widersprüche zu Literaturdaten konnten befriedigend aufgeklärt werden. Das neu entwickelte Verständnis erklärt sowohl das Kurz- als auch das Langzeitverhalten von Bentoniten und macht deutlich, dass es zwischen einem geschlossenen Endlagersystem und einem offenen geologischen System signifikante Unterschiede gibt. In einem praktisch als geschlossen anzusehenden Endlager in Salzformationen, in dem keine schnelle Abfuhr des Al anzunehmen ist, ist auch keine Illitisierung der quellfähigen Smektiten sondern eine Kaolinitisierung/Pyrophyllitisierung zu erwarten. Beide Richtungen der Umwandlung führen jedoch auf lange Sicht zu einer Abnahme der Quellfähigkeit der Bentonite, auch wenn kurzfristig eine Quelldruckerhöhung beobachtet wird. Das bedeutet, dass auf lange Sicht von einer Permeabilitätssteigerung der technischen Barriere Bentonit auszugehen ist.

Die Frage, die es somit im Zusammenhang mit der Stabilität der Bentonitbarriere zu beantworten gilt, ist nicht ob, sondern wie lange Bentonite unter den Bedingungen eines Endlagers/Untertagedeposition in Salzformationen ihre Dichteigenschaften behalten. In der Langzeitsicherheitsanalyse ist damit zu klären, welcher Umfang der Quellfähigkeit erforderlich ist und über welche Zeitspanne eine bestimmte Permeabilität erhalten bleiben muss. ■

## 6. Strahlen- und Umweltschutz



Dr. Gunter Pretzsch



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

**Der Arbeitsschwerpunkt 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. Beispiele für die Aktivitäten zu Mengenbilanzen bilden etwa die Arbeiten zur Nachverfolgung und Dokumentation von Kernbrennstoff- und Abfallströmen sowie zur Führung von Entsorgungsnachweisen im Brennstoffkreislauf.

**Der Arbeitsschwerpunkt Strahlenschutz.** Aspekte des Strahlenschutzes bearbeitet die GRS vor allem bei in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken sowie bei deren Stilllegung und bei der Freigabe radioaktiver Stoffe. Weitere Fragestellungen werden im Hinblick auf den radiologischen Notfallschutz, zur Radioökologie in der Umgebung kerntechnischer Anlagen und 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 Transportsicherheit spielen ebenfalls eine wichtige Rolle.

## Arbeitsschwerpunkte Bereich Strahlen- und Umweltschutz

### KERNBRENNSTOFF

- /// Kritikalität bei Transport, Lagerung und Handhabung von Kernbrennstoffen
- /// Abbrand und Abklingen von Kernbrennstoffen
- /// Abschirmungen und Strahlentransport
- /// Nukleare Verfahrenstechnik
- /// Auswertung von Betriebserfahrung und Störfällen
- /// Nachverfolgung und Dokumentation von Kernbrennstoff- und Abfallströmen
- /// Führung von Entsorgungsnachweisen

### STRAHLENSCHUTZ

- /// Strahlenschutz bei Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken
- /// Freigabe radioaktiver Stoffe
- /// Radiologischer Notfallschutz
- /// Analysen zu potenziellen radiologischen Folgen nach störfallbedingten Freisetzungen
- /// Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe
- /// Untersuchungen zur Radioökologie in der Umgebung kerntechnischer Anlagen
- /// Untersuchungen zur Transportsicherheit

**Die Arbeitsschwerpunkte 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. In diesem Zusammenhang befassen sich die Fachleute der GRS unter anderem mit der Charakterisierung von radioaktiven Abfällen und deren Behandlung und Konditionierung sowie mit der Bewertung der Auswahl, Charakterisierung und Langzeitsicherheit von Endlagerkonzepten und Endlagerstandorten.

**Auftraggeber.** Hauptauftraggeber in den vorgenannten Themengebieten sind in erster Linie 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.

## ENDLAGERUNG

- /// Analysen und fachliche Beratung von Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zur sicherheitstechnischen Bewertung von Endlagerkonzepten (einschl. Endlagerbetrieb) und zur Abfallcharakterisierung und -konditionierung
- /// Entwicklung von Konzepten und Methoden zur Auswahl, Charakterisierung sowie zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagersystemen in verschiedenen Wirtsgesteinen
- /// Gutachterliche Prüfungen im Rahmen von Genehmigungsverfahren
- /// Entwicklung von Sicherheitskriterien und Leitlinien und Förderung der internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Endlagerung, Beratung von osteuropäischen Genehmigungsbehörden

### Aufgaben und Projekte des Bereichs Strahlen- und Umweltschutz

**Unterstützung des BMU bei der Mitwirkung in der WENRA-Arbeitsgruppe zur Zwischenlagerung und Stilllegung.** Im Vorhaben »Umsetzung internationaler Regelwerke« unterstützt die GRS das BMU bei der Wahrnehmung seiner Verpflichtungen, die sich aus der Mitunterzeichnung des Policy Statements der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) vom September 2005 ergeben. Die WENRA verfolgt

mit der Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD), einer Arbeitsgruppe aus Behördenvertretern der Unterzeichnerstaaten, das Ziel einer Angleichung der Sicherheitsniveaus bei der Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle und bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Dazu wurde für die Zwischenlagerung und Stilllegung jeweils ein Katalog von Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels) erstellt, der als Grundlage für die Überprüfung und Harmonisierung der nationalen Anforderungen dient. In der ersten Stufe dieses Prozesses wurden die nationalen Sicherheitsanforderungen und deren Umsetzung in der Praxis an Hand der WENRA Referenzniveaus überprüft und bewertet (Benchmarking). In der zweiten Stufe sind die Mitgliedsstaaten aufgefordert, Pläne zur Ergänzung ihrer nationalen Sicherheitsanforderungen in den Bereichen zu erstellen, in denen die Referenzniveaus der WENRA nicht adäquat abgedeckt sind.

In den Jahren 2007 und 2008 hat die GRS die Selbstbewertung im Hinblick auf die Praxis der Zwischenlagerung an ausgewählten Anlagen und das einschlägige Regelwerk koordiniert und in wesentlichen Teilen selbst erstellt. Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden der WGWD zur Überprüfung vorgelegt. Das Benchmarking wurde Ende Mai 2009 abgeschlossen. Gegenwärtig erstellt die GRS im BMU-Auftrag für die WGWD einen Abschlussbericht, der das Bewertungsverfahren beschreibt und die Ergebnisse aller beteiligten Länder in einer Übersicht darstellt. Ferner wurden die Arbeiten zur nächsten Stufe, dem Aktionsplan zur Anpassung des nationalen Regelwerks aufgenommen. An den Arbeiten ist das Öko-Institut Darmstadt im Unterauftrag der GRS beteiligt.

Daneben unterstützte die GRS das BMU auch bei der Analyse der Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus zur Sicherheit bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen im deutschen Regelwerk. Diese Arbeiten sind Bestandteil eines eigenen umfassenden Projektes zur Bearbeitung von Fragestellungen zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, mit dem die GRS dem BMU seine technische und wissenschaftliche Fachkompetenz zur Verfügung stellt. Neben der Durchführung eigener Untersuchungen nahm die GRS in 2007 und 2008 an der Fachdiskussion innerhalb Deutschlands teil und wertete die Ergebnisse aus. Sie erarbeitete Vorschläge zur Weiterentwicklung der aktuellen Referenzniveaus und brachte diese in verschiedenen Sitzungen der WGWD ein. Auch künftig wird die GRS diese Arbeiten fortsetzen und das BMU dabei unterstützen, die Sicherheit in der Stilllegung im Sinne der Zielsetzung der WENRA weiterzuentwickeln.

**Sicherheitstechnische Aspekte der längerfristigen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente.** Durch den Betrieb von Kernkraftwerken sind in Deutschland hochradioaktive Stoffe in Form von abgebrannten Brennelementen und verglastem Abfall in sogenannten HAW-Kokillen aus der Wiederaufarbeitung angefallen, die einem Endlager zugeführt werden müssen. Die trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen aus Kernkraftwerken und von verglastem hochradioaktivem Abfall aus Wiederaufarbeitungsanlagen ist ein fester Bestandteil des Entsorgungskonzeptes für radioaktive Abfälle in Deutschland. Die für die Zwischenlagerung erteilten Genehmigungen sind auf 40 Jahre befristet. Die GRS untersucht in einem Vorhaben unter Beteiligung des Öko-Instituts Darmstadt unter Berücksichtigung des internationalen Stands von Wissenschaft und Technik sicherheitstechnische Aspekte der trockenen Zwischenlagerung, die zeitabhängigen Veränderungen unterliegen und dabei potenziell für die Sicherheit der Zwischenlagerung relevant

sein können. In einer systematischen Untersuchung sollen mögliche Langzeit- und Alterungseffekte auf sicherheitsrelevante Komponenten und Systeme beschrieben und deren Auswirkungen auf die Sicherheit der Zwischenlagerung diskutiert werden. Bei diesen Komponenten und Systemen handelt es sich neben den gelagerten Brennelementen und HAW-Kokillen auch um die verwendeten Behälter und Handhabungs- und Lagereinrichtungen, wie z. B. Krananlagen und Lagergebäude. Daneben werden auch die Sicherheit von Betriebsabläufen und Maßnahmen zum Erhalt von Erfahrung und Know-how betrachtet. Schließlich wird auch das bestehende Konzept zur langfristigen Einhaltung der Sicherheitsanforderungen (z. B. wiederkehrende Prüfungen) näher beleuchtet und hinterfragt. In diesem Zusammenhang wird die GRS in dem Vorhaben auch einen Vorschlag zum Umfang und Zeitintervall einer periodischen Sicherheitsüberprüfung für Brennelement-Zwischenlager erarbeiten.

**Sicherheit von radioisotopenbasierten Energiequellen für Weltraum-Missionen.** Im Vorhaben »European Space Nuclear Safety Framework« (ENSaF) beteiligte sich die GRS an der Erarbeitung eines Konzepts für zukünftige Genehmigungsverfahren zur Verwendung von radionuklidbasierten Energiequellen (Nuclear Power Sources, NPS) bei Weltraummissionen der European Space Agency (ESA). In den USA und der Russischen Föderation sind bereits Genehmigungsverfahren für Missionen mit NPS etabliert. Für die eigenständige Durchführung von Missionen mit NPS vom Guyana Space Center in Kourou aus benötigt die ESA jedoch ein Genehmigungsverfahren auf europäischer Ebene. Ein Konzept für ein derartiges Verfahren wurde im Auftrag der ESA unter Beteiligung von Vertretern der Raumfahrtindustrie, potenziellen Anbietern entsprechender Energiequellen sowie Expertenorganisationen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit aus vier europäischen Ländern erstellt. Darin werden praktikable

Ansätze zur Sicherheitsbewertung und Genehmigung mit internationaler Beteiligung auf europäischer Ebene aufgezeigt und die Grundlagen für die Ableitung radiologischer Sicherheitsziele unter Berücksichtigung der spezifischen Risiken von Weltraum-Missionen mit NPS dargelegt.

**Vergleich der Stilllegungsoptionen »Direkter Abbau« und »Sicherer Einschluss« am Beispiel zweier TRIGA-Forschungsreaktoren.** In einer gemeinsam mit dem Deutschen Krebsforschungszentrum (DKFZ) durchgeführten Studie hat die GRS die Wahl der Stilllegungsoption für zwei abgebaute Forschungsreaktoren vom Typ TRIGA retrospektiv analysiert. Ziel der Studie war es, für beide konkreten Stilllegungsprojekte die jeweils von dem Betreiber DKFZ gewählte Stilllegungsoption – direkter Abbau bzw. Abbau nach einer etwa 20-jährigen Phase des sicheren Einschlusses – hinsichtlich möglicher Vor- und Nachteile zu untersuchen und hieraus allgemeine Schlussfolgerungen zu ziehen. Dazu wurden in erster Linie die praktischen Erfahrungen aus der Durchführung der genannten Stilllegungsoptionen ausgewertet. Im Rahmen der Studie wurden die Informationen zu den beiden Stilllegungsprojekten nach einem eigens hierfür erarbeiteten Kriterienkatalog aufbereitet und bewertet. So wurde etwa die Verfügbarkeit des erforderlichen Personals und dessen Strahlenexposition ebenso betrachtet wie die bei beiden Optionen entstehenden Mengen an radioaktiven Abfällen. Die Studie kommt zu dem Schluss, dass sowohl der direkte Abbau wie auch der Abbau nach einer Phase des sicheren Einschlusses für die beiden konkreten Stilllegungsprojekte eine geeignete und angemessene Wahl waren. Vor allem bei der Bewertung des sicheren Einschlusses wirken sich dabei Besonderheiten des Forschungsreaktors und die spezielle Personalsituation beim Betreiber positiv aus. Die Ergebnisse der Studie zeigen aber auch, dass allgemeine Empfehlungen für die Wahl einer Stilllegungsoption nicht ohne weiteres möglich sind: Welche Option für die Stilllegung einer

konkreten Anlage die günstigere ist, lässt sich nur nach einer Auswertung der tatsächlich vorliegenden Rahmenbedingungen feststellen. Die allgemein diskutierten abstrakten optionsspezifischen Vor- und Nachteile bedürfen insofern einer kritischen Prüfung.

**Beratung des BMU im Verfahren zur Stilllegung des Endlagers Morsleben.** Als Betreiber des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) stellte das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) 1992 bei dem Umweltministerium des Landes Sachsen-Anhalt (MU) den Antrag auf Durchführung eines Planfeststellungsverfahrens zur Stilllegung des ERAM. Im Rahmen dieses Verfahrens übt das BMU neben der Rechts- auch die sogenannte Fachaufsicht aus. Gegenstand der Fachaufsicht ist die Prüfung der fachlichen Richtigkeit und der Zweckmäßigkeit des Handelns der beaufsichtigten Behörde. Die GRS wurde vom BMU mit dessen Unterstützung im Hinblick auf die Ausübung der Fachaufsicht beauftragt. Ziel dieses Vorhabens ist es, das BMU kontinuierlich und zeitnah über anlagen-, sicherheits- und verfahrenstechnische Aspekte des Verfahrens zu informieren und zu beraten.

Hierzu sichtet die GRS sämtliche Antragsunterlagen des Antragstellers, prüft deren Konsistenz und wertet diese unter den genannten Aspekten aus. Ebenso werden die Aussagen des MU sowie die Stellungnahmen von Gutachtern der Genehmigungsbehörde unter dem Blickwinkel sicherheitstechnischer und verfahrenstechnischer Angemessenheit ausgewertet. Darüber hinaus verfolgt die GRS den Verlauf des Planfeststellungsverfahrens durch Teilnahme an Fach- und Koordinierungsgesprächen der Verfahrensbeteiligten und hinzugezogener Gutachter. In der Phase der Öffentlichkeitsbeteiligung wird die GRS das BMU bei Fragestellungen zur Auslegungsreife der Unterlagen für die Öffentlichkeitsbeteiligung sowie bei der Begleitung des Öffentlichkeitsverfahrens unterstützen.

Neben der Bearbeitung dieser verfahrensbegleitenden Aufgaben unterstützt die GRS das BMU im Hinblick auf die bergrechtlich genehmigte Verfüllung einzelner Altabbaue im Zentralteil des ERAM. Ziel der vorgezogenen Verfüllmaßnahme ist es, durch Einbringung von mehr als einer halben Million Kubikmeter an fließfähigem Versatzstoff einer langfristigen Verschlechterung der geomechanischen Situation entgegenzuwirken. Die GRS arbeitet die Informationen zu den entsprechenden technischen Planungen fachlich auf und prüft, ob sich aus diesen vorgezogenen Maßnahmen Konsequenzen für die Stilllegung des ERAM ergeben.

**Zur Robustheit des Betriebs eines Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle.** In einem Eigenforschungsvorhaben befasst sich die GRS mit der Frage, wie robust der Betrieb eines Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle durchgeführt werden kann. Im Zusammenhang mit dem Endlagerbetrieb beinhaltet der Begriff der Robustheit vor allem den Einsatz möglichst bewährter Technologie,

- /// ein konzeptionelles Minimierung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals,
- /// die Reduktion potenzieller Störfälle,
- /// eine hohe betriebliche Zuverlässigkeit sowie
- /// die Minimierung von Sekundärabfällen.

Bei der Bewertung der so verstandenen Robustheit eines bestimmten Endlager- und Einlagerungskonzepts ist auch zu berücksichtigen, welche Konsequenzen sich aus der Umsetzung dieses Konzepts für die der Endlagerung vorgelegten Handhabungs- und Konditionierungsschritte ergeben.

In dem Vorhaben betrachtet die GRS die derzeit verfolgten Endlagerkonzepte der Strecken- und Bohrlochlagerung für die Wirtsgesteine Steinsalz und Tonstein. Für beide Endlagerkonzepte wird

zunächst der Stand von Wissenschaft und Technik ermittelt. Bezüglich der Bohrlochlagerung wurden dabei bislang einige offene Fragen identifiziert, die die betrieblichen Belastungen der Kokillen und die kerntechnische Sicherheit des Einlagerungsvorgangs in bis zu 300 m tiefe Bohrlöcher betreffen. Ausgangspunkt für die Untersuchungen zum Konzept der Streckenlagerung sind die Arbeiten zum POLLUX-Referenzkonzept, wie es in den 90er Jahren entwickelt wurde. Die bisher durchgeführten Untersuchungen ergeben bereits Hinweise, dass unter den oben genannten Aspekten der betrieblichen Robustheit eine Abwägung zwischen den Einlagerungskonzepten der Strecken- und Bohrlochlagerung möglich ist. Vertieft zu untersuchen sind für die beiden Konzepte noch die Handhabungs- und Konditionierungsschritte, die durch die Wahl des Endlager- bzw. Einlagerungskonzeptes vorgegeben werden.

Mit dem Vorhaben werden weitere Fragestellungen aufgeworfen und untersucht. Hierzu gehört die Frage nach der Endlagerfähigkeit von CASTOR-Behältern, die derzeit eine Zulassung als Transport- und Zwischenlagerbehälter haben. Neben konzeptionellen Unterschieden weisen CASTOR- und POLLUX-Behälter durchaus Vergleichbarkeiten auf, die entsprechende Untersuchungen nahelegen. Die Frage nach der Endlagerfähigkeit der sehr schweren CASTOR-Behälter führt zur Frage nach Alternativen zur Schachtförderung. Die einzige Alternative das untertägige Bergwerk für Transporte solcher Behälter zu erschließen, stellt eine Rampe von der Geländeoberkante dar, wie sie in den skandinavischen Ländern für die dort geplanten Endlager vorgesehen sind. Im Rahmen des Vorhabens werden die Möglichkeiten und Grenzen der Schacht- und Rampenförderung untersucht und hinsichtlich ihrer Realisierbarkeit in einem deutschen Endlager geprüft. ■

## 6.1

## Untersuchungen zur Aktivierung und Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau von Kernkraftwerken



Ulrich Hesse



Klemens Hummelsheim

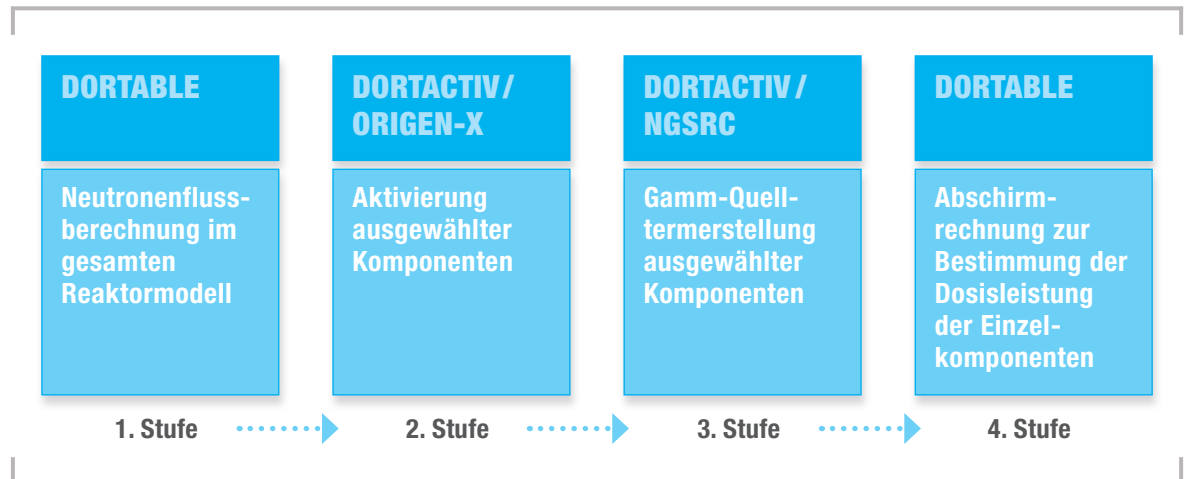


Markus Wagner

→ In Deutschland wird am Standort Greifswald seit einigen Jahren die sogenannte Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen praktiziert. Durch die Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls und der damit verbundenen Reduzierung der Radioaktivität soll die Menge des endzulagernden radioaktiven Materials verringert und die Strahlenexposition des Personals beim Rückbau reduziert werden. Um die Realisierbarkeit dieser Ziele zu bewerten, ist die genaue Kenntnis der relevanten Radionuklide notwendig. Diese lassen sich durch den Einsatz moderner Rechenverfahren zur Neutronenflussberechnung und zur Aktivitätsbestimmung ermitteln. Voraussetzung hierfür ist eine genaue Kenntnis der Materialzusammensetzungen der Komponenten und deren Bestrahlungsgeschichte. Die GRS und Brenk Systemplanung untersuchen im Auftrag des BMU die Abklinglagerung, um beispielsweise die erforderliche bzw. optimale Dauer einer Abklinglagerung und die dabei mögliche Verringerung der Strahlenexposition des Betriebspersonals und des Abfallvolumens zu bestimmen.

**Entwicklung von Rechenverfahren.** In ihrem Vorhaben zur Abklinglagerung entwickelt die GRS ein Rechenverfahren, mit dem die Neutronenflüsse, die dadurch entstehende Aktivierung von Komponenten – etwa eines Reaktordruckbehälters (RDB) nach 32 Betriebsjahren – und die aus der Aktivierung resultierende Oberflächen-dosisleistung (ODL) berechnet werden können. Mit diesem Verfahren kann ebenfalls die Abnahme der ODL in Abhängigkeit von der Dauer einer Abklinglagerung bestimmt werden.

## DORTACTIV-2008. Flussdiagramm



### PROGRAMMPAKET DORTACTIV

Bild 60

Aus international anerkannten Einzelprogrammen wurde ein geschlossenes Rechensystem entwickelt

### Rechenmethodik

Das Rechensystem besteht aus international anerkannten Einzelprogrammen, die durch neu entwickelte Verknüpfungs- und Interpretationsmodule zu einem geschlossenen Programmsystem zusammengefügt wurden (s. Bild 60 »PROGRAMMPAKET DORTACTIV«).

Zur Berechnung der für die Bewertung relevanten Größen ist ein vierstufiger Verfahrensablauf notwendig, der mit der Entwicklung des Programmpaketes DORTACTIV umgesetzt wurde:

**Validierung der Rechenmethoden.** Die Rechenmethoden müssen anhand von Nachrechnungen zu Messwerten validiert werden. Ein erster Test ist durch Vergleich der Rechenergebnisse mit experimentellen Daten von bestrahlten Brennelement-Strukturteilen erfolgreich durchgeführt worden. Weitere Möglichkeiten zur Validierung bieten Nachrechnungen auf der Grundlage von Daten, die aus den Reaktoren in Greifswald in Form von Dosisleistungen der Komponenten bereit stehen.

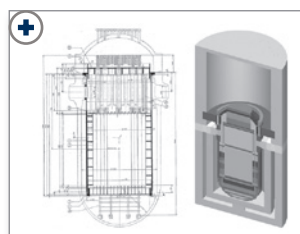
Während die Bewertung der Abklinglagerung an dem Modell eines typischen Druckwasserreaktors (DWR) erfolgt, wird die Validierung an den Daten aus Greifswald entsprechend mit einem Geometriemodell des Reaktors in Greifswald durchgeführt.

**1. Stufe** Neutronenflussberechnung im kompletten rotationssymmetrischen Reaktormodell in zweidimensionaler Geometrie (RZ-Geometrie).

**2. Stufe** Aktivierungsrechnung für jeden Ortspunkt oder für die einer Großkomponente zugeordnete Menge von Positionen.

**3. Stufe** Berechnung der Gammaskpektren an jedem der ausgewählten Ortspunkte.

**4. Stufe** Abschirmrechnungen zur Bestimmung der Dosisleistung im Umfeld der Großkomponenten.



### DWR REAKTORDRUCKBEHÄLTER

**Bild 61**

Querschnittszeichnung und die Umsetzung in das Rechenmodell für DORTACTIV  
Die grafische Darstellung erfolgte mit Hilfe des Moduls KENO3D

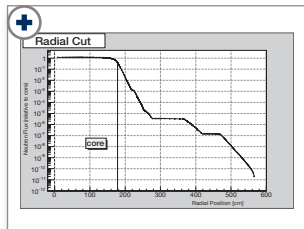
Das Modell des RDB eines DWR enthält alle Komponenten, die zur Neutronenflussrechnung und der späteren Aktivierung notwendig sind. Der biologische Schild und ein exemplarisches Reaktorgebäude werden im Modell berücksichtigt, um Reflektion und Moderation von Neutronen in Richtung RDB richtig zu erfassen (s. **Bild 61** »DWR REAKTORDRUCKBEHÄLTER«).

### Erste Ergebnisse zur Neutronenflussberechnung (Stufe 1)

**Anwendung verschiedener Transportbibliotheken.** Für die Berechnungen des Neutronenflusses wurde exemplarisch ein DWR der KWU vom Typ Konvoi mit einer Leistung von 1300 MW ausgewählt. Dieser Anlagentyp ist baugleich in Isar 2, Neckarwestheim 2 und Emsland im Einsatz. Die Daten zur Geometrie entstammen hauptsächlich dem Sicherheitsbericht für diesen Reaktortyp. Die Berechnungen wurden mit fünf verschiedenen Transportbibliotheken von 13 bis 175 Neutronengruppen durchgeführt. Alle Bibliotheken liefern ähnliche Neutronenflussverläufe und nur bei großen Abständen vom Kern und dementsprechend großen Abschwächungsfaktoren tauchen nennenswerte Abweichungen auf. Es wird angestrebt, diese Streuungen entweder durch validierende Experimente zu klären oder aber diese Streuungen für eine Variationsbreite der Aktivierungsergebnisse einzusetzen.

**Neutronenflüsse in radialer Richtung.** Die Neutronenfluss-Schwächung in radialer Richtung von der Kernmitte aus über Kernbehälter, RDB und Bioschild bis zur Wand des idealisierten Reaktorgebäudes, gibt **Bild 62** »NEUTRONENFLÜSSE RADIAL« wieder. Die Flusshöhe ist relativ zum Fluss im Kernbereich angegeben, der durch eine vertikale rote Linie angezeigt ist. Erwartungsgemäß sinkt der Fluss von der Kernmitte um acht Zehnerpotenzen nach außen bis zur Reaktorwand ab.

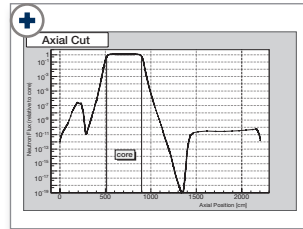
**Neutronenflüsse in axialer Richtung.** In axialer Richtung zum Deckel als auch zur unteren Kalotte sinkt der Neutronenfluss stark ab, steigt aber dann unerwartet um mehrere Zehnerpotenzen wieder an (s. **Bild 63** »NEUTRONENFLÜSSE AXIAL«). Dieser Effekt wird bei der Verwendung aller Transportbibliotheken ähnlich beobachtet. Man kann davon ausgehen, dass dieser Anstieg unter anderem auf dem sogenannten Streaming des Neutronenflusses zwischen RDB und Betonwänden beruht. Die Neutronenfluss-Schwächung in axialer Richtung, ausgehend vom Reaktorboden bis zum Dach des idealisierten Reaktorgebäudes, gibt **Bild 63** wieder.



### NEUTRONENFLÜSSE RADIAL

**Bild 62**

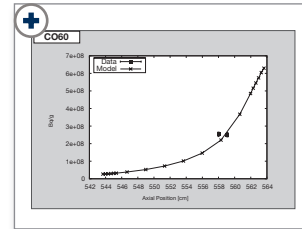
Verlauf der Schwächungsfaktoren  
Totalfluss von Kern-Mitte radial nach  
aussen bis Reaktorgebäude  
(Bibliothek KORLIB mit 83 Gruppen)



### NEUTRONENFLÜSSE AXIAL

**Bild 63**

Verlauf der Schwächungsfaktoren  
Totalfluss von Reaktorgebäudeboden  
bis Decke  
(Bibliothek KORLIB mit 83 Gruppen)



### AKTIVIERUNG QUETSCHMUTTER

**Bild 64**

Gemessene und errechnete  
Co60-Aktivierung im Vergleich

Die Flusshöhe ist wiederum relativ zum Fluss im Kern angegeben, und der Kernbereich ist durch vertikale rote Linien angezeigt.

Der überraschende Axialanstieg konnte mit den früher üblichen eindimensionalen Verfahren nicht erfasst werden. Die zukünftigen Aktivierungsergebnisse zu Boden und Deckel des RDB werden zeigen, ob dieser Axialanstieg zu so hohen Neutronenaktivierungen führt, dass Freigabegrenzen überschritten werden.

### Erste Ergebnisse der Aktivierungsrechnungen (Stufe 2)

**Vergleich mit Experiment.** Als erster Test des Rechenmodells wurde die Aktivierung einer Kopfschraube und einer Quetschmutter vom Steuerstabführungsrohr eines Brennelements rechnerisch ermittelt. Als Vergleichsbasis standen die Messdaten zu Konzentrationen von 11 radioaktiven Isotopen zur Verfügung. Als Beispiel für den Vergleich zeigt **Bild 64** »AKTIVIERUNG QUETSCHMUTTER« die für das Isotop Cobalt 60 errechnete Aktivierung der Quetschmutter, die die Messdaten sehr gut wiedergibt. Auch die Messdaten anderer Isotope werden größtenteils gut reproduziert. Die Ergebnisse der Berechnungen wurden auf der GLOBAL 2009 veröffentlicht.

In Kürze werden erste Rechnungen zur Dosisleistung erfolgen. Die Ergebnisse dieser Berechnungen werden dann mit den entsprechenden Messdaten aus Greifswald verglichen. ■

## 6.2

## Analysen zur Kritikalitätssicherheit eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe



Dr. Bernhard Gmal



Dr. Robert Kilger

→ National wie international wird bei der Langzeitsicherheitsanalyse für ein Endlager für abgebrannte Brennelemente in tiefen geologischen Formationen auch die Kritikalitätssicherheit über sehr lange Zeiträume mit einbezogen. Eine wesentliche Herausforderung ist dabei die Tatsache, dass die zukünftige Entwicklung eines geologischen Endlagers und damit die Randbedingungen für Kritikalitätsanalysen nicht in allen Aspekten sicher vorhergesagt und festgelegt werden können. In der GRS werden seit längerem umfangreiche fachübergreifende Untersuchungen zu diesem Themenkomplex durchgeführt. In einem aktuellen Vorhaben arbeitet die GRS unter anderem an der Weiterentwicklung einer Methode, die mit den Mitteln der Probabilistik Aussagen über die Eintrittswahrscheinlichkeit von Ereignissen erlauben, die in der Nachbetriebsphase eines Endlagers zu einer Kritikalität führen können. Ein zusätzlicher Aspekt der Weiterentwicklung besteht dabei in der Einbeziehung realistischer, inhomogener Abbrandprofile in die probabilistischen Untersuchungen.

### Nachweis der Unterkritikalität

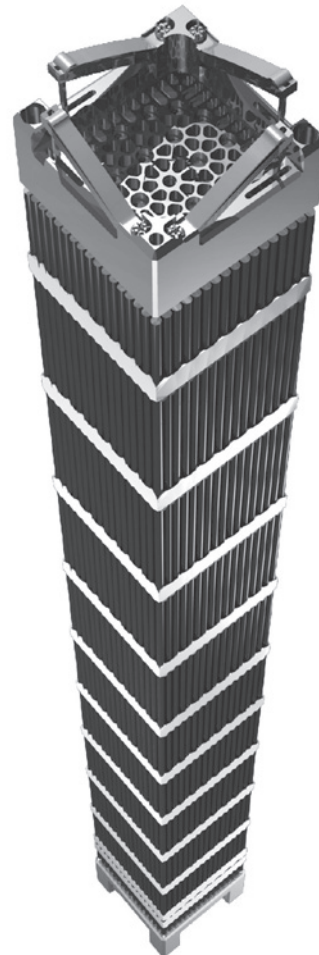
**Unsicherheit geologischer Entwicklungen in der Nachbetriebsphase von Endlagern.** Im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse für ein Endlager, in dem abgebrannte Brennelemente entsorgt werden sollen, ist die Nachweisbarkeit der Unterkritikalität in der Nachbetriebsphase zu prüfen. Dabei müssen vor allem möglich erscheinende Entwicklungen (Szenarien) berücksichtigt werden,

die zu einer Kritikalität führen könnten. Ein Beispiel für derartige Szenarien ist ein Zutritt von Lösungen zu den eingelagerten Abfallgebinden. Soweit solche Entwicklungen nicht ausgeschlossen werden können, müssen sie zunächst durch entsprechend konservative Annahmen berücksichtigt werden. Falls der Nachweis der Unterkritikalität auf dieser Grundlage nicht erbracht werden kann, muss ein anderes Vorgehen gewählt werden.

**Probabilistische Analyse als Alternative zur deterministischen Sicherheitsanalyse.** Eine Alternative kann hier die probabilistische Analyse sein. Aus gegenwärtiger Sicht mag es als »sehr unwahrscheinlich« gelten, dass es in einem Endlager für ausgediente Kernbrennstoffe mit einem Restspaltstoffanteil von maximal 2 Gewichtsprozent zu einer unkontrollierten nuklearen Kettenreaktion kommt, jedoch ist es nicht von vornherein ausgeschlossen. Der Grund liegt darin, dass ein solches Endlager insgesamt eine genügend große Menge an spaltbaren Nukliden enthält, um kritische Massen bilden zu können. Die Halbwertszeit des spaltbaren Uranisotops  $^{235}\text{U}$  mit  $7,038 \times 10^8$  Jahren reicht dabei weit über den zu betrachtenden Zeitraum hinaus, so dass von einem Zerfall des spaltbaren Materials während der Nachbetriebsphase kein Kredit genommen werden kann. Ein zwingender Nachweis für einen Zeitraum von rund 1 Million Jahren kann aber nach den herkömmlichen Regeln der Kritikalitätssicherheit nur dann geführt werden, wenn bestimmte geologische Ereignisse, welche beispielsweise zu einem Lösungszutritt führen können, ausgeschlossen oder als so unwahrscheinlich eingestuft werden können, so dass sie nicht weiter betrachtet werden müssen.

**Entwicklungen geologischer Evolutionsszenarien.** Damit stellt sich auch die Frage einer möglichen Migration und selektiven Ablagerung von spaltbaren Nukliden im Nahfeld einer Einlagekammer. Die Heterogenität axialer Abbrandverteilungen verbreitert dabei das Spektrum an geometrischen Anordnungen in Degradationsszenarien, die bei der Kritikalitätssicherheitsanalyse für ein Endlager für abgebrannte Brennelemente in der Nachbetriebsphase eines Endlagers zu betrachten sind. Eine vergrößerte Bandbreite derartiger denkbarer Szenarien, die letztlich auch zu

einer Kritikalität führen könnten, erscheint nach heutigem Wissensstand nicht ausgeschlossen. Ob und in welchem Umfang solche Szenarien wirklich denkbar sind, kann aber nur durch geologische bzw. geochemische Untersuchungen ermittelt werden. In Verbindung damit ist auch die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten solcher Szenarien zu bewerten. Hierzu bietet sich ein probabilistischer Ansatz an.



### BRENNELEMENT

**Bild 65**

Ansicht eines Brennelements für einen Druckwasserreaktor (DWR). Brennelemente bestehen u. a. aus einem Bündel von Brennstäben, die in gasdichten Hüllrohren den Brennstoff enthalten



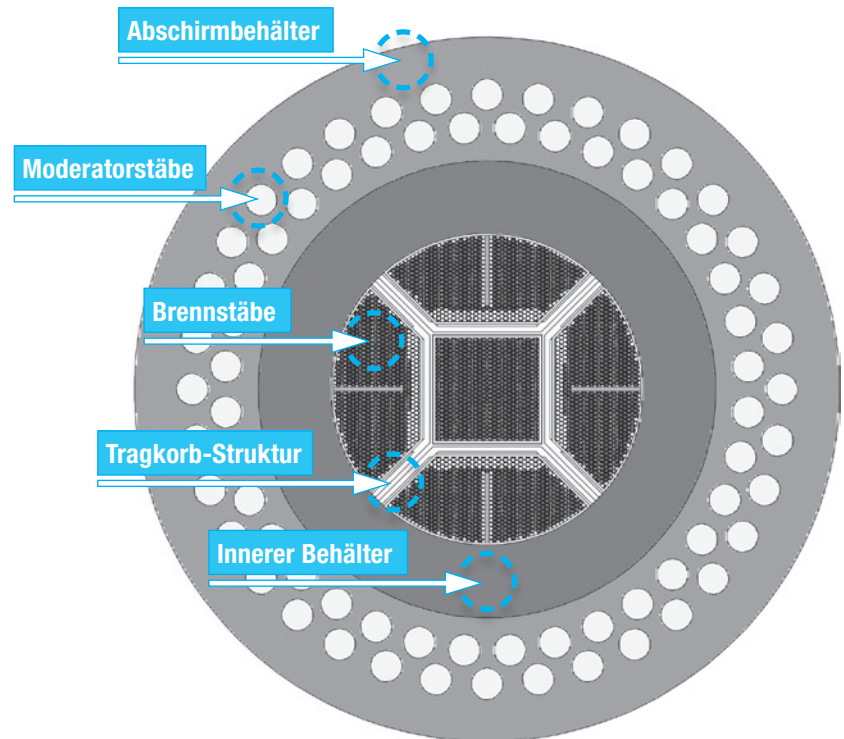
### POLLUX-BEHÄLTER

Bild 66

**Oben**  
Graphische Darstellung des Modells »Pollux«-Behälters, auf dessen Basis mit dem Rechencode MCNP5 Kritikalitätsberechnungen durchgeführt werden

**Unten**  
Behälter des Typs »Pollux«. Diese Behälter wurden zur Endlagerung abgebrannter Brennelemente konzipiert

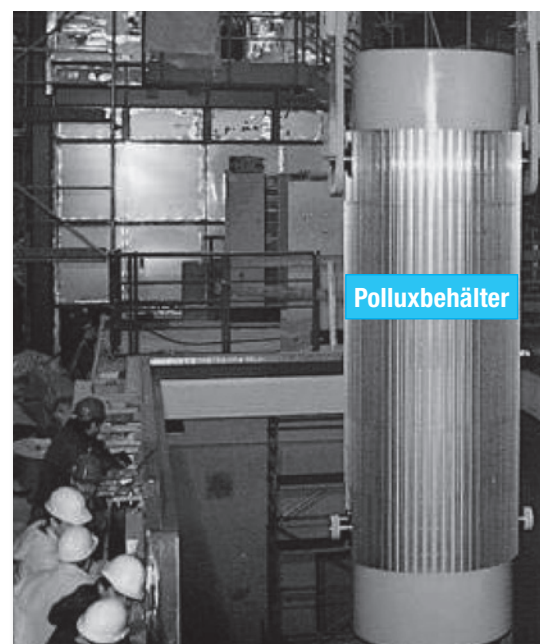
Die Brennelemente werden zerlegt und die einzelnen Brennstäbe in Büchsen verpackt in den Behälter eingebracht



### Physikalische Randbedingungen

**Kritikalitätssicherheitsanalyse.** Im Rahmen einer Kritikalitätssicherheitsanalyse können die Randbedingungen ermittelt werden, die zum Erreichen eines (über-)kritischen Spaltstoffsystems in einem geologischen Endlager führen können. Hierfür relevante Größen sind beispielsweise die Nuklidverhältnisse von Spaltnukliden und Absorbern, makroskopische Konzentrationen, die Gesamtmasse und die geometrische Verteilung des spaltbaren Materials sowie der Wasseranteil in einem Gemisch mit Spaltnukliden.

**Berücksichtigung des Abbrandverhaltens.** Untersuchungen zur Abbrandberücksichtigung in den Kritikalitätsanalysen waren im laufenden Vorhaben vor allem auf den Einfluss der axialen Verteilung des realen Abbrandes der Brennelemente gerichtet. Dieser hat eine axial variierende Verteilung des Restspaltstoffs, der Spaltprodukte und Aktinoiden in den Brennstäben zur Folge. Das axiale Abbrandprofil führt, wenn man Aktinoide



und Spaltprodukte in den Kritikalitätsrechnungen berücksichtigt, bei Abbränden ab ca. 15 GWd/tSM zu einem höheren k-Wert gegenüber dem gemittelten Abbrand (sog. »positiver Endeffekt«). Das obere Stabende von ca. 85 cm der aktiven Zone ist dabei reaktivitätsbestimmend, wie eine Analyse der Spaltratenverteilungen entlang der Brennelemente gezeigt hat. Dieser Effekt ist primär für den beladenen und gefluteten Behälter mit intakter Struktur der Brennelementanordnung von Bedeutung und muss bei der Behälterauslegung berücksichtigt werden (s. Bild 65 »BRENNLEMENT«). Damit ist die Unterkritikalität gewährleistet, solange die Struktur und Anordnung der Brennelemente/Brennstäbe im Behälter erhalten bleibt (s. Bild 66 »POLLUX-BEHÄLTER«). Falls es zur Auflösung der Brennelementstruktur und Änderungen in der chemischen Zusammensetzung des Brennstoffs im Behälter kommt, ist zu unterscheiden zwischen Szenarien, die zu einer gleichmäßigen Durchmischung der Nuklidverteilung führen, und Szenarien, bei denen der abbrandbedingte Endeffekt noch verstärkt werden kann – solche Verteilungen sind grundsätzlich denkbar.

Diesbezüglich hat die GRS für generische, sehr konservative Systeme überkritische k-Werte bis 1,04 berechnet. Diese Betrachtungen haben bisher allerdings weitgehend hypothetischen Charakter und müssen weiter konkretisiert werden. Im Rahmen dieser Studie wurden bislang auch noch keine detaillierten Untersuchungen darüber angestellt, ob und ggf. mit welcher Wahrscheinlichkeit eine solche Verteilung durch geochemische Prozesse erreicht werden kann; auch dies ist Gegenstand künftiger Forschungsarbeiten.

### Analysen und Methodenentwicklung der GRS

**Erste Analysen nach dem Beispiel probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA).** Um eine geeignete Vorgehensweise zur Bewertung des Kritika-

litätsrisikos zu entwickeln, hat die GRS bereits in früheren Untersuchungen erste Analysen relevanter Szenarien nach dem Beispiel probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) durchgeführt. Dabei wurden zunächst grob vereinfachte Modellszenarien angenommen und auf der Basis von einfach abgeschätzten Eingangsparametern und deren Unsicherheiten erste Rechenbeispiele erstellt.

**Einführung eines zeitabhängigen Modells.** In dem hier vorgestellten Vorhaben wurden diese Arbeiten weitergeführt und präzisiert. So wurden ein zeitabhängiges Modell eingeführt und einzelne Eingangsparameter auf der Basis von Berechnungen oder experimentell bestimmten Werten quantifiziert. Man wird zwar bei dieser Vorgehensweise wegen des langen Prognosezeitraums auf Annahmen und Expertenschätzungen zurückgreifen müssen, jedoch bietet die Nutzung von Methoden der PSA dabei unter anderem die Möglichkeit, den Ausschluss bestimmter Szenarienentwicklungen im Rahmen der Nachweisführung besser begründen zu können. Daneben können auch wichtige Parameter einzelner Szenarien, die einen besonders hohen Einfluss auf die Eintrittswahrscheinlichkeit einer Kritikalitätsexkursion haben, identifiziert und in der Folge genauer untersucht werden.

**Standortunabhängige generische Anwendungsbeispiele.** Die aktuell durchgeführten Untersuchungen zur Eintrittswahrscheinlichkeit einer Kritikalität in der Nachbetriebsphase dienen primär der Weiterentwicklung der Methodik für die Anwendung auf das System »Behälter mit Brennelementen in einem geologischen Endlager«. Parallel dazu wurden die bereits früher untersuchten Anwendungsbeispiele hinsichtlich der Unsicherheiten der Eingangsparameter und insbesondere ihrer Zeitabhängigkeit weiter spezifiziert und – soweit möglich – mit begründeten Daten quantifiziert. Hierbei handelt es sich stets um bedingte Wahrscheinlichkeiten, bei denen das auslösende Ereignis »Wasserzutritt zu den Behäl-

tern« ohne nähere Betrachtung als gegeben angenommen wurde. Beim zeitlichen Verlauf dieser Wahrscheinlichkeiten zeigt sich, dass die größten Werte der Eintrittswahrscheinlichkeit innerhalb von etwa 10.000 Jahren nach Wasserzutritt zu dem betrachteten generischen Endlager auftreten. Im Zusammenhang mit der PSA wurden auch entsprechende Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchgeführt und Werte für das statistische obere 95 %/95 %-Toleranzlimit ermittelt.

**Berechnungen für Endlagerung von Brennstoff aus Forschungsreaktoren mit hoher Anfangsanreicherung.** Für eine Endlagerung von Brennstoff aus Forschungsreaktoren mit hoher Anfangsanreicherung bis 93 Gewichtsprozent  $^{235}\text{U}$  im Uran werden besondere Konditionierungsmaßnahmen erforderlich, um im Rahmen einer rechnerischen Nachweisführung einen hinreichend niedrigen Wert für die Wahrscheinlichkeit von Kritikalität in der Nachbetriebsphase zu erhalten. Angesichts der hohen  $^{235}\text{U}$ -Anreicherung der Forschungsreaktor-Brennelemente müssen für eine Endlagerung in Kristallingestein oder Ton geeignete Konzepte zur Gewährleistung der dauerhaften Unterkritikalität entwickelt werden. Hierzu kommen beispielsweise eine Massenbegrenzung oder eine Verfüllung mit abgereichertem Uran in geeigneter chemischer Form in Betracht. Bei der Endlagerung in Steinsalz ist ein Nachweis der Unterkritikalität möglich, wenn nur ein Brennelement pro Behälter angenommen wird und eine Akkumulation mehrerer Behälterinventare hinreichend unwahrscheinlich erscheint.

Alle in diesem Rahmen durchgeführten Berechnungen und Parameterstudien haben generischen Charakter und beziehen sich weder auf einen bestimmten Endlagerstandort noch auf ein konkretes Wirtsgestein. Sie dienen der Weiterentwicklung der Methoden und der Bereitstellung von Daten zur Kritikalität, um im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalysen eine angemessene Be-

handlung der Frage der Kritikalitätssicherheit der endgelagerten Kernbrennstoffe zu ermöglichen.

**GRS-Computerprogramm zur Berechnung möglicher Konsequenzen einer Kritikalität im Endlager in Entwicklung.** Ergänzend zu den genannten Analysen entwickelt die GRS ein Computerprogramm, mit dem der zeitliche Verlauf, die Energiefreisetzung und die entstehenden Radionuklide als Konsequenzen einer hypothetisch angenommenen Kritikalität unter geologischen Bedingungen berechnet werden können. Damit können Anhaltspunkte zu einer möglichen Beeinträchtigung der Barrierenwirksamkeit und deren Ausmaß durch eine kritische Exkursion gewonnen werden.

### Erste Ergebnisse und Ausblick

**Sicherheit der Aussagen.** Die Arbeiten haben gezeigt, dass sich die in der GRS entwickelten Methoden zur PSA auf Fragen der Langzeitsicherheit in einem geologischen Endlager anpassen lassen. Andererseits zeigen die bisher untersuchten Anwendungsbeispiele, dass die Aussagesicherheit sehr wesentlich von wenigen, mit großen Unsicherheiten belegten Eingangsgrößen abhängt. Eine wesentliche Aufgabe der weiteren Arbeiten ist deshalb, die bisher noch ungenauen Parameter so weit wie möglich zu quantifizieren und insbesondere begründete Wahrscheinlichkeitswerte für die auslösenden Ereignisse zu berücksichtigen.

**Validierung der Rechenverfahren.** Eine weitere Herausforderung bei den Kritikalitätssicherheitsanalysen für ein Endlager für abgebrannte Brennelemente stellt die Validierung der Rechenverfahren dar. Dies betrifft zum einen die zu betrachtenden sehr langen Zeiträume, zum anderen eine hinreichende Validierung an kritischen Experimenten mit endlagerrelevanten Nukliden – hier vor allem  $^{35}\text{Cl}$ , falls ein Endlager in Salz in Betracht gezogen wird. ■



## 6.3

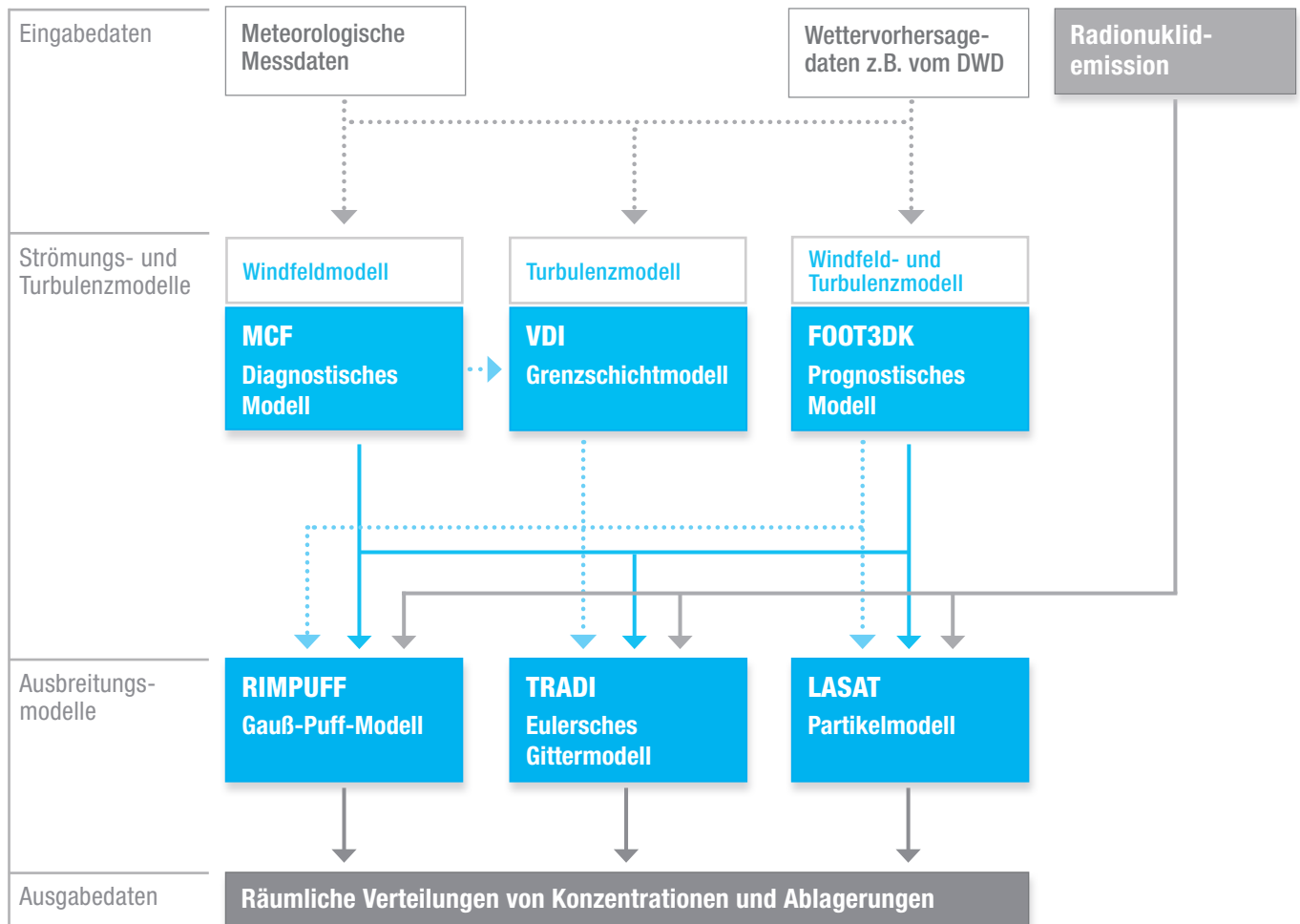
## Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung bei Unfallsituationen



Dr. Reinhard Martens

➔ Nach einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre infolge eines Unfalls in einer kerntechnischen Anlage oder eines Transportunfalls ist eine möglichst schnelle und genaue Prognose über die atmosphärische Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide unabdingbar für die Planung von Maßnahmen des Katastrophenschutzes. Auch im Zusammenhang mit sogenannten »Accident Management«-Maßnahmen in Kernkraftwerken während Stör- und Unfällen sind Ausbreitungsprognosen nützlich, beispielsweise um die Zeitpunkte zu identifizieren, zu denen eine bewusst eingeleitete Freisetzung aus der Anlage (z. B. durch Druckentlastung des Sicherheitsbehälters) zu möglichst geringen Strahlenexpositionen in der Umgebung führen.

Die GRS hat bereits in den 90er-Jahren zwei Modellketten zur Diagnose und Prognose der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener radioaktiver Stoffe in einem Entfernungsbereich von bis zu etwa 30 km entwickelt. Dieses sogenannte mesoskalige Modellsystem wurde erfolgreich zur Nachrechnung meteorologischer Messkampagnen und von Ausbreitungsexperimenten eingesetzt. Die beiden Modellketten in dem Modellsystem konnten mit den numerischen Wettervorhersagedaten des bis Ende 1999 operationellen Deutschlandmodells (DM) des Deutschen Wetterdienstes (DWD) angetrieben werden. Dadurch war es möglich, die Ausbreitung und Ablagerung von radioaktiven Stoffen über den mehrere Tage umfassenden Prognosezeitraum des Wettervorhersagemodells realistisch zu ermitteln. Nach Inbetriebnahme eines neuen, verbesserten Vorhersagemodells beim DWD wurden die Modellketten im Rahmen eines vom Bundesministerium für Wirtschaft geförderten Forschungsvorhabens aktualisiert, weiter optimiert und validiert.



#### MESOSKALIGES MODELLSYSTEM

Bild 67

Verknüpfungsmöglichkeiten zwischen einzelnen Komponenten des Modellsystems



## Das mesoskalige Modellsystem der GRS

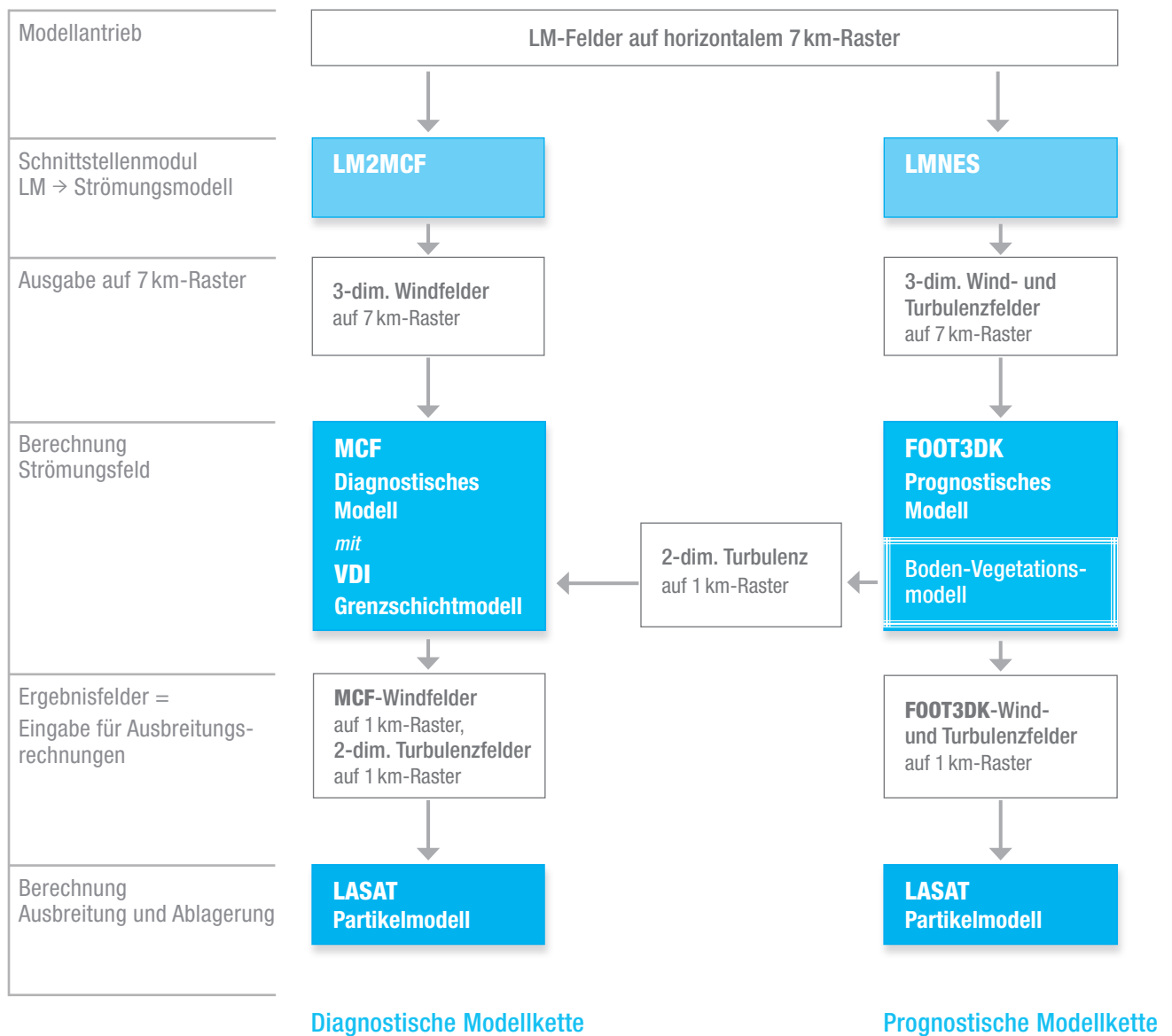
**Bestandteile des Modellsystems.** Das mesoskalige Modellsystem der GRS besteht aus einer diagnostischen und einer prognostischen Modellkette. Als meteorologische Eingangsdaten für das Modellsystem können entweder Messdaten – etwa von der meteorologischen Instrumentierung eines Kernkraftwerks – oder die Ergebnisfelder numerischer Wettervorhersagemodelle genutzt werden. Das Modellsystem enthält verschiedene Strömungsmodelle zur Beschreibung des Windfeldes sowie mehrere nachgeschaltete alternative Ausbreitungsmodelle, mit denen entlang des Transportweges die durch turbulente Bewegungen in der Atmosphäre verursachte Schadstoffverdünnung und die Ablagerung der Stoffe simuliert werden (s. **Bild 67 »MESOSKALIGES MODELLSYSTEM«**).

**Diagnostische Modellkette.** Bei der Berechnung des Strömungsfelds mit einem einfachen diagnostischen Modell werden dreidimensionale Windfelder auf der Grundlage der für einige Positionen im Rechengebiet bereits bekannten (d. h. gemessenen oder vorgegebenen) Winddaten diagnostiziert. Erfolgt der Antrieb mit Winddaten aus einem Wettervorhersagemodell, sind mit diagnostischen Modellen darüber hinaus auch Windfeldprognosen möglich. Die diagnostische GRS-Modellkette arbeitet mit dem massenkonsistenten Strömungsmodell MCF (Mass Consistent Flow). Die Ergebniswindfelder erfüllen die Kontinuitätsgleichung (Massenerhaltung). Turbulenzfelder liefert dieser Modelltyp nicht, sondern werden über das Turbulenzmodell der VDI-Richtlinie 3783, Blatt 8 bereitgestellt.

**Prognostisches Strömungsmodell.** Alternativ zur diagnostischen Modellkette kann das Strömungsfeld auch mit einem physikalisch aufwän-

digeren prognostischen Modell berechnet werden, das neben der Massenerhaltung auch die Impuls- und Energieerhaltung berücksichtigt. Weiter unterscheiden sich beide Modelltypen in der Berücksichtigung der unteren Begrenzung des Rechengebietes, die z. B. durch Erdboden, Wasserflächen, Bewuchs und Bebauung repräsentiert wird und je nach Landnutzung sehr heterogen sein kann. So wird der in prognostischen Strömungsmodellen als untere Randbedingung eingehende thermische Einfluss heterogener Oberflächen auf die bodennahe Strömung und Turbulenz bei diagnostischen Modellen nicht berücksichtigt. Damit lassen sich nur mit prognostischen Modellen thermisch induzierte Strömungsmuster, wie z. B. die bei Sonneneinstrahlung entstehenden Thermiken, realitätsnah simulieren. Neben dem mittleren Windfeld liefert dieser Modelltyp auch Turbulenzgrößen (z. B. Diffusionskoeffizienten) und erlaubt die Berechnung der zukünftigen Entwicklung (Prognose) der Wind- und Turbulenzfelder. Die prognostische Modellkette der GRS verwendet zur Strömungsfeldberechnung das nicht-hydrostatische Modell FOOT3DK (Flow Over Orographically Structured Terrain, 3-dimensionale Version der Universität zu Köln).

**Modelle zur Diagnose der Ausbreitung.** Für die den Strömungsfeldberechnungen nachgeschalteten Ausbreitungsrechnungen stehen ebenfalls unterschiedliche Ausbreitungsmodelle zur Verfügung, wie z. B. das einfache Gauß-Puff-Modell RIMPUFF, das Euler-Modell TRADI oder das Partikelmodell LASAT® in der GRS-Version. In der GRS werden für Ausbreitungsrechnungen vorzugsweise die beiden Modellketten FOOT3DK→LASAT und MCF→LASAT eingesetzt.



#### OPTIMIERUNG DES MODELLSYSTEMS

Bild 68

Kopplung der beiden Modellketten zur Verbesserung der Genauigkeit diagnostisch berechneter Windfelder

Trotz der modellbedingten Schwächen diagnostischer Strömungsmodelle gegenüber den physikalisch aufwändigeren prognostischen Modellen wird für zeitschnelle Ausbreitungsprognosen, z. B. in Entscheidungshilfesystemen, häufig dem Einsatz diagnostischer Modellketten der Vorzug gegeben, da die Verwendung prognostischer Modelle auf Grund des großen Rechenzeit- und Ressourcenbedarfs immer noch nicht praktikabel erscheint.

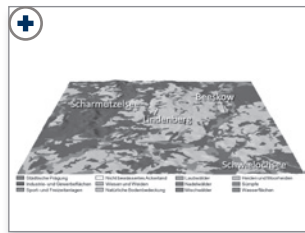
### Anpassung und Optimierung des Modellsystems

**Neue Randbedingungen durch verbesserte Wettervorhersagemodelle.** Mit der Inbetriebnahme neuer, verbesserter Wettervorhersagemodelle beim DWD haben sich die Randbedingungen für den übergeordneten Antrieb der beiden Modellketten geändert: Das neue Vorhersagemodell des DWD (Lokal-Modell, LM) hat eine andere Modellphysik und eine feinere räumliche und zeitliche Auflösung als das bisher für den Antrieb der beiden Modellketten verwendete DM. Die GRS hat eine Anpassung der Schnittstellenmodule vorgenommen, mit denen die beiden Modellketten mit dem Lokal-Modell verknüpft werden (s. Bild 68 »OPTIMIERUNG DES MODELLSYSTEMS«).

**Optimierung der Berechnung thermischer Einflüsse.** Im Rahmen der Anpassungs- und Optimierungsarbeiten wurde auch geprüft, ob die Ergebnisse, die mit der prognostischen Modellkette in Bezug auf den thermischen Einfluss heterogener Oberflächen auf die bodennahe Strömung und Turbulenz erzielt werden, zur Verbesserung der Genauigkeit der mit dem diagnostischen Modell berechneten Windfelder genutzt werden kön-

nen. Standardmäßig gehen bei der diagnostischen Modellkette nur Turbulenzinformationen ein, die allein aus LM-Antrieb auf dem 7 km-Raster abgeleitet werden. Der thermische Einfluss heterogener Oberflächen mit feinerer räumlicher Auflösung (z. B. 1 km-Raster) kann bei den hier eingesetzten MCF-Simulationen nicht berücksichtigt werden. In der prognostischen Modellkette werden dagegen solche feinauflösenden Strukturen der Oberfläche mit dem in FOOT3DK integrierten, hoch auflösenden Boden-Vegetationsmodul erfasst. Indem die dabei auf dem 1 km-Raster gewonnenen Grenzschichtparameter zur Initialisierung von MCF verwendet werden, können auch mit MCF Rückwirkungen auf das bodennahe Windfeld berücksichtigt werden. Ein Beispiel für derartige Rückwirkungen sind etwa die lokalen thermisch induzierten, bodennahen Flüsse, die an einem Sommertag durch starke Sonneneinstrahlung entstehen. Die Effektivität dieses Verfahrens konnte am Beispiel entsprechender Tagesverläufe der meteorologischen Messkampagne LITFASS2003 (Lindenberg Inhomogeneous Terrain – Fluxes between Atmosphere and Surface: a long term Study) nachgewiesen werden.

**Validierung der Berechnungen.** Die Validierung der Arbeiten zur Anpassung und Optimierung beider Modellketten erfolgte auf der Grundlage der für LITFASS2003 vorliegenden Daten und Ergebnisfeldern des LM. Das ca. 60 km südöstlich von Berlin gelegene, etwa 40 × 40 km<sup>2</sup> große Untersuchungsgebiet dieser Kampagne zeichnet sich durch eine hervorragende Datenverfügbarkeit für eine sommerliche Untersuchungsperiode aus. Das Gebiet weist bei schwacher orographischer Gliederung eine ausgeprägte Heterogenität in der Landnutzung mit dem Wechsel von Waldflächen,



#### BODENNUTZUNG LITFASS2003

**Bild 69**

Bodennutzung im LITFASS2003-Gebiet  
Die starke Oberflächenheterogenität im  
30×30 km<sup>2</sup> großen Untersuchungsgebiets  
ist deutlich zu erkennen

landwirtschaftlich genutzten Agrar- und Weideflächen sowie einzelnen Seen und dörflichen Siedlungen auf (s. **Bild 69** »BODENNUTZUNG LITFASS2003«). Die LITFASS-Episode 2003 umfasst sowohl wind schwache, fröhsummerliche Schönwetterlagen als auch ausgeprägte, windstarke Westwindlagen mit geringer Tageserwärmung und bietet somit bezüglich Intensität und Variationsbreite thermisch induzierter turbulenter Flüsse ein breites Spektrum unterschiedlicher Situationen.

### Zusammenfassung

**Erfolgreiche Aktualisierung des mesoskaligen Modellsystems.** Das in der GRS betriebene mesoskalige Modellsystem zur Diagnose und Prognose der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener radioaktiver Stoffe in gegliedertem Gelände wurde erfolgreich aktualisiert und an die aktuelle Struktur der numerischen Wettervorhersagemodellierung des DWD angepasst. Mit den Untersuchungen wurde die Prognosefähigkeit der beiden Modellketten und der hohe Grad an Realitätsnähe der damit berechneten Verteilungen der luftgetragenen Konzentration und Deposition nach Radionuklidfreisetzungen nicht nur erhalten, sondern verbessert. Das für die diagnostische Modellkette entwickelte Verfahren zur Berücksichtigung des thermischen Einflusses der Oberflächeninhomogenität lässt zukünftige Einsatzmöglichkeiten diagnosebasierter Modellsysteme in integrierten Entscheidungshilfesystemen aus dem gesamten Umweltbereich (z. B. in RODOS/RESY) erwarten. ■

## 6.4 EU-Projekt MICADO



Dr. Guido Bracke

➔ Zahlreiche europäische Staaten beabsichtigen, hoch-radioaktive abgebrannte Brennelemente direkt in Endlagern zu entsorgen. Diese direkte Endlagerung bedeutet, dass die Brennelemente nach einer Abklinglagerung ohne weitere Bearbeitung in speziellen Behältern in das Endlager verbracht werden. Bei der sicherheitstechnischen Bewertung dieser Form der Endlagerung ist zu berücksichtigen, dass es theoretisch nach einem Ausfall der Behälter zu einem Kontakt der Brennelemente mit Wasser kommen könnte, das sich im Wirtsgestein des Endlagers befindet. In einem solchen Fall bestünde die Möglichkeit, dass sich die radioaktiven Stoffe in dem Wasser lösen und die so entstandene Lösung langfristig das Grundwasser in oberen Erdschichten erreicht. Deshalb werden international seit mehreren Jahrzehnten Methoden und theoretische Modelle zur Beschreibung der möglichen Auflösungsprozesse der Brennelemente entwickelt. Die Grundlage für diese Entwicklungen bilden Daten, die in Experimenten gewonnen wurden. In dem von der EU finanzierten Projekt MICADO (Model uncertainty for the mechanism of dissolution of spent fuel in a nuclear waste repository) wird in internationaler Zusammenarbeit untersucht, ob hinreichend zuverlässige Modelle zur Beurteilung der Korrosionsbeständigkeit von abgebrannten Brennelementen für die Sicherheitsanalyse bereit stehen. Die GRS ist seit 2006 zusammen mit Partnern aus Frankreich (IRSN) und Belgien (Bel V) an den Forschungsarbeiten von MICADO beteiligt.

## Projekt MICADO

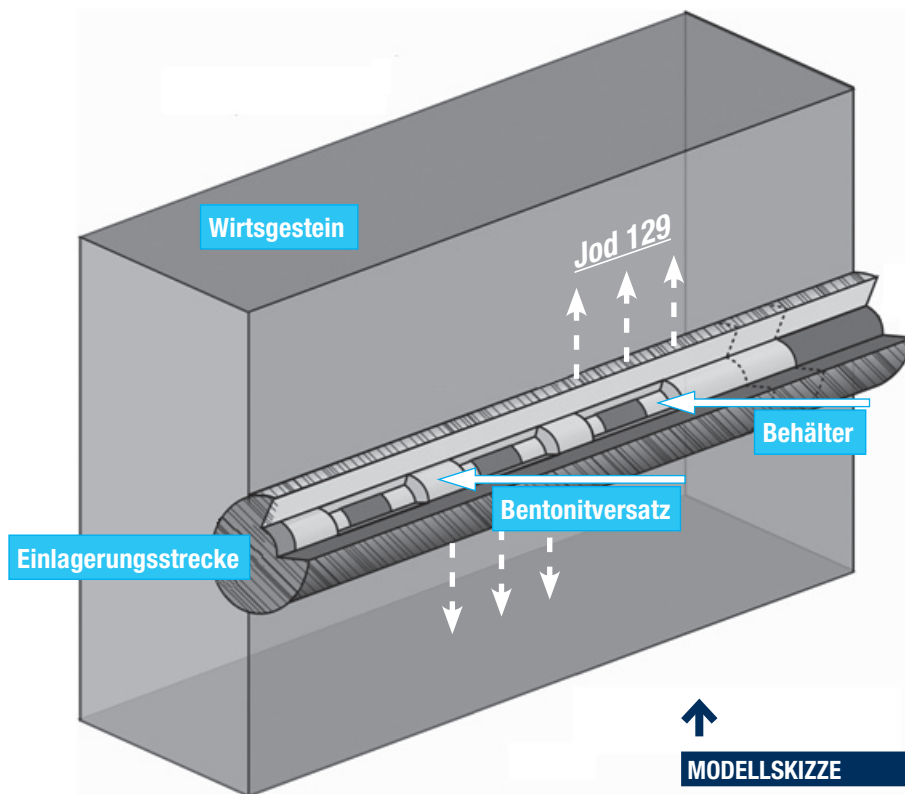
**Beteiligte Kooperationspartner.** An MICADO sind über 20 Organisationen aus sieben Ländern beteiligt. Im Rahmen von MICADO werten Experten aus den Gebieten Elektrochemie, Geochemie und Radiochemie die verschiedenen Ansätze zur Vorhersage von langfristigen Prozessen an abgebrannten Brennelementen und Behältern hinsichtlich ihrer Nutzbarkeit für die Erstellung von Sicherheitsanalysen für Endlager aus. Der Vergleich der Ansätze ist sowohl aus Sicht von Betreibern als auch von Behörden von besonderem Interesse.

**Aufgaben und Ziele.** Die Schlüsselaufgabe ist dabei die Einschätzung der Unsicherheiten in der experimentellen Datenbasis und in den zugrundegelegten Modellen. Eine Extrapolation von empirischen Daten, die innerhalb weniger Jahre gemessen worden sind, auf Zeiträume von Hunderttausenden von Jahren stellt eine Herausforderung dar. Auch die mechanistischen Modelle, die die experimentellen Beobachtungen auf lange Zeiträume übertragen, weisen Unsicherheiten auf. MICADO zielt daher vorrangig darauf ab, durch einen Vergleich der verschiedenen Ansätze und zugrundeliegenden Annahmen die Qualität der experimentellen Daten und Ansätze zu bewerten. In diesem Zusammenhang werden zwei Formen von Unsicherheiten betrachtet: Unsicherheiten, die aus experimentellen Daten resultieren und Unsicherheiten, die aus den unterschiedlichen Vorhersagen der Modelle resultieren. Die beteiligten Institutionen führen hierfür detaillierte Untersuchungen an Brennstoffen und Modellierungen durch, um einerseits die experimentelle Datenbasis zu verbessern und andererseits die Unsicherheiten in der Modellierung zu verringern. Darüber hinaus dient das Projekt MICADO den beteiligten Organisationen dazu, ihre Erkenntnisse über die bestehenden Ansätze und Methoden in der Analyse des langfristigen Korrosionsverhaltens von Behältern

und Brennelementen auszutauschen. Schließlich soll MICADO auch dazu beitragen, die Fragestellungen für künftige Forschungen zu identifizieren, durch deren Beantwortung bestehende Unsicherheiten weiter verringert werden können.

### Beiträge der GRS und ihrer Partner

**Untersuchungen zur Freisetzung des Radionuklids Jod-129.** In Kooperation mit ihren Partnern Bel V (Belgien) und IRSN (Frankreich) untersucht die GRS die Unsicherheiten bei der modelltechnischen Freisetzung des Radionuklids Jod-129 auf der Grundlage des französischen Endlagerkonzepts. Das Konzept sieht Einlagerungsbehälter mit den abgebrannten Brennelementen in Streckenlagerung vor, die mit Bentonit gegen einen Grundwasserzutritt abgedichtet werden (s. **Bild 70 »MODELLSKIZZE«**).



#### MODELLSKIZZE

Bild 70

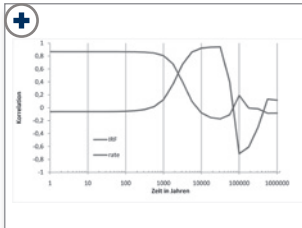
Schematische Darstellung einer Einlagerungsstrecke mit Freisetzung (Pfeile) des Jod-129 aus den Behältern in das umgebende Wirtsgestein

### Programme MELODIE und SUSAN

Die Modellierung der Radionuklidfreisetzung und des -transports des französischen Konzepts erfolgt mit dem Programm MELODIE der IRSN. Die GRS bringt dabei ihre Expertise mit dem GRS-eigenen Probabilistik-Tool SUSAN zur Analyse von Unsicherheiten der Modellierung ein.

**MELODIE.** Die vereinfachte Modellierung der Freisetzung des Radionuklids Jod-129 mit dem Programm MELODIE berücksichtigt als Eingangsparameter das Inventar, einen sogenannten »instantan freigesetzter Anteil« (IRF) sowie eine langfristige Auflösungsrate des Brennelementes und deren Unsicherheiten.

**SUSAN.** Das Programmpaket SUSAN untersucht den wechselseitigen Einfluss von Parameterunsicherheiten auf die Ergebnisunsicherheit einer Modellierung. Mit der zugehörigen Sensitivitätsanalyse können die unsicheren Parameter nach ihrem Einfluss auf das Modellierungsergebnis gewichtet werden.



#### MODELLIERUNGSERGEBNIS

**Bild 71**

Korrelation der Freisetzung von Jod-129 aus dem Wirtsgestein mit dem instantan freigesetzten Anteil (IRF) bzw. der Auflösungsrate

**Methodik.** Den Parametern werden Verteilungsfunktionen für die zu erwartenden Unsicherheiten zugewiesen. Das GRS-Programmpaket SUSA ermittelt probabilistische Eingangswerte für die Modellierung. Die damit korrelierten Modellierungsergebnisse des Programms MELODIE für die freigesetzte Aktivität von Jod-129 in Becquerel (Bq) werden mit SUSA ausgewertet. Damit kann der Zusammenhang zwischen der Unsicherheit der Modellierungsergebnisse und der Unsicherheit der Eingangsparameter ermittelt werden (s. **Bild 71** »MODELLIERUNGSERGEBNIS«).

### Ergebnisse

Die Ergebnisse der Untersuchungen belegen, dass die Aktivitätsfreisetzung von Jod-129 in das Wirtsgestein in den ersten tausend Jahren in hoher Korrelation (nahe 1) von dem instantan freigesetzten Anteil (IRF) bestimmt wird. Die Auflösungsrate (rate) ist in diesem Zeitraum unbedeutend. Ab ca. 2.000 Jahren ist die Auflösungsrate des Brennelements für die Aktivitätsfreisetzung bestimmend. Zu einem späteren Zeitpunkt ab ca. 30.000 Jahren werden beide Einflüsse für das Ergebnis der Modellierung unbedeutend.

**Bewertung der Ergebnisse und Forschungsausblick.** Die probabilistische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse mit SUSA wurde auf eine Modellierung von Radionuklidfreisetzung und -transport mit MELODIE mit drei Parametern angewendet. Die tatsächliche Komplexität der Untersuchung ist stark von den Modelleigenschaften abhängig und erhöht sich insbesondere mit der Anzahl der in die Untersuchung einbezogenen, unsicheren Parameter drastisch. Aus Sicht der GRS konnte im Rahmen von MICADO bereits mit vereinfachten Annahmen erfolgreich dargelegt werden, dass die verwendeten Modellrechnungen einer probabilistischen Analyse zugänglich sind.

Eine vertiefte Anwendung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung weiterer Parameter könnte einerseits unerwartete Abhängigkeiten und andererseits die Relevanz von Parametern für Modellierungsergebnisse aufzeigen. Aus regulatorischer Sicht werden damit genehmigungsrelevante Unsicherheiten und Zusammenhänge im Hinblick auf eine Freisetzung von Radionukliden für die Sicherheitsanalyse erkennbar. ■

## 6.5

## Forschung und Entwicklung zur Langzeitsicherheit aus regulatorischer Perspektive



Dr. Martin Navarro



Regulierungs- und Genehmigungsbehörden sowie die für sie tätigen Sachverständigenorganisationen schaffen nicht nur den regulatorischen Rahmen für die Endlagerentwicklung und die Langzeitsicherheitsbewertung, sondern betreiben auch eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf diesem Themengebiet. Hierdurch wird auf regulatorischer Seite die Fachkompetenz entwickelt und erhalten, die erforderlich ist, um Regeln und Richtlinien fundiert zu erstellen, Genehmigungsunterlagen fach- und sachgerecht zu bewerten, weiteren Forschungs- und Entwicklungsbedarf zu identifizieren und regulatorische Entscheidungen auf wissenschaftlich-technischer Grundlage zu treffen. Die GRS hat im Auftrag des Bundesumweltministeriums in einer Reihe von Vorhaben Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Bewertung von Langzeitsicherheitsnachweisen durchgeführt. Im vorliegenden Beitrag werden einige der wesentlichen Eckpunkte dieser Arbeiten am Beispiel des Vorhabens SR 2548 »Verfolgung und Bewertung der Fortentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik beim Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern« dargestellt.

### Ein internationales Forschungsfeld

**Globale Kooperationen.** Die Führung und Bewertung von Langzeitsicherheitsnachweisen umfasst ein weites Spektrum an Problemfeldern, das in angemessener Zeit nur in internationaler Zusammenarbeit bewältigt werden kann. Aus regulatorischer Sicht ist die internationale Perspektive von besonderer Bedeutung, um den Stand von Wissenschaft und Technik zu erfassen, weiterzuentwickeln und als Bewertungsmaßstab im eigenen nationalen Rahmen anzusetzen.

#### Internationale Projekte und Arbeitsgruppen.

Der Austausch mit internationalen Fachkreisen war daher wesentlicher Bestandteil des Vorhabens SR 2548, das von der GRS über einen Zeitraum von drei Jahren bearbeitet und im November 2008 abgeschlossen wurde. Das Vorhaben beinhaltet die Mitarbeit von Experten der GRS in Arbeitsgruppen und Projekten der IAEA, der OECD/NEA (AMIGO, EBS, P&T) und der EU (RedImpact, PAMINA) sowie eine Kooperation mit der französ-

sischen Partnerorganisation IRSN. Darüber hinaus wurden internationale Entwicklungen durch detaillierte Analysen ausgewählter Sicherheitsberichte und Regelwerke verfolgt. Am Beispiel der Länder Frankreich, Schweden und Schweiz untersuchte die GRS, inwieweit die Empfehlungen der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD und der IAEO zum generellen Inhalt eines Langzeitsicherheitsnachweises Eingang in die nationalen Regelwerke und Sicherheitsberichte gefunden haben. Hieraus wurden Schlussfolgerungen für die Fortentwicklung der deutschen Sicherheitsanforderungen gezogen.

**Arbeitskreis Szenarienentwicklung.** Die Heterogenität der länderspezifischen Ansätze zur Führung und Bewertung von Langzeitsicherheitsnachweisen, aber auch die Heterogenität der in Deutschland anzutreffenden Sichtweisen machen eine Harmonisierung oder zumindest eine gegenseitige Verständigung in Bezug auf Terminologien, Strategien, Konzepte, Methoden, Anforderungen und Erwartungen erforderlich. Der Arbeitskreis Szenarienentwicklung, der im Vorhaben SR 2548 koordiniert wurde und den die GRS seit 1997 leitet, hat mit der Veröffentlichung eines Positionspapiers zur Problematik des menschlichen Eindringens in ein Endlager einen wichtigen Schritt in Richtung einer solchen Harmonisierung innerhalb Deutschlands vollzogen.

### Codeentwicklung

**TOUGH2 und MARNIE.** Ein Teilziel des Vorhabens SR 2548 war die Entwicklung, Prüfung und Anwendung numerischer Codes zur Simulation und Bewertung von Prozessen in Endlagersystemen. Die GRS verwendet in diesem Bereich unter anderem den Code TOUGH2 und die Eigenentwicklung MARNIE. Der Code TOUGH2 erlaubt detaillierte Prozessanalysen für den Mehr-

phasentransport in porösen Medien, der Code MARNIE hingegen ist vor allem für eine integrative Betrachtung des Endlagersystems, für probabilistische Analysen sowie für eine Berücksichtigung komplexer Streckennetzwerke geeignet. Beide Modelle besitzen durch ihre Anpassungsfähigkeit eine hohe Flexibilität zur Behandlung problemspezifischer Fragestellungen und sind damit gut für die regulatorische Betrachtung alternativer konzeptueller und physikalischer Modelle im Rahmen von Genehmigungsverfahren geeignet. Für beide Codes wurden im Vorhaben SR 2548 Postprocessing-Werkzeuge entwickelt, die diesen Flexibilitätsansprüchen genügen.

**Integration sicherheitsrelevanter Prozesse.** Um die Möglichkeiten zur Simulation von thermo-hydro-mechanischen Wechselwirkungen und von Gastransportprozessen in Tonsteinen zu verbessern, wurden verschiedene Erweiterungen des Codes TOUGH2 vorgenommen. So erfolgte eine Kopplung an den geomechanischen Code FLAC3D, welche eine Simulation dreidimensionaler gekoppelter thermo-hydro-mechanischer Interaktionen erlaubt. Im Vorhaben SR 2548 sowie im Projekt PAMINA wurde der Code TOUGH2 um den Mechanismus der Mikrorissdilatanz erweitert, der die Gasausbreitung im tonigen Wirtsgestein und die Druckentwicklung im Endlager entscheidend beeinflussen kann.

**Codequalifizierung.** Die Leistungsfähigkeit der von der GRS verwendeten TOUGH2-Version konnte in der internationalen Benchmark-Übung »couplex gaz« demonstriert werden, bei der der Gastransport im Nah- und Fernfeld eines Endlagers im Tonstein simuliert wurde. Die Benchmark-Übung war Teil einer umfangreichen Codequalifizierung im Rahmen des hier vorgestellten Vorhabens.

## **Beziehung zu anderen Vorhaben**

Das Vorhaben SR 2548 steht in enger Wechselbeziehung zu anderen Vorhaben der GRS. Im Gegensatz zu den allgemeinen und standortunspezifischen Betrachtungen des Vorhabens SR 2548 wurden im Verbundprojekt VerSi Sicherheitsanalysen für detailliert spezifizierte generische Endlagerstandorte durchgeführt. Die internationale Zusammenarbeit im SR 2548 zu Fragen des Langzeitsicherheitsnachweises wurde durch die Mitarbeit in Arbeitsgruppen der OECD/NEA und IAEA im Rahmen weiterer Vorhaben unterstützt und ergänzt. Gleichzeitig wurden einige der im Vorhaben SR 2548 erzielten Ergebnisse in diese Arbeitsgruppen eingebracht. Die entwickelten numerischen Codes wurden im Rahmen der gutachterlichen Tätigkeit für den Standort Asse angewendet. ■



## 7. Projekte, Internationales/ Zukunftsaufgaben



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.

**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. Daneben ist der Bereich auch für die übergeordnete Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte in Querschnittsprojekten – etwa zur Weiterentwicklung von Sicherheitsanforderungen oder 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 Akti-

vitäten der GRS. Besonders hervorzuheben ist hier der weitere Ausbau des European Technical Safety Organisation Network (ETSON), das im Berichtszeitraum auf fünf Partner erweitert wurde.

**European Technical Safety Organisation Network (ETSON).** Mitglieder von ETSON sind aktuell neben der GRS die Organisationen IRSN (Frankreich), Bel V (Belgien), VTT (Finnland) und UJV (Tschechien). Ziel von ETSON ist die Förderung und Weiterentwicklung der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen den europäischen TSOs auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit. Dieses Ziel soll unter anderem durch einen systematischen Austausch von Ergebnissen in Forschung und Entwicklung sowie von

Erfahrungen aus dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen erreicht werden. 2008 wurde – neben der verstärkten Zusammenarbeit in Arbeitsgruppen (»Safety Assessment Guide«, »Identification of Research Needs« und »Knowledge Management«) – an der Implementierung eines »European Operating Experience Feedback Systems« gearbeitet. ETSON beteiligt sich als TSO-Repräsentant intensiv an der »Sustainable Nuclear Energy Technology Platform« (SNE-TP) der EU und ist dort in wesentlichen Entscheidungs- und Arbeitsgremien vertreten.

**Steigender Bedarf an nuklearer Sicherheitsexpertise.** Der weltweit steigende Bedarf an nuklearer Sicherheitsexpertise gewinnt für TSOs bei der vertieften Verfolgung neuer sicherheitstechnischer Entwicklungen zunehmend an Bedeutung: Die Bearbeitung internationaler Projekte trägt mit zu dem Ausbau der Expertise bei, die von nationalen Behörden mit Blick auf die Bewertung neuer Reaktorkonzepte nachgefragt wird. Vergleichbare positive Effekte ergeben sich auch in Bezug auf die Unterstützung von Behörden im Rahmen von Aufsichtsverfahren. Die GRS trägt dieser Entwicklung Rechnung und akquiriert – sowohl alleine als auch in Kooperation mit den ETSON-Partnern – Projekte der EU und bewirbt sich auf Ausschreibungen ausländischer Behörden. Um aus öffentlichen Ausschreibungen erfolgreich internationale Projekte aufzulegen, entwickelt die GRS Akquisitionskonzepte, die eine effektive Koordinierung der Beiträge aus verschiedenen Bereichen der GRS sowie der Projektpartner sicherstellen sollen. Erfolge belegen, dass wirksame Tools und Prozesse erarbeitet worden sind. Durch Optimierung der internen Struktur des Bereichs Projekte und Internationales und den Aufbau eines Ressourcenmanagements für international einzusetzende Experten wird diese Entwicklung weiter vorangetrieben.

**Beispiele für internationale Programme.** Ein großer Stellenwert im Rahmen der internationalen Aktivitäten der GRS kommt dem Programm »Reaktorsicherheit Osteuropa« zu, das derzeit eine neue Ausrichtung erfährt. Gleiches gilt für das Programm »Physischer Schutz und Entsorgung von Nuklearmaterial«, das im Rahmen der globalen Partnerschaft der G8-Staaten für Einrichtungen in Russland durchgeführt wird. Vertiefende Informationen zu den beiden Programmen werden nachfolgend in einem eigenen Fachbeitrag präsentiert.

**Herausforderung des Kompetenzerhalts.** 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 GRS-Experten mit großer Erfahrung geht Sachverstand verloren, den es zu ersetzen gilt. Auch Behörden, Betreiber und andere Sachverständigenorganisationen 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 im Berichtszeitraum ein einjähriges Traineeprogramm entwickelt, das durch eine Kombination von ausführlichen internen und externen Schulungen und einem Training-on-the-job breite Kenntnisse auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vermittelt. Die erste Auflage des Traineeprogramms hat am 1. Januar 2009 begonnen. Dem Bereich Projekte und Internationales obliegt die Programmentwicklung, Organisation und Auswertung des Programms. Darüberhinaus engagiert er sich hierbei intensiv mit Referenten bei der Umsetzung. ■

## 7.1

## Statusbericht Wissensmanagement

➔ Auch im Jahre 2008 wurde das Informations- und Wissensmanagement der GRS weiter ausgebaut. Ein Fokus der Aktivitäten lag dabei auf der Weiterentwicklung des Intranet-Portals der GRS: das »GRS-Portal«. Die Menge der in das Portal eingestellten Dokumente, der Teamseiten zur Kommunikation und Zusammenarbeit in Teams und der aktuellen Informationen hat deutlich zugenommen. Darüber hinaus hat die GRS weitere Portale eingerichtet, die für andere Organisationen zugänglich sind. Diese externen Portale haben sich als eine effektive Unterstützung für die Kommunikation und Zusammenarbeit mehrerer Organisationen etabliert. Der vorliegende Beitrag bietet einen Überblick über die wichtigsten Neuerungen im Bereich des Informations- und Wissensmanagements der GRS.



Dr. David Beraha



Dr. Peter Puhr-Westerheide

### Interne Projektportale der GRS

**Internes Informations- und Wissensmanagement.** Für jedes Projekt der GRS wird zu Projektbeginn eine eigene Website (das sog. »Projekt-Portal«) eingerichtet, auf der die Informationen und Dokumente des jeweiligen Projektes (insbesondere die sog. »Projekttakten«) zur Verfügung gestellt werden. Bis 2008 wurden Projekt-Portale auf einem eigenen MS Project Server eingerichtet.

Der 2008 vollzogene Wechsel auf die neue Version des Sharepoint Servers ermöglichte die Integration der Projekt-Portale in das GRS-Portal. Dies führte zu deutlichen Vorteilen für die Benutzer: Die Projektliste entspricht jetzt dem Sharepoint-Standard mit den bekannten und geschätzten Erweiterungen der Gruppier-, Filter- und Sortiermöglichkeiten. Auch erfolgt die Gestaltung von Projektseiten mit den zugehörigen Bibliotheken nun konform zu Sharepoint.

**Synchronisieren von Daten.** Die Synchronisierung der Stammdaten zwischen den Projektportalen und der GRS-Unternehmenssoftware SAP wurde als zusätzliche Funktion entwickelt. Mit dieser Funktion wurde es möglich, die Stammdaten eines Projekts dem SAP zu entnehmen und im zugehörigen Projektportal darzustellen. Damit wird eine doppelte Haltung von Stammdaten vermieden.

**Vorteile.** Die Weiterentwicklung der Portallösungen führte zu einer Steigerung der Effizienz der administrativen Abwicklung der Projekte. So werden für die Projekte, die die GRS im Auftrag des Bundesumweltministeriums (BMU) bearbeitet, täglich wesentliche Teile der Zentralakten auf den Intranet-Server des BMU repliziert. Mit dieser Neuerung entfällt für die GRS die früher erforderliche Versendung von geänderten Projektdokumenten.

### Externe Portale der GRS

**Externes Informations- und Wissensmanagement.** Die GRS hat einen zunehmenden Bedarf an Plattformen zur Unterstützung der Zusammenarbeit mit anderen Organisationen festgestellt. Solche Plattformen werden von der GRS in Form von Portalen bereitgestellt, die berechtigten externen Nutzern einen Zugriff über das Internet ermöglichen. Der wesentliche Zweck der Portale besteht in der Erleichterung des Austauschs von Informationen zu bestimmten Themen oder Projekten mit Auftraggebern und Projektpartnern. Eine zentrale Zugriffsverwaltung für die externen Benutzer auf Grundlage des »Active Directory (AD)« hat sich dabei für alle Portale im Extranet der GRS bewährt. Die Bereitstellung und Pflege der Portalwerkzeuge wird von dem IT-Service »Solutions for Research« (SfR) übernommen.

**IRRS-Mission der IAEO.** Bis Ende 2008 hat die GRS bereits 15 solcher externer Portale eingerichtet, der größte Teil davon entstand im Auftrag des BMU. Besonders zu erwähnen ist in diesem Zusammenhang das Portal für die deutsche IRRS-Mission der IAEO. Durch die Erleichterung in Form eines schnellen und zuverlässigen Austauschs von Dokumenten und organisatorischen Informationen hat die Nutzung dieses Portals maßgeblich zum reibungslosen Ablauf der IRRS-Mission beigetragen.

**Reaktorsicherheits-Portal des BMU.** Das »Reaktorsicherheits-Portal« (RS-Portal) der Abteilung für Reaktorsicherheit des BMU, das von der GRS im Rahmen eines Projekts entwickelt und in das Intranet des Auftraggebers integriert wurde, wird weiterhin mit Lösungen und Anregungen unterstützt. Das RS-Portal wurde nach Fertigstellung der ersten Version von der Fa. Bearingpoint im Auftrag des Bundesverwaltungsamts von der Stelle für Informationstechnik (BIT) begutachtet. Die Begutachtung war 2008 die Grundlage für die Entscheidung des BMU, analog zu dem von der GRS entwickelten RS-Portal sein gesamtes Intranet-Portal mit dem Microsoft-Werkzeug Sharepoint zu realisieren.

### Informationsbeauftragte

**Funktion und Aufgabe der Informationsbeauftragten.** Im Berichtszeitraum hat die GRS ihre internen Informationsstrukturen durch die Einführung von Informationsbeauftragten weiterentwickelt. Die Informationsbeauftragten wurden von den einzelnen Fachbereichen der GRS benannt und haben verschiedene Aufgaben. So unterstützen sie die für das Wissensmanagement und die Unternehmenskommunikation zuständigen Arbeitseinheiten durch das Bereitstellen von aktuellen, fundierten Informationen für die inhaltliche

Gestaltung der Websites und allgemeiner Teile des GRS-Portals. Daneben koordinieren sie die Erstellung der sogenannten »Wissensseiten« des GRS-Portals. Die Wissensseiten werden dabei direkt von den Bereichen erstellt und gepflegt. Sie beschreiben prägnant das jeweilige Fachgebiet und können damit auch als Grundlage für die fachliche Information im Internet und Intranet genutzt werden.

### Ausblick

Die Methoden und Werkzeuge zum Informations- und Wissensmanagement in der GRS sind inzwischen gut etabliert. Die Unterstützung der Benutzer bei der Verwendung dieser Infrastruktur sowie die Entwicklung von Teamseiten oder Portalen für interne und externe Zwecke werden weiterhin den Schwerpunkt der Aktivitäten bilden. Darüber hinaus wird das »Information Brokering«, das heißt die Bereitstellung von fachlichen Inhalten und Portalen für externe Auftraggeber, für die GRS an Bedeutung gewinnen. Schließlich werden neue Verfahren des Wissensmanagements, die sich in Zusammenhang mit der Evolution des Internets in Richtung soziale und semantische Netzwerke entwickeln, laufend in Hinblick auf deren Einsatzmöglichkeiten in einem Firmennetzwerk überprüft. ■



## 7.2 Internationale Programme



Edmund Kersting



Dr. Hartmut Melchior



Dr. Hartmuth Teske

➔ Nukleare Sicherheit, zuverlässige Entsorgung radioaktiver Abfälle und sichere Verwahrung von nuklearem Material stellen 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 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) setzt sich deshalb für eine intensive, internationale Zusammenarbeit ein. Im Rahmen vielfältiger bilateraler Kooperationsbeziehungen sowie durch die Mitarbeit in multilateralen Organisationen und Gremien – wie der International Atomic Energy Agency (IAEA), der Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD), G8 und der EU – wirkt die GRS hier durch Weiterentwicklung wissenschaftlicher Erkenntnisse und Methoden aktiv mit.

### **Ziele der internationalen Zusammenarbeit**

Die GRS ist als technisch-wissenschaftliches Kompetenzzentrum für nukleare Sicherheit und Sicherung die führende Sachverständigenorganisation des Bundes. Auf nationaler und internationaler Ebene ist sie ein gefragter Partner bei technisch-wissenschaftlichen Kooperationen, bei der Definition von Sicherheitsstandards, bei Sicherheitsbewertungen, bei der Beurteilung von Maßnahmen zur Risikominderung und bei der Stärkung unabhängiger atomrechtlicher Behörden und Sachverständigenorganisationen.

Ziele der internationalen Zusammenarbeit sind:

- /// die internationale kerntechnische Entwicklung fachlich zu analysieren und den Stand von Wissenschaft und Technik weiterzuentwickeln,
- /// die eigene Wissensbasis zu verbreitern,
- /// die Fachkompetenz zu erhalten und weiter auszubauen sowie
- /// die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung von Ressourcen zu nutzen.

### Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktoranlagen westlicher Bauart

**European Technical Safety Organisations Network (ETSON).** Zusammen mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), und der gemeinsamen Tochter RISKAUDIT ist die GRS in Europa Kern eines leistungsstarken technisch-wissenschaftlichen Fachverbundes auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit, Sicherung und Entsorgung. IRSN und GRS gründeten gemeinsam mit der belgischen Sachverständigenorganisation Bel V am 29. Mai 2006 das Europäische Technical Safety Organisations Netzwerk (ETSON). Im November 2008 traten das finnische Technical Research Centre (VTT) und das tschechische Nuclear Research Institute (UJV) dem Netzwerk bei. ETSON verfolgt folgende Ziele:

- /// Aufbau eines geeigneten Forums für den Austausch von Sicherheitsbewertungen von Ergebnissen aus Forschung und Entwicklung, von Erfahrungen und entsprechender technisch-wissenschaftlicher Gutachten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit,
- /// Beitrag zur Förderung der Harmonisierung nuklearer Sicherheitspraktiken,

- /// gemeinsame Initiierung und Durchführung von Forschungsprogrammen zur nuklearen Sicherheit,
- /// weiterer Ausbau eines europäischen wissenschaftlichen und technischen Netzwerks für das Gebiet der nuklearen Sicherheit.

**Brasilien: Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN).** Die GRS unterstützte das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien bei der Analyse übergeordneter sicherheitstechnischer Fragen für den Druckwasserreaktor Angra-2. Von Interesse waren neben der Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrungen auf die Anlage Angra-2 auch Methoden zum Review einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberwachung (PSÜ). Neben den internationalen Standards kommen dabei insbesondere auch die deutschen Grundsätze und Methoden in Form des PSA-Leitfadens und der zugehörigen Methodenbände zur Anwendung. Hierdurch wird sichergestellt, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland dem CNEN erläutert werden und in die Aufsicht von Angra-2 einfließen.

**Argentinien: Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).** Ein weiterer südamerikanischer Partner ist die argentinische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (ARN). Die GRS überprüft in ihrem Auftrag ausgewählte Kapitel des »Safety Analysis Report« für die Anlage Atucha II. Hierzu gehört zum Beispiel die PSA Level 1, das Bruchausschluss-Konzept sowie das kernphysikalische und thermohydraulische Verhalten der Anlage. In diesem Zusammenhang fanden sowohl Arbeiten bei der GRS als auch in Argentinien statt, die dem Wissenstransfer sowie der Vermittlung neuester technisch-wissenschaftlicher Erkenntnisse dienten.

**Niederländische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD).** Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) berichtete die GRS über die Betriebserfahrung mit deutschen Kernkraftwerken und bewertete deren Relevanz für das niederländische Kernkraftwerk Borssele. Weiterhin wurden Arbeiten im Zusammenhang mit der Anwendung der Sicherheitsanforderungen der IAEA auf das Kernkraftwerk Borssele durchgeführt, bei denen die Erfahrungen aus der Überarbeitung des deutschen Regelwerks berücksichtigt wurden.

**Datenbank Generische Sicherheitsfragen (GeSi).** Neuere Erkenntnisse auf dem Gebiet von anlagenübergreifenden sicherheits-technischen Fragestellungen, die sich in anderen Ländern ergeben haben, fließen kontinuierlich in die GRS-Datenbank »Generische Sicherheitsfragen« (GeSi) ein. Die GeSi-Datenbank dient der frühzeitigen Information des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) zu neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen, um auf neue sicherheitstechnische Entwicklungen durch regulatorische Forschung oder durch Anpassung des Regelwerks reagieren zu können. Ziel ist es, die Datenbank als zentrales Element eines Wissens- und Informationsmanagementsystems im BMU und in der GRS zu nutzen.

**Global Nuclear Safety and Security Network (GNSSN).** In Zusammenarbeit mit der IAEA wird derzeit ein »Global Nuclear Safety and Security Network« aufgebaut. Die GRS unterstützt dabei das BMU, um die weltweit vorhandenen Informationen zu bündeln und von den daraus resultierenden Synergieeffekten zu profitieren.

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

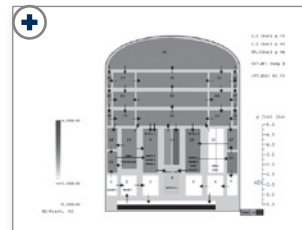
**Ziele der Zusammenarbeit.** Eines der Hauptanliegen der bi- und multilateralen Kooperationen ist es, eine enge Zusammenarbeit mit lokalen Sachverständigenorganisationen zu fördern und einen hohen technisch-wissenschaftlichen Kenntnisstand für die jeweiligen Aufsichtsbehörden – vor allem in Russland 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.

**Zusammenarbeit mit BNRA.** Seit Ende 2008 führt die GRS gemeinsam mit IRSN im Auftrag der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (BNRA) eine Bewertung des vorläufigen Sicherheitsberichts für das in Belene (Bulgarien) in Bau befindliche Kernkraftwerk durch. Es handelt sich dabei um ein Kernkraftwerk der dritten Generation mit russischen WWER-1000-Reaktoren des Typs V 466B. Zwischenergebnisse wurden der BNRA bereits präsentiert. Die Bewertung soll 2009 abgeschlossen werden. Parallel dazu führt die GRS vertiefte Sicherheitsanalysen für diese neue Reaktorgeneration durch. Dazu wurden gemeinsam mit russischen Fachleuten von Atomenergoprojekt Moskau und dem Experimental- und Konstruktionsbüro (OKB) »Gidropress« Modelle und Datensätze für die von der GRS entwickelten Simulationsprogramme ATHLET und COCOSYS aufgebaut und erprobt. Die Modelle werden für unabhängige Analysen von ausgewählten Störfällen genutzt und die Ergebnisse an die bulgarische Behörde übergeben. Vertiefte Untersuchungen unter

Nutzung von GRS-Analysemethoden sind in Vorbereitung. Sie sollen sich mit der Bewertung der Tragfähigkeit des doppelschaligen Containments bei verschiedenen Lasteinwirkungen beschäftigen.

**Rostechndor und State Nuclear Regulatory Committee of the Ukraine (SNRCU).** Seit Beginn der 1990er Jahre arbeitet die GRS bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und bei der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl eng mit den russischen und ukrainischen Sicherheitsbehörden Rostechndor und State Nuclear Regulatory Committee of the Ukraine (SNRCU) sowie deren wissenschaftlichen Zentren zusammen. Themenfelder der Arbeiten mit dem SNRCU und dem State Scientific and Technical Center of Nuclear and Radiation Safety (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.

**Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS).** Mit dem Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) der russischen Genehmigungsbehörde Rostechndor arbeitet die GRS ebenfalls auf der Grundlage von mehrjährigen Kooperationsprogrammen zusammen. Die Laufzeit der Programme ist zum aktuellen Zeitpunkt von 2008 bis 2010 festgelegt. Schwerpunkte sind die Analyse von Transienten und Störfällen in Druckwasser-Reaktoren vom Typ WWER und in graphitmoderierten Druckröhren-Siedewasser-Reaktoren vom Typ RBMK. Weiterhin steht die gemeinsame Entwicklung von Analysesimulatoren für verschiedene Anlagentypen, die Auswertung von Betriebserfahrungen und die Analyse von realisierten Modernisierungsprogrammen im Mittelpunkt der Zusammenarbeit.



#### ATLAS-GRAFIK

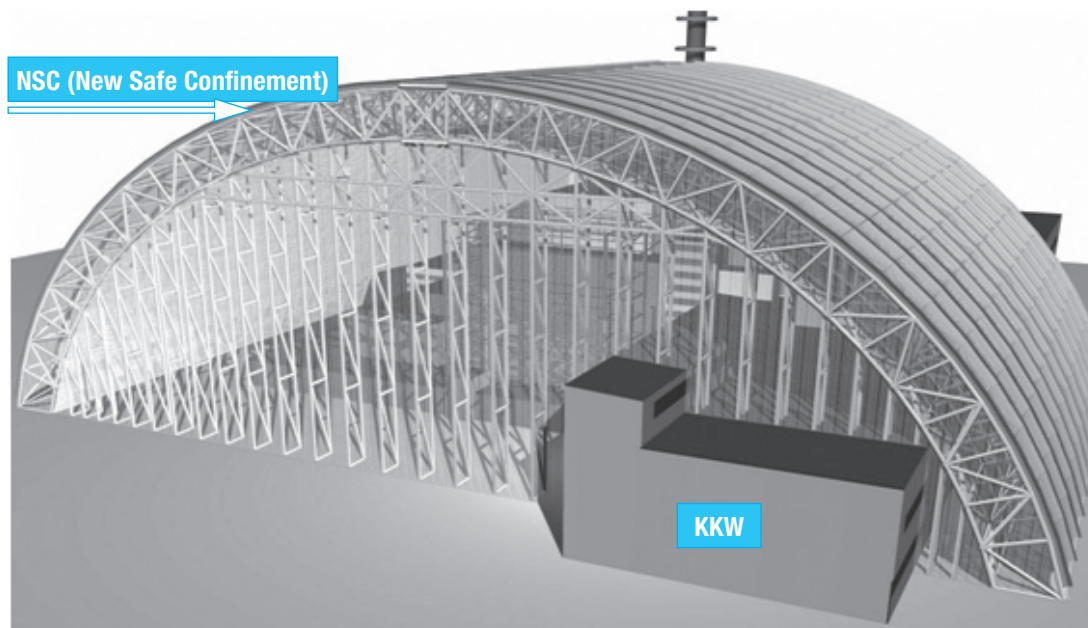
**Bild 72**

Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000 etwa 6 Stunden nach Eintritt eines Unfalls mit Kernzerstörung (Ergebnis einer ASTEC-Rechnung)

**Einsatz von Simulationsprogrammen.** Ein umfangreiches Arbeitsgebiet stellen die mit den osteuropäischen Ländern durchgeführten Untersuchungen zu Phänomenen im Containment/Confinement unter Anwendung des COCOSYS-Codes der GRS sowie des Integralcodes ASTEC dar (s. Bild 72 »ATLASGRAFIK«).

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

**Zusammenarbeit mit TSOs.** Die bilateralen Aktivitäten der GRS zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit werden durch eine umfangreiche multilaterale Zusammenarbeit mit IRSN und anderen westlichen Technical Safety Organisations (TSOs) im Rahmen von Phare- und Tacis-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 Kernkraftwerken Ignalina (IIDSF). Weitere Programme der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) laufen mit Bohunice (BIDSF) und Kosloduj (KIDSF).



#### MODELL: EINSCHLUSS

Bild 73

Kernkraftwerk Tschernobyl, Block 4:  
Der neue, sichere Einschluss (NSC)

**Phare- und Tacis-Programme.** Gegenwärtig ist die GRS an rund 30 Projekten der Phare- und Tacis-Programme der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Schwerpunkt ist das Bereitstellen von technisch-wissenschaftlichen Erkenntnissen:

- /// für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer Anlagen,
- /// für den sicheren Umgang mit nuklearem Brennstoff und radioaktiven Abfällen,
- /// der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks,
- /// bei internationalen Sicherheitsbewertungen,
- /// bei der Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen,
- /// bei der modernen Behördenorganisation und
- /// beim Qualitätsmanagement.

Solche Arbeiten werden im Rahmen des Instruments für die nukleare Sicherheitskooperation (INSC) der EU weitergeführt.

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

**New Safe Confinement (NSC).** RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit Sciencetech (USA) die ukrainische Behörde im Genehmigungsprozess zur Stabilisierung des existierenden Sarkophags des zerstörten Blocks 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl als »Licensing Consultant« (LC). Ferner tragen die Kooperationspartner zum Aufbau der neuen sicheren Umschließung New Safe Confinement (NSC) bei. Experten der GRS, des IRSN und von Sciencetech bewerteten ebenfalls im Auftrag der ukrainischen Genehmigungsbehörde SNRCU gemeinsam mit den ukrainischen Gutachtern die Genehmigungsunterlagen für die Verwirklichung des Shelter Implementation Plans (SIP).

Die Stabilisierungsmaßnahmen des Sarkophags, die auch Reparaturarbeiten am Dach betrafen, sind inzwischen abgeschlossen. Derzeit wird der Ab-

schlussbericht zu den Stabilisierungsmaßnahmen überarbeitet. Dieser Bericht enthält auch die Analyse des erreichten Sicherheitsniveaus der Gesamtkonstruktion des Sarkophags.

**Conceptual Design Safety Document (CDSD).** Diskussionen zu Grundsätzen der Auslegung des NSC nahmen einen großen Raum ein und wurden im Sicherheitsdokument Conceptual Design Safety Document (CDSD) zusammenfassend dargestellt. Die Diskussionen erfolgten während Treffen in einer gemeinsamen Arbeitsgruppe mit Vertretern der Genehmigungsbehörden, des LC, des Kernkraftwerks Tschernobyl, der Project Management Unit und teilweise mit Novarka als Auftragnehmer für den NSC. Auf diesen Treffen erfolgten wichtige Weichenstellungen für die Details der Auslegung des NSC. Die Genehmigungsbehörden stimmten dem CDSD unter Auflagen zu. Es gelang somit genehmigungsrelevante Risiken zu reduzieren. Die bisherigen Planungen gehen vom Abschluss der Bauarbeiten und der Inbetriebnahme im Jahr 2012 aus (s. [Bild 73](#) »MODELL: EINSCHLUSS«).

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

**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 fortgeschrittene 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.

**Programmsystem ATHLET/BIPR-WWER.** In diesem Rahmen entwickelt die GRS derzeit gemeinsam mit dem Kurtschatow-Institut das gekoppelte thermohydraulische und neutronenphysikalische Programmsystem ATHLET/BIPR-WWER. Zur weiteren Validierung des gekoppelten Programmsystems wurden von russischer Seite Messdaten für eine Inbetriebnahme im Kernkraftwerk Kalinin-3 zur Verfügung gestellt. Auf der Basis der aufbereiteten Daten wurde eine vollständige Spezifikation für einen weiteren internationalen OECD/NEA Benchmark zur Validierung gekoppelter Codes erstellt. Darüber hinaus wurde das ATHLET/BIPR-WWER Modell für die Anlage Kalinin-3 weiterentwickelt. Der Fokus hierbei liegt auf der Modellierung der Neutronenflussdetektoren (Self Powered Neutron Detectors – SPND) und der Implementierung von Zeitverzögerungskonstanten für solche Messdaten, bei denen Verzögerungsglieder berücksichtigt werden müssen. Derzeit werden die Ergebnisse für die Brennelement-Temperatursensoren in das ATHLET/BIPR-Modell integriert.

**Grafischer Codegenerator für das russische Programmmodul Compressible Mixture Solver (CMS).** Im Rahmen der Weiterentwicklung des Analysesimulators GeRuS für WWER-1000/W-320 wurde ein grafischer Codegenerator für das russische Programmmodul Compressible Mixture Solver (CMS) entwickelt. Der Codegenerator unterstützt die Entwickler bei der Erstellung von thermohydraulischen Rechenmodellen für beliebige Systeme. CMS wird im Analysesimulator GeRuS gegenwärtig für die Simulation des Sekundärkreislaufs eingesetzt (s. [Bild 74](#) »GRAFISCHE OBERFLÄCHE«).

**Anpassung der GRS-Rechenprogramme für ausländische Partner.** Darüber hinaus fördert das BMWi die technisch-wissenschaftliche Zusammen-

arbeit 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. So wurden beispielsweise in der bilateralen Zusammenarbeit mit ENPRO Consult (Bulgarien) der zuvor gemeinsam mit russischen Fachleuten entwickelte Analysesimulator GeRuS für WWER-1000/W-320 für das Kernkraftwerk Kosloduj 5 und 6 angepasst und anhand von Vergleichsrechnungen verifiziert und validiert (s. **Bild 75** »ÜBERSICHTSBILD«).

**Seminar zur Entwicklung, Validierung und Anwendung von GRS-Rechenprogrammen.** Das jährlich durchgeführte Seminar zur Entwicklung, Validierung und Anwendung von GRS-Rechenprogrammen stellt das wichtigste Forum zum Informations- und Erfahrungsaustausch zwischen den mittel- und osteuropäischen Nutzern und Entwicklern der GRS-Simulationsprogramme ATHLET, ATHLET-CD, ASTEC, ATLAS, COCOSYS und SUSA dar.

### Informationsbereitstellung und Erfahrungsaustausch

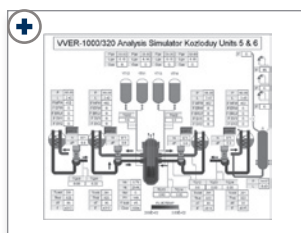
**Koordination und Umsetzung des BMU-Ostprogramms.** Als Kompetenzträger für nukleare Sicherheit ist die GRS vor allem auch in Osteuropa bei der Koordination und Umsetzung des BMU-Ostprogramms tätig. Vielfältige Arbeiten zur technisch-wissenschaftlichen Analyse der aktuellen Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke wurden fortgesetzt und zur fachlichen Begleitung des BMU und des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) sowie für vertiefte sicherheitstechnische Untersuchungen der Kernkraftwerks-Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK angewandt. Die Ergebnisse fließen kontinuierlich in Baulinienhandbücher und Länderdossiers ein, die von der GRS und dem BMU genutzt werden.



#### GRAFISCHE OBERFLÄCHE

**Bild 74**

CMS-Codegenerator mit Fragment des Sekundärkreismodells des Analysesimulators GeRuS



#### ÜBERSICHTSBILD

**Bild 75**

Synopse des Analysesimulators für Kosloduj-5,6

**Dokumentation über die Datenbank DOKU OST.** Sukzessive wurden verfügbare technische Unterlagen zu Sicherheitsstatus und Sicherheitspraxis mit dem Schwerpunkt »Osteuropa« systematisch analysiert, erfasst und archiviert. Heute umfasst die 1990 entwickelte Datenbank DOKU OST mehr als 37.000 Referenzen mit vielfältigen Informationen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa. Volltextindizierte elektronische Anhänge ermöglichen dabei ein zielgerichtetes Recherchieren. Darüber hinaus sind circa 3.000 Dokumente mit kerntechnischen Regeln, Richtlinien und Gesetzen verschiedener Länder

Osteuropas über eine spezielle Tochterdatenbank DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations) auch für ausgewählte externe Institutionen zugänglich. Spezielle Werkzeuge erlauben ein einfaches Erstellen von Pyramiden und Listen zum Regelwerk – länderspezifisch geordnet oder nach kerntechnischen Sachverhalten strukturiert.

Mit den Datenbanken, zu denen inzwischen auch eine umfangreiche CD- und DVD-Sammlung gehört, ist ein effektives arbeitsteiliges Bereitstellen von Informationen zu nuklearer Sicherheit, Sicherung, Entsorgung und Umweltschutz im internationalen Maßstab über Kommunikations- und Wissensnetze möglich. Zunehmend werden diese auch für Wissensmanagementaufgaben und Dokumentationen im GRS-Intranet genutzt. Dazu zählen auch neue Verfahren wie das Bereitstellen von Informationen über die in Microsoft SharePoint implementierte Wiki-Funktionalität.

### Fachliche Mitarbeit der GRS in internationalen Gremien

**Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) und OECD/CNRA.** Die GRS gewährleistet die erforderliche wissenschaftlich-technische Expertise im Rahmen der Aktivitäten der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) sowie der OECD/CNRA zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen. Die Mitarbeiter der GRS sind für die fachliche Vor- und Nachbereitung von Sitzungen zuständig und nehmen in Absprache mit dem BMU als Experten an den Sitzungen teil.

**Gremienarbeit für die Regulatory Assistance Management Group (RAMG) und Instrument for Nuclear Safety Cooperation (INSC).** Auch im Zusammenhang mit den Aktivitäten der EU-Gremien Regulatory Assistance Management Group (RAMG) und Instrument for Nuclear Safety Co-



#### PLATTFORM ZUR ZUSAMMENARBEIT

**Bild 76**

RAMG English

Plattform für die »Regulatory Assistance Management Group« mit gemeinsamer Verwaltung der Beratungsunterlagen auf dem Info-Server von BMU und GRS  
»info.grs.de«

operation (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 (s. **Bild 76** »PLATTFORM ZUR ZUSAMMENARBEIT«).

**G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (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 arbeitet aktiv in dieser Arbeitsgruppe mit. Darüber hinaus stellte die GRS fachliche Expertise bei der Vor- und Nachbereitung der NSSG-Sitzungen sowie bei der inhaltlichen Vorbereitung der Thematik »Nukleare Sicherheit« für den G8-Gipfel in Toyako (Japan) bereit. ■

## 7.3

## Entwicklung der neuen »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke«

→ Die GRS hat seit September 2003 im Auftrag des Bundesumweltministeriums (BMU) zusammen mit weiteren Unterauftragnehmern ein Projekt zur Erstellung eines einheitlichen untergesetzlichen Regelwerks zur sicherheitstechnischen Beurteilung der deutschen Kernkraftwerke bearbeitet. Nach den Vorgaben des BMU soll das neue Regelwerk den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik beschreiben und die grundlegenden Sicherheitsanforderungen der bisherigen BMI-Sicherheitskriterien und der bisherigen RSK-Leitlinien enthalten. Zusätzlich waren bei der Erarbeitung des neuen Regelwerks das einschlägige internationale Regelwerk und die praktischen Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden deutschen kerntechnischen Regelwerkes zu berücksichtigen. Entwürfe des neuen Regelwerks wurden mit den Stakeholdern im Rahmen von Workshops und unter Nutzung des Internets diskutiert. Die abschließende Fassung der »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« (Revision D) wurde im April 2009 veröffentlicht und steht im Internet (<http://regelwerk.grs.de>) zur Verfügung.



Dr. Manfred Mertins

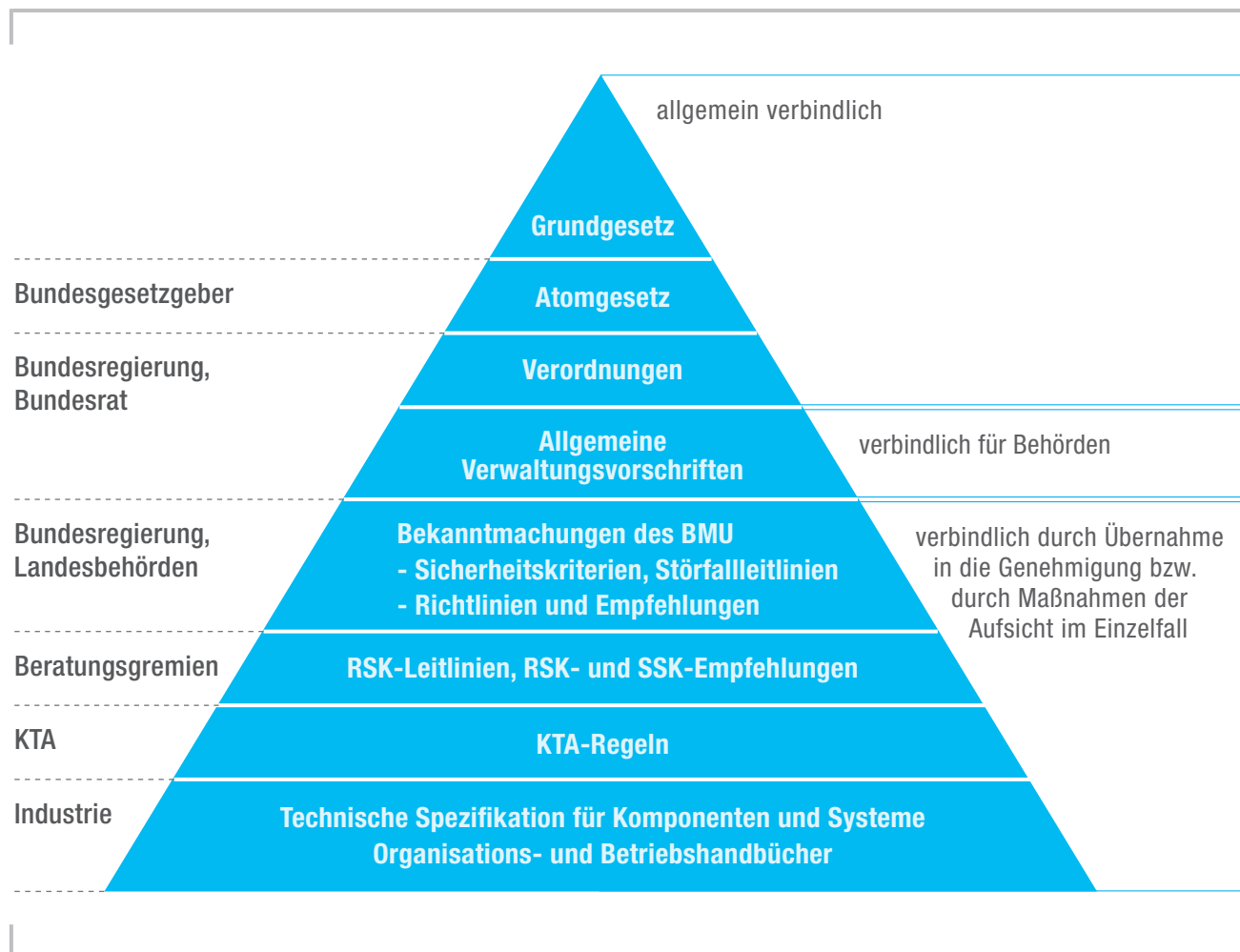
### Zielvorgaben

Grundlage für die Erarbeitung der »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« waren die Zielvorgaben, die das BMU für die Modernisierung des deutschen kerntechnischen Regelwerks definiert hatte.

**Empfehlungen von IAEO und WENRA.** Eine wesentliche und mit Blick auf den Anwendungsbereich des kerntechnischen Regelwerks zwingende Anforderung bestand darin, dass das neue Regelwerk dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen muss. Hierzu war unter anderem sicherzustellen, dass das neue Regelwerk

mit den einschlägigen Empfehlungen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) – hier insb. den »Safety Requirements« NS-R-1, NS-R-2, NS-R-3, GS-R-3 – und der Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA) übereinstimmen. Mit Blick auf die mit der Überarbeitung angestrebte Bündelung von Einzelregelungen sollten darüber hinaus die grundlegenden Sicherheitsanforderungen der bisherigen BMI-Sicherheitskriterien und der bisherigen RSK-Leitlinien mit in das neue Regelwerk aufgenommen werden.

## Regelwerkspyramide des kerntechnischen Regelwerks



**Methodische Vorgaben.** Weitere grundlegende Anforderungen betrafen methodische Vorgaben. So war dem neuen Regelwerk ein konsequent deterministisches Sicherheitskonzept zugrunde zu legen und dabei ein integratives Mensch-Technik-Organisation(MTO)-Konzept zu implementieren. Die einzelnen Sicherheitsanforderungen waren durchgängig den vier Sicherheitsebenen (»Levels of Defense«) des gestaffelten Sicherheitskonzepts (»Defence-in-Depth Concept«) und dem »Barrierekonzept« zuzuordnen.

**Schließen von Regelungslücken.** Schließlich waren bei der Formulierung des neuen Regelwerks bisherige Regelungslücken zu schließen. Dies betrifft zum die Berücksichtigung aller Betriebszustände, das heißt auch jener des Nichtleistungs-betriebs. Eine wesentliche Erweiterung war auch mit der Einbeziehung umfassender Sicherheitsanforderungen für Siedewasserreaktoren gefordert.

## Entwicklung und Diskussion

**Stand von Wissenschaft und Technik sowie der kerntechnischen Sicherheit.** Entsprechend der Vorgaben lag der Schwerpunkt der Arbeiten zur Modernisierung des kerntechnischen Regelwerks auf der Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit. Hierzu haben die GRS und ihre Unterauftragnehmer in Ergänzung zum geltenden Regelwerk die Erfahrungen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken herangezogen sowie die Ergebnisse von Sicherheitsüberprüfungen und Sicherheitsanalysen und wissenschaftlichen Untersuchungen ausgewertet.

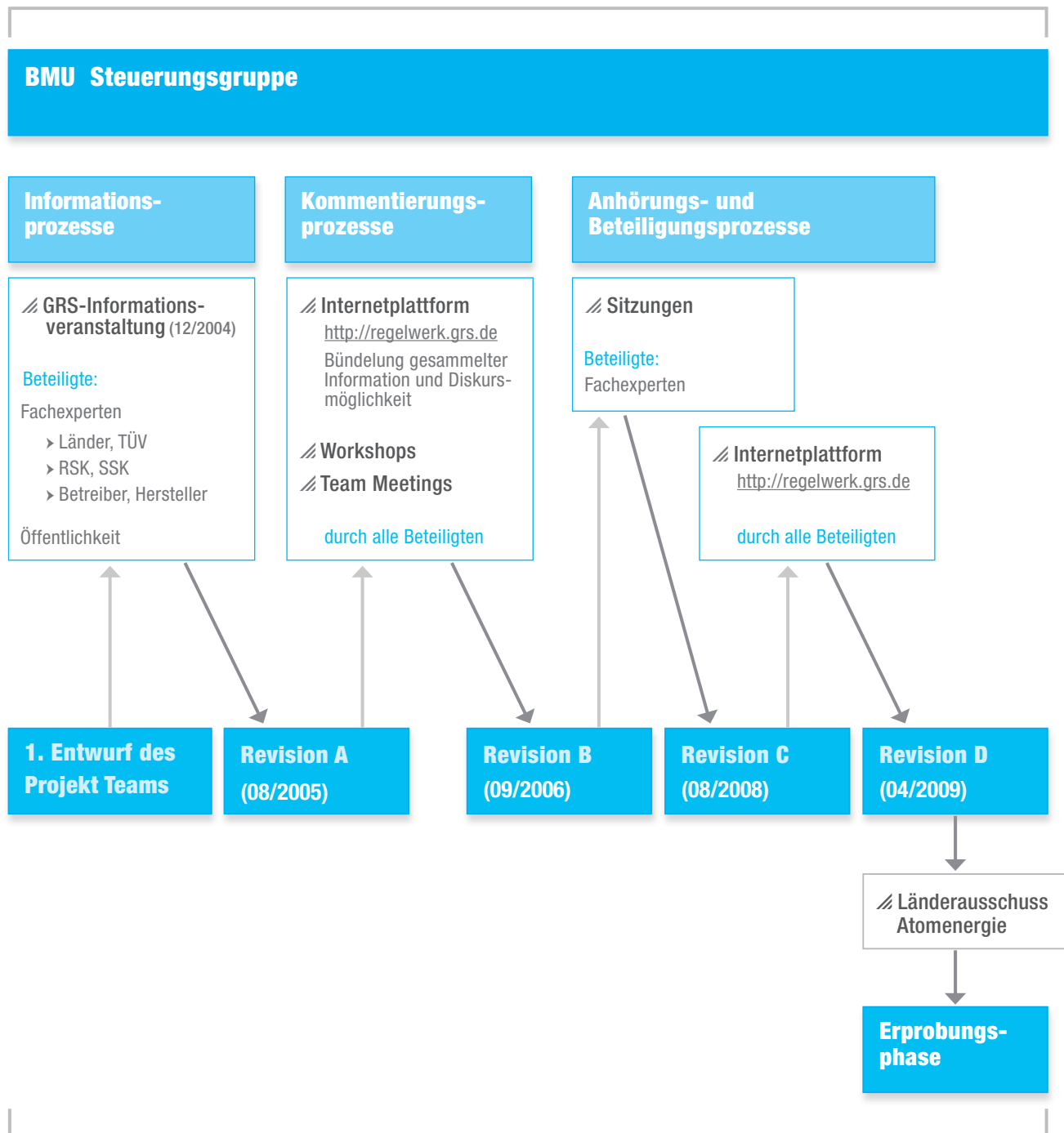
**Abgleich mit internationalen Regelwerken.** Daneben sind die Erkenntnisse aus dem Abgleich mit internationalen kerntechnischen Regelwerken eingeflossen. Dazu wurden unter anderem die aktuellen »Safety Requirements« der IAEA und die WENRA-Referenzlevels nach sicherheitsrelevanten Prioritäten bewertet, systematisch mit dem aktuellen deutschen Regelwerk verglichen, kommentiert und ggf. mit einer Empfehlung für das neu zu entwickelnde Regelwerk verbunden. Im Verlauf der Erarbeitung der Sicherheitskriterien hat das BMU umfassende Diskussionen und Beteiligungsprozesse zu den »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« durchgeführt. Einbezogen waren insbesondere die Reaktorsicherheitskommission (RSK) und Strahlenschutzkommission (SSK), die Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Länder, die Technischen Überwachungsvereine sowie die Betreiber und Hersteller von Kernkraftwerken. Um die Einbeziehung der Stakeholder zu erleichtern, wurden die einzelnen Revisionen der Sicherheitskriterien über das Internet für eine Kommentierung zugänglich gemacht.

**Themenschwerpunkte.** Inhaltlich lassen sich die Kommentare einer Reihe von Schwerpunktthemen zuordnen. Neben der technischen Realisierung des »Defence-in-Depth Concepts« im Hinblick auf die Anforderung einer weitgehenden Unabhängigkeit der einzelnen Sicherheitsebenen wurden in den Kommentaren vor allem folgende Bereiche thematisiert:

- /// Anwendung der »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« auf ältere Anlagen
- /// Rolle der PSA in der Sicherheitsbewertung
- /// Kriterien für den auslegungsüberschreitenden Bereich
- /// Kriterien für die digitale Leittechnik
- /// Methoden der Sicherheitsbewertung.

Insgesamt wurden bis zur Finalisierung der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke rund 8.750 Kommentare abgegeben, die von der GRS und ihren Unterauftragnehmern ausgewertet und gegebenenfalls in Überarbeitung berücksichtigt wurden.

## Kommentierungs- und Beteiligungsprozesse



## Die neuen Sicherheitskriterien

**Modulare Struktur der neuen Sicherheitskriterien.** Die neuen »Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke« wurden im April 2009 veröffentlicht. Nach der Umsetzung der oben dargestellten Zielvorgaben bilden die Sicherheitskriterien in ihrer jetzigen Form auf 292 Seiten den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wieder. Für die Gliederung der Sicherheitskriterien wurde eine modulare Struktur gewählt, die sich an den wesentlichen thematischen Schwerpunkten orientiert.

**Inhaltliche Neuerungen.** Wesentliche inhaltliche Änderungen gegenüber dem bisherigen Regelwerk ergeben sich unter anderem aus der Umsetzung der geforderten Erweiterungen – etwa im Hinblick auf Siedewasserreaktoren, den Einsatz softwarebasierter Leittechnik und die anzuwendende Nachweismethodik –, aber auch im Hinblick auf die konsequente Integration der 4. Sicherheitsebene und die Anforderungen an das Sicherheitsmanagement.

Die Sicherheitskriterien stehen im Internet unter <http://regelwerk.grs.de> zum Download bereit. Auf dieser Website sind auch Synopsen verfügbar, in denen die Einbeziehung bisheriger Regelungen (insbesondere BMI-Sicherheitskriterien und RSK-Leitlinien) und die Berücksichtigung der Empfehlungen von IAEO und WENRA nachvollzogen werden können ■

## Neue Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke

|                 |                                                                                                                       |
|-----------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>Modul 1</b>  | Grundlegende Sicherheitskriterien                                                                                     |
| <b>Modul 2</b>  | Kriterien für die Auslegung und den Betrieb des Reaktorkerns                                                          |
| <b>Modul 3</b>  | Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse                                                   |
| <b>Modul 4</b>  | Kriterien an die Ausführung der DFU, der Drucktragenden Wandung der Äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses |
| <b>Modul 5</b>  | Kriterien für die Leittechnik und Störfallinstrumentierung                                                            |
| <b>Modul 6</b>  | Kriterien für die Nachweisführung und Dokumentation                                                                   |
| <b>Modul 7</b>  | Kriterien für den anlageninternen Notfallschutz                                                                       |
| <b>Modul 8</b>  | Kriterien für das Management der Sicherheit                                                                           |
| <b>Modul 9</b>  | Kriterien für den Strahlenschutz                                                                                      |
| <b>Modul 10</b> | Kriterien für die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten            |
| <b>Modul 11</b> | Kriterien an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente                                                            |
| <b>Modul 12</b> | Kriterien für die elektrische Energieversorgung                                                                       |



## 7.4

## Beiträge der Anlagensicherung zur Gewährleistung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen



Helmut Meyer



Die Auftraggeber für Arbeiten auf dem Gebiet der Anlagensicherung sind grundsätzlich Bundes- und Landesbehörden, in der Regel der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bzw. die zuständigen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Bundesländer.

### Arbeiten für den BMU Schwerpunkte

/// **Überarbeitung des Regelwerkes.** Vorrangig sollten die Lastannahmen sowie die weitere Spezifizierung von neuen Täterhilfsmitteln, ihre Anwendung sowie resultierende Anforderungen und Maßnahmen der Anlagensicherung als Nachwirkung der Ereignisse vom 11. September 2001 überarbeitet werden.

Die Überarbeitung des deutschen Regelwerks konzentrierte sich zunächst auf die Lastannahmen mit dem Ziel, sie eindeutig und widerspruchsfrei zu gestalten unter Beibehaltung der Inhalte. Diese redaktionelle Überarbeitung wurde von einer Arbeitsgruppe des Arbeitskreises (AK)-Sicherheit unter Leitung des BMU vorangetrieben, im November 2008 abgeschlossen und mit einem zusätzlichen Erläuterungstext von der GRS im Auftrag des BMU an die beteiligten Länder- und

Polizeibehörden verteilt. Die während der redaktionellen Überarbeitung identifizierten Punkte für die im Weiteren geplante inhaltliche Überarbeitung wurden zusammengestellt und aufgelistet.

Erste Entwürfe und Diskussionspapiere für den sogenannten »abgestuften Ansatz« (von Lastannahmen) wurden von der GRS erarbeitet und im AK-Sicherung vorgestellt.

/// **Teilnahme an Sitzungen von Arbeitskreisen/Seminaren der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA.** Im Auftrag des BMU sollten Aspekte aus deutscher Sicht zur Fortführung des »Nuclear Security Plan« (seit März 2002) eingebracht werden.

Die Mitarbeit bei der IAEA gestaltete sich zum einen durch Teilnahme an Seminaren und die Unterstützung bei der Durchführung von Seminaren der IAEA im Ausland (Nuclear Security

Culture; Design Basis Threat etc.). Des Weiteren hat die GRS an den Sitzungen von Arbeitskreisen der IAEA teilgenommen. Die Veranstaltungen fanden überwiegend in Wien statt. Eine besondere Rolle spielt die Überarbeitung der INFCIRC 225/Rev. 4 zu Rev. 5 (Information Circular), die durch Vertreter der GRS maßgeblich mit beeinflusst wird. Gleiches gilt für die »Nuclear Security Fundamentals« und die »Recommendations for the Security of Radioactive Material and Associated Facilities« als wichtige Bestandteile der 4-Ebenen-Struktur der »Nuclear Security Series«. Die IAEA ist bestrebt, eine Pyramidenstruktur für ihre Fundamentals, Recommendations, Implementing Guides und Technical Guides zu schaffen (s. Bild 77 »ÜBERSICHT«).

### Arbeiten für die Länder Schwerpunkt

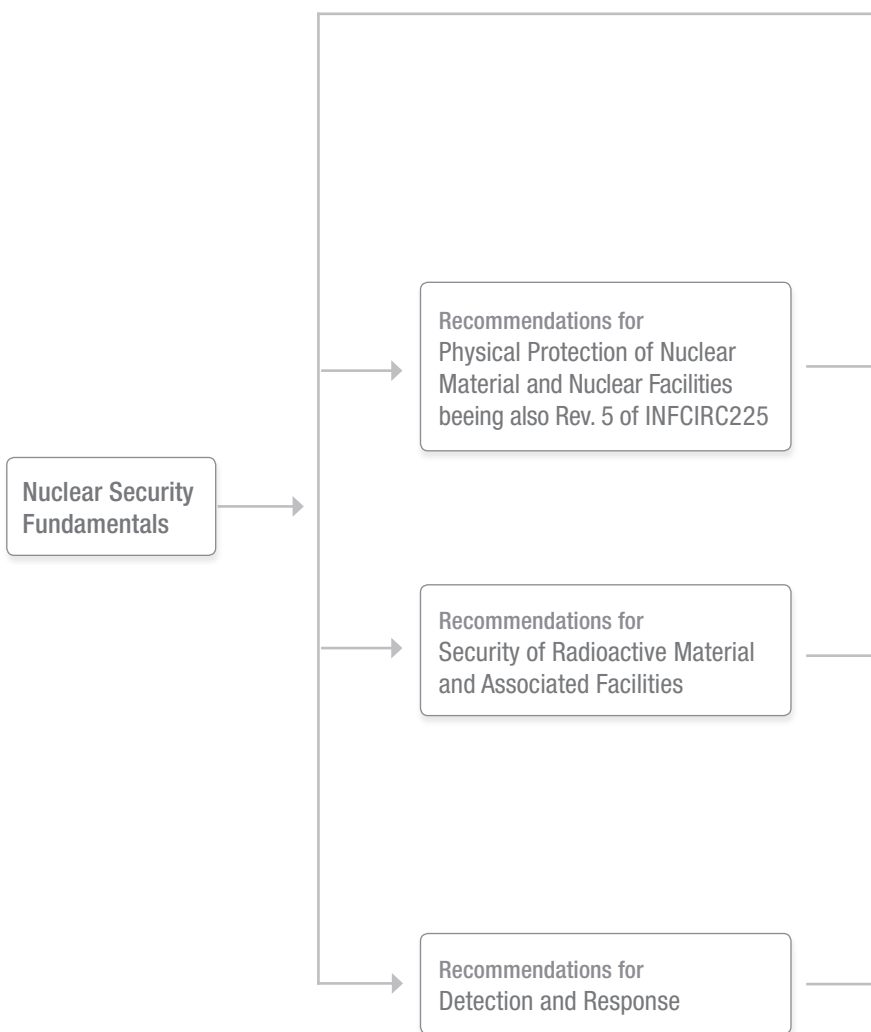
/// **Bewertung der Deterministischen Sicherheitsanalyse (DSA).** Arbeiten im Auftrag der zuständigen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Länder haben nach wie vor einen Schwerpunkt in der Bewertung der Deterministischen Sicherheitsanalyse (DSA), die der Betreiber durchführt, und der daraus resultierenden Änderungen. Bewertet wurden die DSAs von niedersächsischen Kernkraftwerken. Die Umsetzung von Änderungen läuft noch über einen längeren Zeitraum.

Die DSA einer Anlage in Baden-Württemberg wurde zwar nicht von der GRS bewertet, die GRS ist jedoch für die Bewertung und begleitende Begutachtung der Änderungen zuständig. Die DSAs von zwei weiteren Anlagen dieses Bundeslandes begutachtet die GRS zur Zeit. Die Ergebnisse werden voraussichtlich Ende 2009/Anfang 2010 vorliegen. Daraus resultierende Änderungsanträge von nicht unerheblichem Umfang werden dann von der Anlagensicherung bearbeitet. ■

## Nuclear Security Series

### Fundamentals

### Recommendations



### ÜBERSICHT

Bild 77

»Nuclear Security Series«: 4-Ebenen-Struktur der IAEA  
(Stand: 2008)

## Implementing Guides

### Nuclear Security Culture – No. 7

Confidentiality of Nuclear Security Sensitive Information

Computer Security at Nuclear facilities

### Protection Against an Insider threat – No. 8

Security During the Transport of Radioactive Material – No. 9

Security of Radioactive Sources

Development and Maintenance of a Design Basis Threat

Protection against Sabotage

Radioactive Waste Security

Physical Protection of Nuclear Material During Transport

Nuclear Security at Major public events



= In Bearbeitung



= Finale Version



= Veröffentlicht als IAEA-Dokument

## Technical Guidance

Nuclear Security Glossary

Model Regulations for Security of Nuclear and other Radioactive Materials and Associated Facilities

Model Regulations for Security of Radioactive Sources

Educational Programms for Nuclear Security

Engineering Safety Aspects of the Protections of Nuclear Power Plants against Sabotage

Identification of Vitals Areas at Nuclear Facilities

INRO Manual on Physical Protection

Physical Protection of Research Reactors and Associated Facilities

Security of Information and Instrumentation and Control Systems at Nuclear Facilities

Nuclear Material Accountancy Systems at Facilities

Nuclear Forensics Support – No. 2

Technical and Functional Specifications for Border Monitoring Equipment – No. 1

Monitoring for Radioactive Material in International Mail – No. 3

Identification of Radioactive Sources and Devices – No. 5

Combating Illicit Trafficking in Nuclear and Other Radioactive Material – No. 6

Detection and Response for Radioactive Material at Seaports



## 8. Personal und Recht

### Zehntes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (AtG-Novelle) – Schachtanlage Asse



Alexander Baginski



Andrea Küppers

→ Das deutsche Atomgesetz (AtG) stellt die gesetzliche Grundlage für die Verwendung von Kernenergie und den Schutz vor ihren Gefahren dar. Seit seinem Inkrafttreten im Jahr 1960 ist das AtG immer wieder an gesellschaftliche, politische und wissenschaftliche Neuerungen angepasst worden. Die zehnte und letzte Änderung betraf die rechtliche Handhabung des Forschungssalzbergwerk Asse, in dem nukleare Abfälle gelagert werden. Die Abteilung Personal und Recht der GRS berät das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) auf dem Gebiet des Kernenergierechts. Der Schwerpunkt des Vorhabens »Rechtsfragen zur Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen« war die rechtliche Beratung des BMU bei der Änderung des Atomgesetzes im Zuge des Betreiberwechsels der Schachtanlage Asse II.

## Notwendigkeit der AtG-Novelle

**Allgemeine Ausgangslage.** In die Schachtanlage Asse II (Asse) wurden von 1967 bis 1978 ca. 125.000 Gebinde mit schwachradioaktiven und ca. 1.300 Gebinde mit mittelfachradioaktiven Abfällen mit dem Ziel der endgültigen Beseitigung zu Forschungszwecken eingelagert. Ursprünglicher Betreiber der Asse war das Institut für Tief Lagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF). Die GSF wurde 2008 zum Helmholtz-Zentrum München Deutsches Forschungszentrum für Gesundheit und Umwelt (HMGU). Zuständiges Ministerium als Zuwendungsgeber der GSF beziehungsweise des HMGU für den Betrieb und die Schließung der Asse war bisher das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF).

**Gesetzliche Lage.** Der Gesetzgeber hat bei der Einfügung der Entsorgungsvorschriften ins Atomgesetz (Viertes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes vom 30. August 1976, in Kraft getreten am 5. September 1976) auf eine Überleitungsregelung für die Asse verzichtet. Die §§ 9a und 9b des Atomgesetzes, die die Beseitigung radioaktiver Abfälle sowie das atomrechtliche Planfeststellungsverfahren für Endlager regeln, waren aus diesem Grund nicht auf die Asse anzuwenden. Die Asse sollte daher nach Bergrecht geschlossen werden.

Der am 2. September 2008 vom Niedersächsischen Ministerium für Umwelt und Klimaschutz vorgelegte Statusbericht kam jedoch zu dem Ergebnis, dass das bisherige, vorwiegend auf Bergrecht basierende Vorgehen keine geeignete Grundlage für die sichere Stilllegung der Asse sei.

## Inhalt der AtG-Novelle

**Beschluss zur Änderung des Atomgesetzes.** Das Bundeskabinett beschloss daher am 5. November 2008 als Konsequenz aus dem Statusbericht Eckpunkte zum Übergang der Zuständigkeit für die Stilllegung der Asse auf das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS). Zudem erging ein Beschluss zur Änderung des Atomgesetzes. Das daraufhin eingeleitete Gesetzgebungsverfahren endete durch Beschluss des Bundestages am 17. März 2009. Seit dem 25. März 2009 sind nunmehr die Vorschriften des Zehnten Gesetzes zur Änderung des Atomgesetzes, die die Asse betreffen, in Kraft.

Mit diesem Gesetzgebungsverfahren wurde unter anderem § 57b neu ins Atomgesetz eingefügt und § 23 Atomgesetz um die Zuständigkeit des BfS für die Asse erweitert.

**Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung der Asse.** § 57b Atomgesetz regelt, dass für den Betrieb und die Stilllegung der Asse künftig die für Anlagen des Bundes nach § 9a Absatz 3 Atomgesetz geltenden Vorschriften Anwendung finden. Nach § 57b Absatz 1 Atomgesetz ist ein Planfeststellungsverfahren nach § 9b Atomgesetz nur für die Stilllegung der Asse, nicht jedoch für den Offenhaltungsbetrieb erforderlich. Ein Planfeststellungsverfahren zum Offenhaltungsbetrieb würde aus Sicht des Gesetzgebers das gesamte Verfahren zur Stilllegung erheblich verzögern. Dies sei jedoch aus Sicherheitsgründen nicht verantwortbar. Daher regelt § 57b Absatz 1 Atomgesetz, dass die Anlage unverzüglich stillzulegen ist. Genehmigungen zur Einlagerung weiterer radioaktiver Abfälle bis zum Erlass des Planfeststellungsbeschlusses zur Stilllegung sind nicht zulässig (§ 57b Absatz 2 Atomgesetz).

## Schachtanlage Asse II



**Genehmigung des Umgangs mit radioaktiven Stoffen.** Der Umgang mit radioaktiven Stoffen, einschließlich Kernbrennstoffen, bedarf hingegen nach § 57b Absatz 1 Atomgesetz bis zur Bestandskraft des Planfeststellungsbeschlusses zur Stilllegung der Asse einer Genehmigung nach Atom- und Strahlenschutzrecht. Im Übrigen wird bis zur Bestandskraft des Planfeststellungsbeschlusses zur Stilllegung der Asse die Anlage auf Grundlage der bestehenden Anordnungen und erteilten Genehmigungen geführt, soweit diese nicht durch noch zu erteilende Genehmigungen ersetzt oder ergänzt werden. Die Anlage wird im Rahmen der Eigenüberwachung durch das BfS selbst überwacht.

**Aufgaben der Abteilung Personal und Recht der GRS.** Die Abteilung Personal und Recht hat das BMU bei der Erarbeitung der Rechtsvorschriften zur AtG-Novelle sowie im Rahmen der Durchführung des Rechtsetzungsverfahrens unterstützt. Begleitend zur AtG-Novelle und den damit verbundenen juristischen Einzelfragen gab die Abteilung Personal und Recht zahlreiche gutachterliche Stellungnahmen ab. Darüber hinaus wurde durch die juristische Unterstützung seitens der Abteilung Personal und Recht eine Vielzahl rechtlicher Anfragen aus dem parlamentarischen Raum und der Bevölkerung zur Thematik »AtG-Novelle« beantwortet. ■



## 9. Projektträger/Behördenunterstützung



Reinhard Zipper



Hans-Ulrich Felder

→ Die GRS ist seit 1978 als Projektträger für unterschiedliche Bundesministerien tätig. Als unabhängige Forschungs- und Sachverständigenorganisation setzt sie ihre Kompetenzen in dieser Funktion ein, um die Fördermaßnahmen der Ministerien fachlich und organisatorisch umzusetzen. Für das Förderkonzept Reaktorsicherheitsforschung des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMWi) ist die GRS beliebener Projektträger und Projektbegleiter für die Hausvorhaben des BMWi. Internationale Kooperationen auf bi- und multilateraler Ebene bilden einen weiteren Schwerpunkt der Unterstützung des BMWi. Für das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) betreut die GRS im Unterauftrag des Projektträgers Jülich die Forschung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit und Entsorgung.

## Projektträgerschaft und Projektbegleitung

### Reaktorsicherheitsforschung des BMWi

**Treuhänderische Verwaltung von Bundesmitteln.** Seit Januar 1998 ist die GRS beliehener Projektträger, d. h. zur treuhänderischen Verwaltung von Bundesmitteln (Reaktorsicherheitsforschung des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie – BMWi) befugt. In diesem Rahmen nimmt die GRS in ihrem Bereich Projektträger/Behördenunterstützung (PT/B) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr. Die GRS:

- /// wirkt mit an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten,
- /// trifft eigenverantwortlich Förderentscheidungen und
- /// kontrolliert kontinuierlich die bewilligten Vorhaben fachlich und administrativ und bewertet diese abschließend unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten.

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

**Initiative »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 gege-

ben, 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 46 Projekte gefördert. Insgesamt haben bis jetzt 25 Wissenschaftler durch diese Initiative promoviert.

**Fördervolumen von 17 Mio. Euro.** Im Jahr 2008 hat der Bereich PT/B ca. 100 Vorhaben mit einem Fördervolumen von etwa 17 Mio. € für das BMWi betreut. Der Bereich PT/B hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft, im Rahmen der Projektträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

**Beratung durch unabhängige Projektkomitees.** Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung lässt sich fachlich von unabhängigen Projektkomitees beraten, in die führende Experten der deutschen Reaktorsicherheitsforschung berufen werden. Die Empfehlungen der Komitees sind ein wesentliches Kriterium für die Förderentscheidungen des Projektträgers.

### Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung des BMBF

**Förderkonzept »Grundlagenforschung Energie 2020+«.** Der Bereich PT/B der GRS hat zum Juni 2008 die Unterstützung für Vorhaben zum Themenfeld Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung übernommen. Das Themenfeld ist

Teil des Förderkonzepts »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 und gliedern sich in die Bereiche Reaktorsicherheit, Charakterisierung und Behandlung radioaktiver Abfälle sowie Strahlenforschung.

2008 hat der Bereich PT/B laufende Vorhaben, Projektanträge und Verbundprojektskizzen von ca. 60 Forschungsverbünden bearbeitet. Die Forschungsvorhaben der ersten Verbünde hatten bei Übernahme bereits begonnen, während sich der Großteil der Verbünde noch in den vorbereitenden Phasen wie Skizze und Antrag befand. Skizzen und Anträge wurden von externen Gutachtern bewertet. Das gesamte Fördervolumen beläuft sich gegenwärtig auf rund 10 Mio. Euro pro Jahr.

Für die Nukleare Sicherheits- und Entsorgungsforschung ist die GRS im Unterauftrag des Projektträgers Jülich tätig.

### **Unterstützung des BMWi bei der internationalen Zusammenarbeit**

Die internationale Zusammenarbeit des BMWi auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wird auf der Grundlage bilateraler Regierungs- oder Ressortabkommen, von Einzelvereinbarungen oder als Gegenstand der Mitgliedschaft der Bundesrepublik Deutschland in multinationalen Organisationen durchgeführt.

## **Multinationale Zusammenarbeit**

### **OECD-NEA**

**Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI).** Ein Eckpfeiler der internationalen Zusammenarbeit des BMWi auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung ist die multinationale Kooperation unter dem Dach der Nuclear Energy Agency der Organisation for Economic Cooperation and Development (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 Ergebnisse und beschließt die Arbeitsprogramme seiner Arbeitsgruppen, die mit Fachexperten der Mitgliedsländer besetzt sind. In Arbeitskreisen und während der Sitzungen des CSNI wurden in enger Abstimmung mit dem BMWi die deutschen Interessen von einem Mitarbeiter des Bereichs PT/B vertreten.

**OECD-Forschungsprojekte.** Zur 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 die vertragsgemäße Durchführung durch Mitwirkung in den jeweiligen Kontrollgremien, den Management Boards. Im Berichtszeitraum befanden sich 11 OECD-Projekte in der Durchführung.

## Übersicht: OECD-Projekte 2008

| Projekt                         | Durchführende Stelle                  | Versuchsanlage             | Fachgebiet                                        |
|---------------------------------|---------------------------------------|----------------------------|---------------------------------------------------|
| <b>CABRI-WLP</b><br>(1999–2008) | Frankreich, IRSN                      | CABRI – Forschungsreaktor  | Brennstoffverhalten                               |
| <b>PKL</b><br>(2004–2006)       | Deutschland, AREVA-NP                 | PKL                        | Thermohydraulik                                   |
| <b>SCIP</b><br>(2004–2009)      | Schweden, Studsvik                    | Halden-Reaktor             | Brennstoffverhalten                               |
| <b>ROSA-LSTF</b><br>(2005–2009) | Japan, JAEA                           | ROSA LSTF                  | Thermohydraulik                                   |
| <b>HALDEN</b><br>(2006–2008)    | Norwegen, Institutt for Energiteknikk | Halden-Reaktor/<br>MTO Lab | Brennstoffverhalten/Mensch-Maschine Schnittstelle |
| <b>PRISME</b><br>(2006–2010)    | Frankreich, IRSN                      | DIVA                       | Brandanalyse                                      |
| <b>MCCI-2</b><br>(2005–2009)    | USA, Argonne National Laboratory      | Melt Concrete TF           | Schmelze-Beton-Wechselwirkung                     |
| <b>SETH-2</b><br>(2007–2010)    | Schweiz/Frankreich, PSI/CEA           | PANDA/MISTRA               | Thermohydraulik Reaktor/Containment               |
| <b>THAI</b><br>(2007–2009)      | Deutschland, Becker Technologies      | THAI                       | Wasserstoff-/Spaltproduktverhalten im Containment |
| <b>BIP</b><br>(2007–2010)       | Kanada, AECL                          | RTF                        | Spaltproduktverhalten im Containment              |
| <b>SERENA</b><br>(2007–2011)    | Frankreich/Korea, CEA/KAERI           | KROTOS/TROI                | Dampfexplosion                                    |

## Europäische Union (EU)

**Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP).** 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 als deutscher Vertreter in der Mirror Group benannt, die die nationalen Forschungsprogramme mit denen der SNE-TP verzahnen soll. Während der SNE-TP General Assembly im November 2008 wurde von vielen deutschen Teilnehmern das Fehlen einer sichtbaren deutschen Position bezüglich grundsätzlicher Fragestellungen bemängelt. PT/B wurde deshalb gebeten, im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik eine entsprechende Abstimmung zu initiieren. Eine kleine Arbeitsgruppe, die erste Vorschläge für gemeinsam zu vertretende Positionen erarbeiten soll, wurde daraufhin zusammengestellt.

**Consultative Committee for the Research and Training Programs in the Field of Nuclear Energy (CCE-Fission).** Das BMWi stellt den deutschen Delegierten im Consultative Committee for the Research and Training Programs in the Field of Nuclear Energy (Fission) – (CCE-Fission), dem beratenden Programmausschuss der EU-Kommission für die Forschungsprogramme des Euratom zur Kern(spaltungs)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.

Durch Mitarbeit in dem beratenden Programmausschuss CCE-Fission und in allen wichtigen Fachgruppen nimmt die GRS teil an der Definition der Projektziele und -inhalte, so z. B. bei der inhaltlichen Vorbereitung der jährlichen Arbeitsprogramme des 7. Euratom-Programms. Die GRS wirkt damit und durch Beteiligung an ausgewählten Forschungsprojekten an der Erweiterung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik mit.

**Nationale Kontaktstelle (NKS).** Der Bereich 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

**Administrative und fachliche Unterstützung.** 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/Erneuerungen angeregt und vorbereitet. Zur inhaltlichen Fortschreibung der Abkommen werden unter Einbeziehung deutscher Forschungsstellen gemeinsam interessierende Themenfelder sowie konkrete Aktivitäten mit den ausländischen Partnern abgestimmt.

Im Folgenden wird beispielhaft über die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit (WTZ) mit der Russischen Föderation und Frankreich berichtet.

## WTZ mit der Russischen Föderation

**Expertengruppe des BMWi und der Staatskorporation für Atomenergie (Rosatom).** Mit der Russischen Föderation findet eine besonders intensive Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung statt. Im zweijährigen Turnus finden Abstimmungsgespräche in Form von Sitzungen der gemeinsamen koordinierenden Expertengruppe der Staatskorporation für Atomenergie (Rosatom) und des BMWi wechselweise 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 24./25. Mai 2007 wurden 20 gemeinsame Forschungsprojekte zur Sicherheit von Kernkraftwerken und anderer kerntechnischer Anlagen sowie 14 Forschungsvorhaben zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen beschlossen, deren Fortschritte in der Zwischenzeit von PT/B verfolgt und für die nächste Sitzung im ersten Halbjahr 2009 aufbereitet werden. Die nächste Sitzung der gemeinsamen Expertengruppe wurde für das Frühjahr 2009 in Moskau vereinbart.

## WTZ mit Frankreich

**Intensivierung der Zusammenarbeit mit dem CEA.** Die Kontinuität der Zusammenarbeit des BMWi mit dem französischen Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) hat durch die Ausgliederung des für die Zusammenarbeit zuständigen Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) gelitten. Der Bereich PT/B unternahm 2008 daher im Auftrag des BMWi Schritte zur Intensivierung dieser sehr wichtigen Kooperation.

Bei einem Treffen zwischen PT/B und CEA in Köln wurden gegenseitig Kontaktpersonen für wichtige Fachgebiete benannt. 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 im Rahmen der Unterstützung des BMWi zählen in erster Linie Tätigkeiten zur

- /// Verbreitung von Ergebnissen der Reaktorsicherheitsforschung,
- /// Ad hoc-Zuarbeit bei der Beantwortung von Anfragen aus dem Parlament, von Bürgern oder der Presse,
- /// Mitwirkung bei der übergeordneten Abstimmung inhaltlicher Fragen im Kompetenzverbund Kerntechnik.

### Mitwirkung im Kompetenzverbund Kerntechnik

**Differenzierung von Forschungsthemen.** Eine der ersten Aufgaben des Kompetenzverbundes Kerntechnik nach seiner Gründung im März 2000 war es, die Themen der Reaktorsicherheitsforschung in Deutschland, die von der von BMWi berufenen Evaluierungskommission im Jahre 2000 vorgegeben waren, für den Zeitraum 2002 bis 2006 inhaltlich zu detaillieren. In seiner Eigenschaft als Projektträger des BMWi und als einer der ständigen Teilnehmer an Sitzungen des Kompetenzverbundes Kerntechnik übernahm PT/B diese Aufgabe federführend. Die Ergebnisse wurden in dem Bericht »Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2002–2006; Reaktorsicherheitsforschung« im Juli 2003 veröffentlicht.

Für den Zeitraum 2007–2011 hat der Bereich PT/B diesen Bericht nun, ebenfalls federführend, fortgeschrieben. Der Bericht liegt in seiner endgültigen Fassung vom Dezember 2007 sowohl in einer deutschen als auch in einer englischen Version vor und steht auf der PT/B-Seite des GRS-Internetauftritts zum Download bereit. Mit diesem Bericht liegt ein Leitfaden für die künftige fachliche Zusammenarbeit der deutschen Forschungseinrichtungen in der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik vor. Er gibt darüber hinaus Aufschluss über die aktuellen Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung zur Zeit der Erstellung und die erwartete Entwicklung im Prognosezeitraum.

### Datenbank für Fortschrittsberichte

**Recherche von Themen und Forschungseinrichtungen.** 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 optimierte Recherchen zu bestimmten Themengebieten und Forschungseinrichtungen. Der überarbeitete systemseitige Work-flow erlaubt ferner eine schnellere Veröffentlichung der Berichte. ■

## 10. Kommunikation

→ 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 bereit zu stehen, entspricht dem Selbstverständnis der GRS als gemeinnützige Forschungs- und Sachverständigenorganisation. Neben der externen Kommunikation lag der Fokus im Jahr 2008 auf der Weiterentwicklung der internen Kommunikation. Der Ausbau des Intranets »GRS Intern« und viele weitere Aktionen trugen zur Neugestaltung der internen Austausch- und Informationsprozesse und zur Weiterentwicklung einer gemeinsamen Unternehmenskultur bei.



Sven Dokter



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 fundierte Stellungnahme zum Thema gefragt ist.

Pressearbeit, Internetseite, Informationsmaterialien und Veranstaltungen stellten im vergan-

genen Jahr wichtige Kanäle dar, wenn es darum ging, Dritte zu informieren, mit Interessenten und Auftraggebern in Kontakt zu kommen und sich auf wissenschaftlicher und gutachterlicher Ebene auszutauschen.

### Pressearbeit

**Anfragen der Medien.** Die GRS wurde auch im Jahr 2008 von Journalisten um Information und fachliche Aufklärung zu Ereignissen im In- und Ausland gebeten. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses in 2008 waren unter anderem der Störfall im slowenischen Kernkraftwerk Krsko, die Ereignisse im französischen Kernkraftwerk Tricastin,

Transporte und Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente sowie die Themen Ingenieurausbildung in Deutschland und Nachwuchs in der Kerntechnik.

**Ereignis im slowenischen Kernkraftwerk Krsko.** Das Ereignis im slowenischen Kernkraftwerk Krsko hat europaweit zu besonderer Aufmerksamkeit geführt, weil erstmals seit seiner Einrichtung vor 21 Jahren das ECURIE-System (European Community Urgent Radiological Information Exchange – Austausch von Informationen in einer radiologischen Notstandssituation) aktiviert wurde. Dem System sind alle 25 EU-Staaten sowie die Schweiz und Kroatien angeschlossen.

In der Anlage war es am 4. Juni 2008 durch eine Leckage an einer Messleitung zu einem Kühlmittelverlust gekommen. Auf der internationalen Ereignisskala INES wurde das Vorkommnis auf der Stufe 0 eingeordnet. Die Aktivierung von ECURIE wäre entbehrlich gewesen. Das Ereignis hatte aufgrund der europaweiten Alarmauslösung zu zahlreichen Anfragen überregionaler Print- und Onlinepublikationen bei der GRS geführt.

**Ereignis in der französischen Anlage Tricastin.** Bei der Firma SOCATRI auf dem Gelände der kerntechnischen Anlagen im südfranzösischen Tricastin lief in der Nacht vom 7. zum 8. Juli 2008 in der Behandlungsstation für uranhaltige Abwässer ein Tank mit uranhaltiger Flüssigkeit über. Die Flüssigkeit ergoss sich in ein zugehöriges Rückhaltebecken, das jedoch wegen laufender Instandhaltungsarbeiten nicht dicht war. Dadurch gelangten rund 6,25 m<sup>3</sup> der Lösung auf den Boden. Ein Teil sickerte ins Erdreich, ein anderer Teil gelangte über die Regenwasserkanalisation in die Flüsse Gaffière und Lauzon. Die Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) hat das Ereignis auf der internationalen Ereignisskala INES der Stufe 1 zugeordnet. Das Ereignis hat große öffentliche

Resonanz gefunden. Die GRS wurde vielfach von Journalisten nach ihrer Einschätzung gefragt.

## Internet

**Relaunch 2008.** Die GRS-Homepage wurde 2008 vollständig hinsichtlich Struktur, Design und Funktionen überarbeitet. Die Änderungen zielten darauf ab, die Inhalte der Webseite zu verschlanken und dem Besucher der Seite somit eine schnelle und übersichtlichere Navigation bereit zu stellen. Layout und Design wurden in diesem Zuge entsprechend dem Corporate Design der GRS angepasst.

Die Redaktion und Verwaltung der neuen Webinhalte wird auf der Basis eines eigens für die GRS programmierten Content-Management-Systems (CMS) gehandhabt.

Im Jahr 2008 besuchten knapp 350.000 Besucher die Internetseite der GRS. Vielfach konnte die Webseite aufgrund ihrer Informationsfülle zur Beantwortung von Presseanfragen herangezogen werden. Zunehmend werden eigene, allgemein zugängliche Berichte im Internet als Downloads veröffentlicht. Damit wird die Verfügbarkeit dieser Berichte für die Öffentlichkeit verbessert; gleichzeitig werden Druck- und Versandkosten herabgesetzt.

## Informationsmaterialien

**Publikationen der GRS.** Neben den Fachpublikationen hält die GRS eigene allgemeinverständliche Publikationen bereit, um dem Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit zu entsprechen. Bürger, Politiker, Schüler, Studenten sowie wissenschaftliche Lehrkräfte und Mitarbeiter sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde 2008 das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und

## EUROSAFE-Forum – Die ETSON Partner BEL V, GRS, IRSN, UJV und VTT



(v.l.) Jacques Repussard (IRSN), derzeitiger ETSON-Vorsitzender, freut sich über die Unterschriften der neuen Partner auf dem Memorandum of Understanding, zusammen mit Aleš John (UJV) und Seppo Vuori (VTT), Hans J. Steinhauer und Lothar Hahn (beide GRS) sowie Benoît De Boeck (Bel V)

auf der GRS-Webseite zum Download zur Verfügung gestellt. Weiterhin sind dort eine Reihe der im Publikationsverzeichnis aufgeführten GRS-Berichte erhältlich.

### Veranstaltungen der GRS

**Internationaler wissenschaftlicher Erfahrungsaustausch.** Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. Gelebt wird dieser Erfahrungsaustausch unter anderem dadurch, dass GRS-Mitarbeiter Aufgaben in internationalen Gremien wahrnehmen, sich an Tagungen, Kongressen und Seminaren anderer Organisationen beteiligen und im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen Workshops und Seminare organisieren.

Die GRS führt zahlreiche eigene wissenschaftliche Veranstaltungen durch und lädt ihrerseits in- und ausländische Experten hierzu ein. Die wich-

tigsten Veranstaltungen des Jahres 2008 waren das internationale EUROSAFE Forum in Paris und das GRS Fachforum in Köln.

### EUROSAFE Forum 2008 in Paris

**Zehnjähriges Jubiläum.** In der Cité Internationale Universitaire in Paris konnte am 3. und 4. November ein Jubiläum gefeiert werden: Das 10. EUROSAFE Forum für nukleare Sicherheit. Rund 400 Gäste aus 27 Nationen nahmen daran teil. Es stand unter dem Generalthema »Die Rolle der Technischen Sicherheitsorganisationen (TSOs) im Kontext steigender Nachfrage für Sicherheitsexpertise«.

**Erweiterung von ETSON.** Anlässlich des Forums sind zwei weitere TSOs dem »European Technical Safety Organisation Network« (ETSON) beigetreten: VTT aus Finnland und UJV aus der Tschechischen Republik. Somit konnte das Netzwerk bereits zwei Jahre nach der Gründung durch Bel V (zuvor AVN, Belgien), GRS und IRSN auf

## EUROSAFE Forum – Teilnehmer besichtigen technische Einrichtungen von IRSN



Im Krisenzentrum: Rechts die mobile Notfallbox mit dem erforderlichen Equipment für einen autarken Einsatz

Im Simulatorzentrum: Simulationen aller französischen Kernkraftwerke gehören zum Leistungsspektrum, aber z.B. auch der TMI-Störfall

fünf TSOs erweitert werden. Das Netzwerk steht weiteren europäischen TSOs offen.

Im Rahmen des Forums haben erstmals technische Besichtigungen stattgefunden. Die Teilnehmer konnten das Simulator- und das Krisenzentrum von IRSN besuchen.

Alle vorhandenen Vorträge des Forums 2008 sind auf der Internetseite ([www.eurosafe-forum.org](http://www.eurosafe-forum.org)) zu finden. Ebenso die von GRS und IRSN gemeinsam herausgegebene Zeitschrift »EUROSAFE Tribune«, die zweimal jährlich erscheint und über ein Fachthema und das jeweilige EUROSAFE Forum berichtet.

### Zweites GRS Fachforum

**Informieren und diskutieren.** 2008 waren rund 130 Teilnehmer von Behörden, Betreibern, Nuklearindustrie, Forschungs- und Ingenieureinrichtungen sowie Universitäten an den aktuellen Arbeiten der GRS interessiert. Am 7. und 8. April

trafen sie sich in der Kölner Wolkenburg zu den Vorträgen und Diskussionen.

Mit der öffentlichen Veranstaltungsreihe GRS Fachforum informiert die GRS seit 2007 einmal jährlich an zwei Tagen in zahlreichen Vorträgen über ihre Arbeiten in den Themenbereichen Reaktorsicherheit, Entsorgung und Strahlenschutz. Ziel des GRS Fachforums ist es, die Aufgaben und Arbeitsergebnisse der GRS der Fachwelt und der interessierten Öffentlichkeit vorzustellen und zur Diskussion zu stellen.

**Fortsetzung der Fachgespräche.** Der technisch-wissenschaftliche Geschäftsführer der GRS Lothar Hahn zog insgesamt ein positives Fazit aus der »GRS-Leistungsschau«. Er kündigte an, die Veranstaltung auch im nächsten Jahr sowie darüber hinaus fortzuführen und damit an die Tradition der GRS Fachgespräche anzuknüpfen, die durch das internationale EUROSAFE Forum im Jahr 1999 abgelöst wurden. Programm und Vorträge sind auf der GRS-Webseite zu finden.

## GRS-Fachforum: 130 Teilnehmer in der Kölner Wolkenburg



Auf der »GRS-Leistungsschau« Fachforum präsentiert die GRS aktuelle Arbeiten: Damit knüpft sie wieder an die Tradition der GRS Fachgespräche an, die 1999 durch das internationale EUROSAFE Forum abgelöst wurden

### Erste ETSON/EUROSAFE Summer School in Garching

**Academic Session.** Vom 25. bis zum 29. August fand in der GRS Garching die erste »ETSON Summer School on Nuclear Reactor Safety Assessment« statt. An der fünftägigen Pilotveranstaltung nahmen 44 junge Wissenschaftler aus Deutschland, Frankreich, Belgien, den Niederlanden und Großbritannien teil. Sie wurde von den Mitgliedern des Junior Staff Programmes (JSP) von GRS, IRSN und Bel V organisiert. Die drei Organisationen sind Partner von EUROSAFE und haben im Mai 2006 das European TSO Network (ETSON) gegründet.

**Bildung fördern und internationalisieren.** Fachkollegen des IRSN (Frankreich), von Bel V (Belgien), des National Nuclear Laboratory – ehemals Nexia Solutions – (Großbritannien), und der GRS berichteten aus ihren Wissensgebieten und Arbeitsfeldern. In Gruppenarbeiten wurden darüber hinaus Fragen zu den Inhalten der Summer School beantwortet und Fallstudien präsentiert.

Ein Besuch der TU München (Lehrstuhl für Thermodynamik), der Forschungsneutronenquelle FRM II und des GRS Simulatorzentrums standen ebenfalls auf dem Programm.

### Internationale Workshops in der GRS Garching

In der Woche vom 31. März bis zum 4. April 2008 fanden in der GRS Garching drei internationale Workshops statt. Die GRS war Gastgeber für zwei OECD/NEA-Workshops und ein Treffen der AER (Atomic Energy Research) Gruppe D.

Im BFBT-5 Workshop wurden Dampfgehaltsmessungen in einem Siedewasserreaktor-Brennelement ausgewertet, die von der japanischen Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) bereitgestellt wurden. Parallel zu BFBT-5 fand eine Arbeitssitzung der AER, Gruppe D, statt, die sich mit der Reaktorphysik und den Störfallanalysen von Reaktoren der Bauart WWER befasste. Der UAM-2 Workshop (Uncertainty

## ETSON Summer School – Aus- und Weiterbildung für junge Wissenschaftler



Die »ETSON Summer School« ist ein wichtiger Baustein zur Kompetenzerhaltung: Bei der GRS in Garching trafen sich 44 junge Wissenschaftler aus fünf Ländern zur ersten Summer School zum Thema »Nuclear Reactor Safety Assessment«

Analysis in Modelling) ist eine OECD/NEA-Initiative, um Unsicherheitsanalysen für neutronenphysikalische Berechnungen einzuführen.

### **EU-Vorgehen bei Level 2-PSA-Analysen soll vereinheitlicht werden**

Am 15. Mai 2008 fand in der GRS Köln ein Arbeitstreffen mit 18 Teilnehmern aus der gesamten EU im Rahmen des EU-Vorhabens ASAMPSA2 (Advanced Safety Assessment Methodologies: Level 2 PSA) statt. ASAMPSA2 soll einen Entwurf für ein EU-einheitliches Vorgehen bei der Erstellung von PSA der Stufe 2 schaffen. Dabei wird primär das Vorgehen bei gegenwärtigen, aber auch bei zukünftigen Reaktorkonzepten behandelt.

### **Sommerfeste der RISKAUDIT-Büros in Moskau und Kiew**

#### **Fachlicher Austausch in Moskau und Kiew.**

Am 2. Juni 2008 fand das traditionelle Sommerfest von RISKAUDIT in Moskau statt. Mit etwa 180 Gästen aus 7 Ländern West- und Osteuropas bot die Veranstaltung eine Plattform für fachliche Gespräche, die am folgenden Tag in mehreren Diskussions- und Präsentationsveranstaltungen fortgeführt wurden.

Am 8. Juli 2008 folgte das Sommer-Event von RISKAUDIT im Büro Kiew statt. Dort nutzten rund 150 Gäste die Gelegenheit, sich über aktuelle und geplante Projekte in osteuropäischen Ländern auszutauschen. Unter den Gästen waren hochrangige Repräsentanten der Genehmigungsbehörden aus Ländern, die russische WWER-Reaktoren betreiben, der atomrechtlichen Behörden und wissenschaftlichen Einrichtungen der Ukraine sowie technische und wissenschaftliche Berater der ukrainischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde.

## OECD/NEA Forschungsprojekt – Modelle zum Verhalten von Brennstäben



Während der Sitzung des SCIP Management Board im großen Seminarraum der GRS Köln, zweiter von rechts der SCIP-Vorsitzende Gustaf Löwenhielm, schwedische Aufsichtsbehörde SSM

### OECD/NEA Forschungsprojekt SCIP: Treffen in der GRS Köln

**Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP).** Vom 15. bis zum 18. Dezember 2008 fand in der GRS Köln das neunte Treffen der Programme Review Group (PRG) und des Management Board (MB) zum Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) der Kernenergie-Agentur der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD/NEA) statt. Das Treffen schloss einen Workshop über die Modellierung des Verhaltens von Brennstäben ab. Über 50 Experten aus neun Ländern nahmen daran teil.

### Interne Kommunikation

**Bedeutung der internen Unternehmenskommunikation.** Interne Kommunikation, an der sich jeder Mitarbeiter im Rahmen seiner Möglichkeiten aktiv beteiligt, schafft Synergien und erhöht die Effizienz des Unternehmens. Angesichts der verschiedenen Standorte in Berlin, Braunschweig,

Garching bei München, Köln sowie Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder hat die interne Kommunikation eine besondere Bedeutung für das Unternehmen. 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 und GRS Intern, das Future Lab und der Mitarbeiterdialog tragen seit 2008 dazu bei, den Informationsaustausch und die Unternehmenskultur der GRS weiter zu fördern.

Darüber hinaus spielen Instrumente der internen Kommunikation eine wesentliche Rolle für einen effektiven Informationsfluss im Rahmen der fachlichen Arbeit und für den Kompetenzerhalt innerhalb der GRS. Die Weiterentwicklung solcher Systeme – beispielsweise in Form von Datenbanken oder Online-Angeboten für die interne Aus- und Weiterbildung – stellten deshalb einen weiteren Schwerpunkt der GRS in 2008 dar.

## Intranet-Portal und »GRS Intern«

**Wissensmanagement und Austausch.** 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 GRS Intern 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, Weiterbildungsangeboten, 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.

## Einrichtung des GRS Future Lab

**Platz für neue Ideen.** Das Innovationskonzept »Future Lab« der GRS wurde 2008 als Instrument zur Generierung von Ideen und Visionen eingeführt. Unterstützt und koordiniert von erfahrenen Mitarbeitern entwickeln jüngere Kollegen im Future Lab Ideen – etwa zu neuen Produkten, aber auch zur Weiterentwicklung der Unternehmenskultur – und beteiligen sich an ihrer Realisierung. Bei der ersten Sitzung am 13. Juni 2008 wurden Vorschläge zu externen und internen Maßnahmen erarbeitet.

Eines der ersten Ergebnisse des Future Lab war der Aufbau eines Ideenpools im Intranet-Portal der GRS. Auch der Ideenpool soll dazu beitragen, die Erfahrungen der Mitarbeiter für die Weiterentwicklung des Unternehmens fruchtbar zu machen. Anders als bei einem klassischen betrieblichen

Vorschlagswesen wird hier die Idee nicht nur von dem vorschlagenden Mitarbeiter an eine prüfende Instanz kommuniziert, sondern über das Intranet gegenüber allen Mitarbeitern zur Diskussion gestellt. So wird die Möglichkeit eröffnet, eine Idee um weitere Anregungen zu ergänzen oder weiterzuentwickeln. Auch können Einschätzungen zur Umsetzbarkeit geteilt und damit die Grundlage für die Entscheidung verbessert werden. Das Vorschlagswesen wird dadurch transparent und interaktiv gestaltet.

## Mitarbeiterdialog

**Miteinander diskutieren.** Am 29. Mai 2008 fand am Kölner Standort der erste Mitarbeiterdialog statt. Dabei handelt es sich um ein Diskussionsformat, an dem Beschäftigte und die Geschäftsführung teilnehmen. Der Mitarbeiterdialog findet künftig an jedem Standort der GRS einmal jährlich statt und bietet den Beschäftigten der GRS die Möglichkeit, mit der Geschäftsführung über alle Themen zu diskutieren, die das Unternehmen betreffen. ■

## 11. ISTec – Übersichtsbeitrag



Dr. Wolfgang Wurtinger

➔ Ziele und Schwerpunkte unserer Arbeit waren auch 2008 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 den Gebieten Verkehrstechnik, Petrochemie und Windenergie dazu beigetragen.

### **Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH**

**Überwachung von Windenergieanlagen.** Das von ISTec angebotene Condition-Monitoring System (WKA-COMOS) zur Überwachung von Windenergieanlagen befindet sich inzwischen in ca. 30 Anlagen der Firma Fuhrländer im Einsatz. Die Firma eviag AG, die ab 2009 die Fuhrländeranlage FL 2500 in Lizenz fertigen wird, stattet ihre Anlagen ebenfalls mit dem WKA-COMOS aus. Darüber hinaus konnten inzwischen Serviceverträge für die diagnosetechnische Betreuung von Fuhrländeranlagen in drei Windparks abgeschlossen werden.

**Luftschallbasierte Überwachungstechnik für Erdgasspeicheranlagen.** Die von ISTec für die Leckageüberwachung petrochemischer Anlagen entwickelte luftschallbasierte Überwachungstechnik (ta-COMOS) befindet sich inzwischen bei drei Erdgasspeicheranlagen im Einsatz. Ein vierter Erdgasspeicher am Standort Bierwang in Bayern, für den die Firma Siemens die Anlagentechnik liefert, wird 2009 im Unterauftrag von Siemens mit der ta-COMOS-Technik ausgestattet.

**Verkehrstechnische Sicherheitsdiagnose für ICEs.** Auf dem verkehrstechnischen Sektor stehen die Arbeiten zur Weiterentwicklung der onboard-Diagnosetechnik zur Überwachung der Laufdrehgestelle für den ICE-3 im Vordergrund.

In Ergänzung dazu wurden Triebköpfe des ICE-1 mit onboard-Diagnostik ausgerüstet, um eine Spreizung der Instandhaltungsintervalle für den Austausch von Radsatzlagern messtechnisch abzusichern. Die in 2007 wieder aufgenommene Betreuung des mit onboard-Diagnostik ausgerüsteten ICE-2 (Tz 213) wurde auch in 2008 fortgesetzt. Alle Arbeiten wurden im Auftrag der Deutsche Bahn AG durchgeführt.

**Wasserrechtliche Bestimmungen für Endlager.** Auf dem Gebiet der Endlagersicherheit standen die Arbeiten im Auftrage des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) zur Umsetzung der wasserrechtlichen Nebenbestimmungen aus dem Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad im Mittelpunkt. Darüber hinaus sind verstärkt Arbeiten im Auftrag der Helmholtzgesellschaft angefallen, die 2007 im Zusammenhang mit der Stilllegung des Versuchsendlagers ASSE begonnen wurden.

**IT-Entwicklungsarbeiten.** Auf dem IT-Sektor konnten die Entwicklungsarbeiten für das im Konsortium mit der GNS entwickelte Programm RAMMSIS erfolgreich abgeschlossen werden. Es dient zur Verfolgung, Kontrolle und Dokumentation der bei der Stilllegung der Atom-U-Boote der russischen Nordmeerflotte anfallenden radioaktiven Reststoffe und Abfälle.

Der Schwerpunkt bei den Forschungsarbeiten lag auf dem schon 2007 begonnen Vorhaben zur Entwicklung eines geeigneten Komplexitätsmaßes für leittechnische Software und von Methoden zur Ableitung von Zuverlässigkeitskenngrößen. Die Arbeiten zur Entwicklung von Verfahren für die Fehlerfrüherkennung von Sensoren und Messkanälen wurden in 2008 abgeschlossen.

Aus dem Spektrum der Arbeiten von ISTec sollen nachfolgend zwei Themen näher beleuchtet werden. Das ist zum einen auf dem Gebiet der Leittechnik die »Fehlerfrüherkennung bei sicherheitsrelevanter Instrumentierung durch merkmalsbasierte Zustandsüberwachung« und zum anderen auf dem Gebiet der Entsorgung die »Arbeiten zur Umsetzung der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis des Planfeststellungsbeschlusses für das Endlager Konrad«.

### **Fehlerfrüherkennung bei sicherheitsrelevanter Instrumentierung durch merkmalsbasierte Zustandsüberwachung**

**Autoregressive (AR) Modelle.** Die Signalvalidierung oder -analyse beinhaltet die sichere Erkennung deterministischer Anteile. Neben der Fourier-Analyse wurden zahlreiche Versuche zur Bestimmung eines korrekten autoregressiven (AR) Modells unternommen. Alle AR-Modelle basieren auf der Grundannahme eines stochastischen (stationären/nicht-stationären) Signals.

Bisher wurden keine Versuche unternommen, das Problem der Analyse und Synthese – wie bei der Fourier-Transformation bekannt – mittels eines AR-Modells zu lösen, das auf deterministische Funktionen wie Sinus oder Kosinus zurückzuführen ist.

**Autoregressive Harmonische Analyse (AR-HA).** Im Rahmen eines vom Bundeswirtschaftsministerium (BMWi) geförderten Projekts wurde eine neue Methode eingeführt, die Autoregressive Harmonische Analyse (AR-HA). Sie stützt sich auf die Annahme, dass jede stückweise kontinuierliche Funktion als eine Summe harmonischer Funktionen (Sinus/Kosinus) und eines stochastischen Residuums dargestellt werden kann.

Die Methode geht von den Invarianten  $K$  der harmonischen Funktionen aus:

$$K = \frac{x_k - x_{k-3l}}{x_{k-l} - x_{k-2l}} \quad l = 1, 2, 3, \dots$$

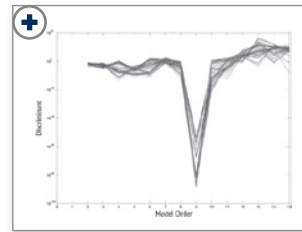
wobei  $x_k$  die diskreten, äquidistant aufgetragenen Signalwerte sind. Daraus folgt, dass allein vier Messwerte ausreichen, um eine vollständige Beschreibung einer harmonischen Funktion zu liefern.

Im Rahmen des Projekts wurde gezeigt, dass es möglich ist, ein exaktes AR-Modell zu finden, das aus einer Überlagerung von  $M$  harmonischen Funktionen besteht, die aus den  $2M+3$  vergangenen Werten bestimmt werden können. Es ergibt sich zu:

$$x_k = \sum_{j=1}^M x_j x_k + \varepsilon_k = \sum_{j=1}^M A_j \sin \omega_j t_k + \varepsilon_k = \sum_{j=k-1}^{k-2M-3} B_j x_j + \varepsilon_k$$

In einem ersten Schritt werden die  $2M+3$  Koeffizienten  $B_i$  bestimmt. Diese beinhalten Summen von Produkten der  $M$  Invarianten  $K_j$  aus Gleichung (1). Die  $M$  Koeffizienten  $K_j$  enthalten lediglich Frequenz-Informationen. In einem zweiten Schritt werden die Amplituden und Phasen bestimmt.

**Bestimmung der AR-Modellordnung über neue Diskriminantenfunktion.** Es wurde gezeigt, dass die Ordnung des AR-Modells nicht anhand der Analyse des Modell-Residuums gefunden werden kann. Ursache dafür ist die Abhängigkeit des Modell-Residuums aus Gleichung (2) von der Zahl der Stützpunkte. Das Akaike-Kriterium und vergleichbare Kriterien sind nicht anwendbar, auch nicht im untersuchten deterministischen Fall. Deshalb wurde eine neue Diskriminantenfunktion eingeführt. Mit dieser Diskriminantenfunktion kann die Modellordnung bestimmt werden. Sie stützt sich auf das prädiktive Residuum (entgegen



#### MODELLORDNUNG

**Bild 78**

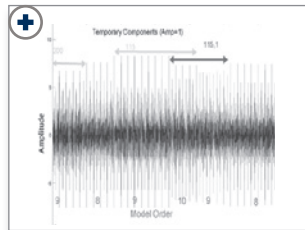
Verlauf der Diskriminante über die Modellordnung pro Messwert. Dargestellt wurden 100 Messwerte. Es befinden sich 9 harmonische Anteile im Signal

dem Modell-Residuum aus Gleichung (2)) und die Koeffizienten-Varianz eines gegebenen Modells. Die Fähigkeit dieser Funktion, die exakte Modellordnung zu bestimmen, wird in **Bild 78** gezeigt.

Sobald die korrekte Modellordnung bekannt ist, können auch die Amplituden der harmonischen Funktionen aus Gleichung (2) bestimmt werden.

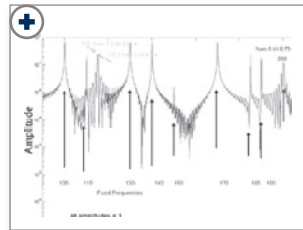
**Anwendungsbeispiel.** Anhand des in den **Bildern 79-81** dargestellten Beispiels wird die Anwendung der Methode erläutert. Die Überlagerung mehrerer harmonischer Komponenten, wobei einige nur kurz anstehen und zu verschiedenen Zeitpunkten starten, ist in **Bild 79** über 7 Sek. dargestellt. Die Frequenzanalyse mit einer Fast Fourier Transformation (FFT) zeigt **Bild 80**. Die mit der AR-HA bestimmte Modellordnung ist in **Bild 81** wiedergegeben.

Im Falle einer Analyse mit der Diskreten Fourier Transformation (DFT) geht die gesamte Zeitsequenz (hier ca. 7 Sek.) in die Berechnung ein (s. **Bild 80**). Die zeitweise vorhandenen Komponenten werden mit kleineren Amplituden ermittelt. Zwischen den tatsächlich vorhandenen Frequenzen befinden sich zusätzliche Frequenzlinien.



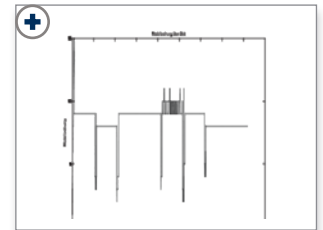
### SIGNAL-SYNTHESE

**Bild 79**  
Signal mit variablen Modellordnungen über die Zeit



### FREQUENZANALYSE

**Bild 80**  
FFT des Signals aus Bild 79.  
Die obere Ordinatenangabe ist 1



### AR-HA METHODE

**Bild 81**  
Zeitverhalten der ermittelten Modellordnungen aus dem Signal in Bild 79

Mit der AR-HA werden die korrekten Modellordnungen über Stichproben der Länge  $2M + 3$  ermittelt (hier ca. 42 ms bei 9 Komponenten). Die korrekten Amplituden sind in Bereichen mit bekannter Modellordnung bestimmbar. Es treten keine »Zwischenfrequenzen« auf.

**Erstmalig automatisierte Bestimmung der Modellordnung eines AR-Modells angegeben.** Die AR-HA-Methode wurde auf ein Signal angewandt, das aus harmonischen Komponenten besteht, Gl. (2). Im Rahmen dieses Projekts wurde zum ersten Mal die automatisierte Bestimmung der Modellordnung eines AR-Modells angegeben und anhand der Synthese und Analyse wurde das Verfahren für harmonische Signale geprüft. Für diesen Fall wurde auch eine analytische Formel der Koeffizienten des AR-Modells angegeben.

Im Gegensatz zur DFT, die einen Satz orthogonaler harmonischer Funktionen mit äquidistanten Frequenzen erfordert, sind die Funktionen der AR-HA keinerlei Einschränkungen unterworfen. Die erforderliche Stichprobenlänge ist erheblich kleiner als bei der DFT. Das Tracking einer zu beobachtenden Frequenzverschiebung ist dadurch erheblich einfacher und besser geworden.

**Hohe Sensitivität.** Eine im Rahmen des Projekts durchgeführte Sensitivitäts-Analyse zeigte, dass auch die Amplituden von Frequenzen oberhalb der Nyquist-Frequenz mit hoher Genauigkeit ermittelt werden können, auch wenn sie durch Anti-Aliasing-Filter gedämpft werden. Damit werden Signalkomponenten, die in anderen Modellen als Rauschen behandelt werden, für Überwachungsaufgaben zugänglich.

### Umsetzung der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis des Planfeststellungsbeschlusses für das Endlager Konrad

**Gehobene wasserrechtliche Erlaubnis.** Im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für die Schachanlage Konrad als Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wurde von der Planfeststellungsbehörde eine Prüfung der möglichen Verschmutzung des Grundwassers durch die in der Anlage zur Grundwasserverordnung (GrwV) /1/, Listen I und II, genannten Stoffe gefordert. Sowohl die Prüfung als auch die der Prüfung zugrunde liegenden Basisdaten stellen die Grundlage der »gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis zur Endlagerung

von radioaktiven Abfällen im Endlager Konrad« in Anhang 4 /2/ zum Planfeststellungsbeschluss Konrad (PFB) /3/ dar, in dem das zur Endlagerung zulässige radioaktive und nichtradioaktive Inventar festgeschrieben wird:

- ⚡ Für 10 Radionuklide und die Gesamt-Alpha- und Gesamt-Beta-/Gammastrahler sind die maximal einlagerbaren Aktivitäten am Ende der Betriebsphase des Endlagers Konrad angegeben.
- ⚡ Für 94 nichtradioaktive grundwasserrelevante Stoffe (Elemente und Verbindungen) sind die jeweils maximal einlagerbaren Massen angegeben.

**Nebenbestimmungen der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis.** Zur Sicherstellung, dass die zulässigen Massen der grundwasserrelevanten Stoffe nicht überschritten werden, sind in den Nebenbestimmungen der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis folgende Anforderungen festgelegt (Zitat):

1. Der Betreiber hat die endzulagernden Abfälle in ihrer Zusammensetzung zu überwachen. Die tatsächlich eingelagerten Radionuklide, die unter I.1 aufgeführt sind, und die nicht radioaktiven schädlichen Stoffe (I.2, I.3, I.4) sind nach Art und Menge fortlaufend zu erfassen und zu bilanzieren. Schädliche Stoffe, die nachteilige Veränderungen im Sinne des § 137 NWG /28/ bewirken können, die nicht in der Erlaubnis erfasst sind, dürfen nicht zur Endlagerung gelangen. Für die bereits vorhandenen konditionierten Abfälle (sog. Altabfälle) sind die Inhaltsstoffe der Gebinde abzuschätzen. Die Ergebnisse der Abschätzung sind in Abfalldatenblätter zu den Gebinden einzutragen.

2. Der Bezirksregierung Braunschweig als zuständiger Wasserbehörde ist der Beginn des Einlagerungsbetriebes vier Wochen vorher anzuzeigen. Ihr sind die jährlichen Daten über die tatsächliche

Einlagerung in Form eines Jahresberichtes jeweils bis zum 31. März des nachfolgenden Jahres vorzulegen. Hierbei sind für das eingelagerte radioaktive Inventar nuklidspezifisch Aktivität und Masse und für die nicht radioaktiven schädlichen Stoffe die Massen für jeden einzelnen Stoff anzugeben.

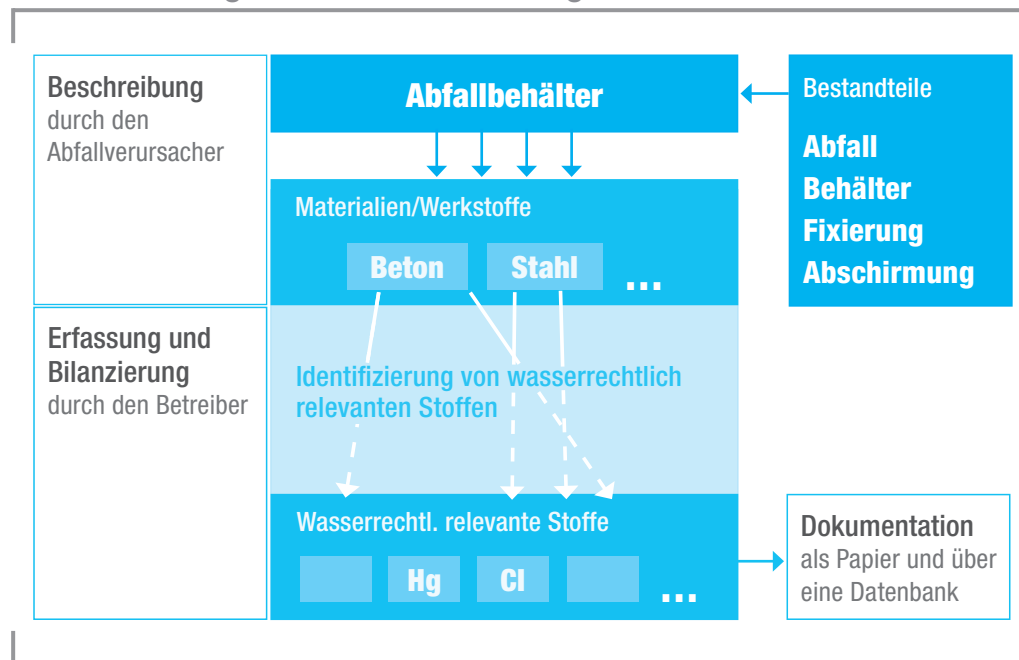
Der Endlagerbetreiber, das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), erfasst und bilanziert gemäß Anhang 4 des PFB Konrad die in ihrer Menge im Endlager zu beschränkenden Stoffe. Die Grundlage der Erfassung und Bilanzierung ist die vom Abfallverursacher vorgenommene stoffliche Beschreibung des Abfallgebundes, die im Rahmen der stofflichen Produktkontrolle durch das BfS bereits geprüft wurde. Das Konzept zur stofflichen Beschreibung von Abfällen und zur Bilanzierung der gefährlichen Abfallbestandteile wird im Folgenden vorgestellt.

## Grundkonzept der stofflichen Beschreibung und Bilanzierung

**Qualifizierung und Quantifizierung von Abfallbestandteilen.** Die Ermittlung von Zusammensetzungen bzw. Bestandteilen gefährlicher Abfälle ist von entscheidender Bedeutung für die Deklaration und Bilanzierung. Sie folgt der in der Grafik »GRUNDKONZEPT« dargestellten Logik.

Der zu beschreibende Abfall, dessen schädliche Bestandteile zu erfassen und zu bilanzieren sind, setzt sich zusammen aus dem eigentlichen Abfallmaterial, dem Werkstoff des Behälters, ggf. einer Fixierung und/oder ggf. Abschirmungsmaterialien. Dieser Abfall wird in Kenntnis seiner Bestandteile in eine Ebene der Materialien bzw. Werkstoffe überführt. Hier wird z. B. die Behälterbezeichnung »Konrad Container Typ IV« der näher klassifizierenden Gruppe des »Stahls« oder der »Legierung« zugeordnet. Die Ebene der Materialien und Werkstoffe ist ihrerseits unterlegt

## Grundkonzept Qualifizierung und Quantifizierung von Abfallbestandteilen



mit den Angaben zu Mengen bzw. Massen der zu deklarierenden schädlichen Bestandteile. Aus dem Container Typ IV wird so über die Zwischeninformation Stahl eine mengenmäßige Beschreibung des Anteils an Eisen, Nickel und ähnlichen Stahlbeimischungen, wobei die schädlichen Anteile, hier z. B. Nickel, zu erfassen und zu bilanzieren sind. Diese Information kann dann als Report in Papierform bzw. als Datensatz in einer Datenbank zum Zweck der Bilanzierung, Deklaration oder des Nachweises ausgegeben werden.

**Beschreibung schädlicher Stoffe über Stoff- und Behälterlisten.** Zur Erfüllung der Nebenbestimmungen 1 und 2 der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis wird ein mehrstufiges Verfahren der Beschreibung, Prüfung, Erfassung und Bilanzierung der nicht radioaktiven, schädlichen Bestandteile eines Abfallgebundes eingeführt.

Im Rahmen dieses Verfahrens wird die stoffliche Zusammensetzung des radioaktiven Abfalls zunächst beschrieben. Als Grundlage zur Generierung der erforderlichen Beschreibungen dienen dabei die sogenannte Stoffliste und die Behälterliste, die eine Übersicht der stofflichen Informationen zu Abfallbestandteilen, Abfallströmen und Behälterwerkstoffen darstellen, die im Rahmen der Projektbearbeitung verfügbar gemacht werden konnten. Die Stoffliste enthält in strukturierter Form u. a. eine eindeutige Stoffbezeichnung, Spezifikationen der Stoffe, gefahrenrelevante Eigenschaften, Schwellenwerte zur Beschreibung der Zusammensetzung und zur Erfassung und Bilanzierung der schädlichen Stoffbestandteile sowie die Anteile der schädlichen Stoffbestandteile im betrachteten Stoff. Die Behälterliste umfasst Angaben über Masse, Volumen und stoffliche Zusammensetzung jedes verwendeten Abfallbehälters.

## Beschreibung der stofflichen Zusammensetzung

**Beschreibungsschwellenwert.** Zur Beschreibung der stofflichen Zusammensetzung identifiziert der Abfallverursacher ein Material und dessen Anteil an der Bruttomasse des Abfallgebundes bzw. gegebenenfalls einer Charge oder eines Abfallstroms. Im nächsten Schritt ermittelt er den passenden Stoff für diesen Abfallgebundebestandteil in der Stoffliste und vergleicht nun den Massenanteil in seinem Abfallgebunde mit dem angegebenen Beschreibungsschwellenwert. Der Beschreibungsschwellenwert ist dabei in der Regel für Neuabfälle 1 % bzw. für Altabfälle 5 %. Für solche Stoffe, von denen ein erhöhtes Risiko für eine schädliche Veränderung des Grundwassers ausgeht, liegen die Beschreibungsschwellenwerte teilweise auch unterhalb der genannten Werte von 1 bzw. 5 %. Liegt der Massenanteil eines Stoffes am Abfallgebunde oberhalb des Beschreibungsschwellenwertes, so ist der Stoff in der stofflichen Beschreibung des Abfallgebundes mit seiner Masse anzugeben. Sind Stoffe im Abfallgebunde enthalten, die nicht in der Stoffliste aufgeführt sind, so sind diese Stoffe beim BfS zur Aufnahme in die Stoffliste zu beantragen. Die verwendeten Abfall- und Innenbehälter sind mit dem in der Behälterliste angegebenen Code und der Anzahl anzugeben. Abfallbehälter und Innenbehälter, die nicht in der Behälterliste enthalten sind, müssen beim BfS zur Aufnahme in die Behälterliste beantragt werden. Die resultierende stoffliche Beschreibung wird zusammen mit der übrigen Abfalldokumentation dem BfS eingereicht und im Rahmen der Produktkontrolle überprüft.

**Bezugsgröße für stoffliche Beschreibung.** Im Regelfall ist die Bezugsgröße für die stoffliche Beschreibung von Abfallgebunden die Bruttogebundemasse. Dieses Vorgehen stellt keine Verdünnung dar, sondern ist in den Anforderungen an radioaktive Abfälle begründet. So erfordern bei-

spielsweise stark strahlende radioaktive Abfälle eine Strahlungsabschirmung oder eine thermische Abschirmung, die auch wassergefährdende Stoffe enthalten kann, z. B. Blei. Weiterhin sind Hohlräume im Abfall zu vermeiden, der Abfall muss also vergossen werden. Dabei können auch kontaminierte Vergusswerkstoffe verwendet werden, die jedoch sowohl bei der radiologischen als auch bei der stofflichen Charakterisierung eines Abfallgebundes zu berücksichtigen sind. Diese Stoffe werden bei der Erfüllung der Nebenbestimmungen sowie bei der Ermittlung des Schlupfes (Masse eines Stoffes, die durch Unterschreiten des Deklarationsschwellenwertes ohne Bilanzierung in das Endlager eingebracht werden kann) entsprechend berücksichtigt.

## Erfassung und Überwachung nicht radioaktiver, schädlicher Stoffe

**Deklarationsschwellenwert.** Das BfS als Betreiber des Endlagers überprüft die durch den Abfallverursacher beschriebene stoffliche Zusammensetzung der angemeldeten Abfallgebunde. Die nicht radioaktiven schädlichen Stoffe in der Beschreibung der Abfallverursacher werden identifiziert, erfasst und bilanziert. Dazu wird der Deklarationsschwellenwert herangezogen. Der Deklarationsschwellenwert ist ein prozentualer Massenanteil, ab dem damit gerechnet wird, dass ein Stoffbestandteil nachteilige Wirkung auf das Grundwasser haben kann (vgl. Berücksichtigungsgrenzwert in Verordnung (EG) 1272/2008 /4/).

Stoffe, die ihren individuellen Deklarationsschwellenwert überschreiten, sind als schädliche Stoffe identifiziert. Bei ihnen werden anhand der Stoffliste die Inhaltsstoffe ermittelt, die zu bilanzieren und jährlich an die zuständige Behörde zu berichten sind. Die endzulagernden radioaktiven Abfälle werden durch den Abfallverursacher stoff-

lich beschrieben. Dabei sind alle Komponenten des Abfallgebundes, wie Abfall, Behälter, Fixierung und Abschirmung, zu berücksichtigen. Die Genauigkeit der Beschreibung (Beschreibungsschwellenwerte) für den jeweiligen Stoff ergibt sich aus der Stoffliste.

**Datenprüfung.** Als Betreiber prüft das BfS in einem ersten Schritt alle durch den Verursacher genannten Stoffe hinsichtlich ihres prozentualen Massenanteils am Abfallgebunde. Überschreitet der prozentuale Massenanteil eines der genannten Stoffe den in der Stoffliste genannten Deklarationsschwellenwert, so ist dieser Stoff zu erfassen und zu bilanzieren. Er wird analog der Rechtsnormen zur Entsorgung konventioneller Abfälle, auf der Basis von Deklarationsschwellenwerten eingestuft. Gemäß Nebenbestimmung 2 des Anhangs 4 PFB legt das BfS die erfassten und bilanzierten Daten jährlich vor.

### Ableitung des Deklarationsschwellenwerts

Einige der in den wasserrechtlichen Nebenbestimmungen aufgeführten Stoffe liegen heutzutage durch globale Umweltverschmutzung ubiquitär vor. Das führt dazu, dass diese Stoffe als Verunreinigung auch in radioaktiven Abfällen vorkommen, jedoch in Konzentrationen, die mit vertretbarem Aufwand nicht nachgewiesen werden können. In Anhang 4 des Planfeststellungsbeschlusses Konrad sind diesbezüglich die folgenden Vorgaben aufgeführt:

»Bei den Mengenermittlungen und der Bilanzierung unberücksichtigt bleiben die Stoffe, die in geringen Anteilen je Gebinde oder Charge als Spurenverunreinigung enthalten sein können. Als Spurenverunreinigung sind sowohl Stoffe gemäß I.1 bis I.4 als auch weitere Stoffe zu bewerten, deren Mengen nicht quantifizierbar sind. Die Spurenverunreinigungen dürfen nur in Mengen auf-

treten, dass nachteilige Veränderungen hierdurch im oberflächennahen Grundwasser mit Sicherheit ausgeschlossen sind.«

**Konformität zur AVV.** Die Vorgabe wird durch einen festgelegten Deklarationsschwellenwert umgesetzt. Dieser gibt die Konzentration an, ab der ein nicht radioaktiver schädlicher Stoff im Abfallgebunde zu erfassen und zu bilanzieren ist. Bei der Festlegung des Deklarationsschwellenwerts wird wiederum Konformität mit den Rechtsnormen zur Entsorgung konventioneller Abfälle angestrebt. Da in der Grundwasserverordnung /1/, die den wasserrechtlichen Nebenbestimmungen zugrunde liegt, keine Grenzkonzentrationen vorgegeben werden, stellt sich die Frage, ab welcher Konzentration ein Stoff als schädlicher Stoff bzw. bis zu welcher Konzentration als Verunreinigung anzusehen ist. In sonstigen europäischen und deutschen Rechts- und Verwaltungsvorschriften ist dies durch die Angabe von Konzentrationsgrenzen vorgegeben. So sind gemäß der europäischen Stoffrichtlinie /5/ Verunreinigungen zu berücksichtigen, soweit Konzentrationsgrenzwerte überschritten werden. Seit Inkrafttreten der AVV (Verordnung über das Europäische Abfallverzeichnis; Abfallverzeichnis-Verordnung - AVV vom 10. Dezember 2001, /6/) werden auch im deutschen Abfallrecht Konzentrationsgrenzwerte zur Beurteilung der Gefährlichkeit herangezogen.

**Gefährliche Abfälle nach AVV.** Die AVV nimmt hinsichtlich der Merkmale von gefährlichen Abfalleigenschaften in § 3 Abs. 2 Bezug auf die Stoffrichtlinie /5/ und stellt damit einen Zusammenhang zwischen den Eigenschaften gefährlicher Abfälle und gefährlicher Stoffe und Zubereitungen her. Das System zur Einstufung gefährlicher Abfälle in der AVV orientiert sich also an der Einstufung von Stoffen und Zubereitungen nach dem Gefahrstoffrecht und benutzt dafür die dort genannten Gefährdungsmerkmale und

R-Sätze (Risiko-Sätze für die Vereinheitlichung der Kennzeichnung von gefährlichen Stoffen und Gemischen).

**Handhabung der Grenzwerte.** Alle Grenzwerte des Regelwerks werden übernommen, auch wenn sie 1 % überschreiten, da auch bei Werten größer 1 % das Schutzziel der oben zitierten Nebenbestimmung, eine schädliche Veränderung des oberflächennahen Grundwassers auszuschließen, sicher erreicht werden kann.

Für solche Stoffe, die keine Gefährdungsmerkmale aufweisen, wird betrachtet, ob eine Selbsteinstufung in eine Wassergefährdungsklasse nach der Verwaltungsvorschrift wassergefährdende Stoffe VwVwS /7/ vorliegt. Ist dies der Fall, so wird die Wassergefährdungsklasse analog zu den drei Abstufungen der Wassergefährlichkeit in den entsprechenden R-Sätzen einer Konzentration gemäß AVV zugeordnet, die dann als Deklarations-schwellenwert übernommen wird.

### **Aktueller Stand der Umsetzung der wasserrechtlichen Anforderungen**

Zurzeit befindet sich das von ISTec im Auftrag des BfS entwickelte Konzept in der Abstimmung mit der Genehmigungsbehörde und ihrem Gutachter. Dem grundsätzlichen Konzept der Beschreibung und Bilanzierung gefährlicher nicht radioaktiver Stoffbestandteile aus radioaktiven Abfällen wurde bereits zugestimmt. Die Diskussion konzentriert sich auf Details der Ableitung von Schwellenwerten bzw. dem Nachweis des Ausschlusses einer schädlichen Veränderung des Grundwassers zu einzelnen der im PFB Konrad aufgeführten Stoffe. ■



## 12. RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) Multilaterale Aktivitäten zur Sicherheitsbewertung und Methodentransfer



André Petry



GRS und ihr französischer Partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Mittel- und Osteuropas und die verstärkte Zusammenarbeit zwischen GRS und IRSN waren Anlass, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) zu gründen. RISKAUDIT hat seinen Sitz in Châtillon bei Paris und beschäftigt dort derzeit elf Mitarbeiter aus GRS und IRSN.

### Arbeitsbereiche und Aufgaben von RISKAUDIT

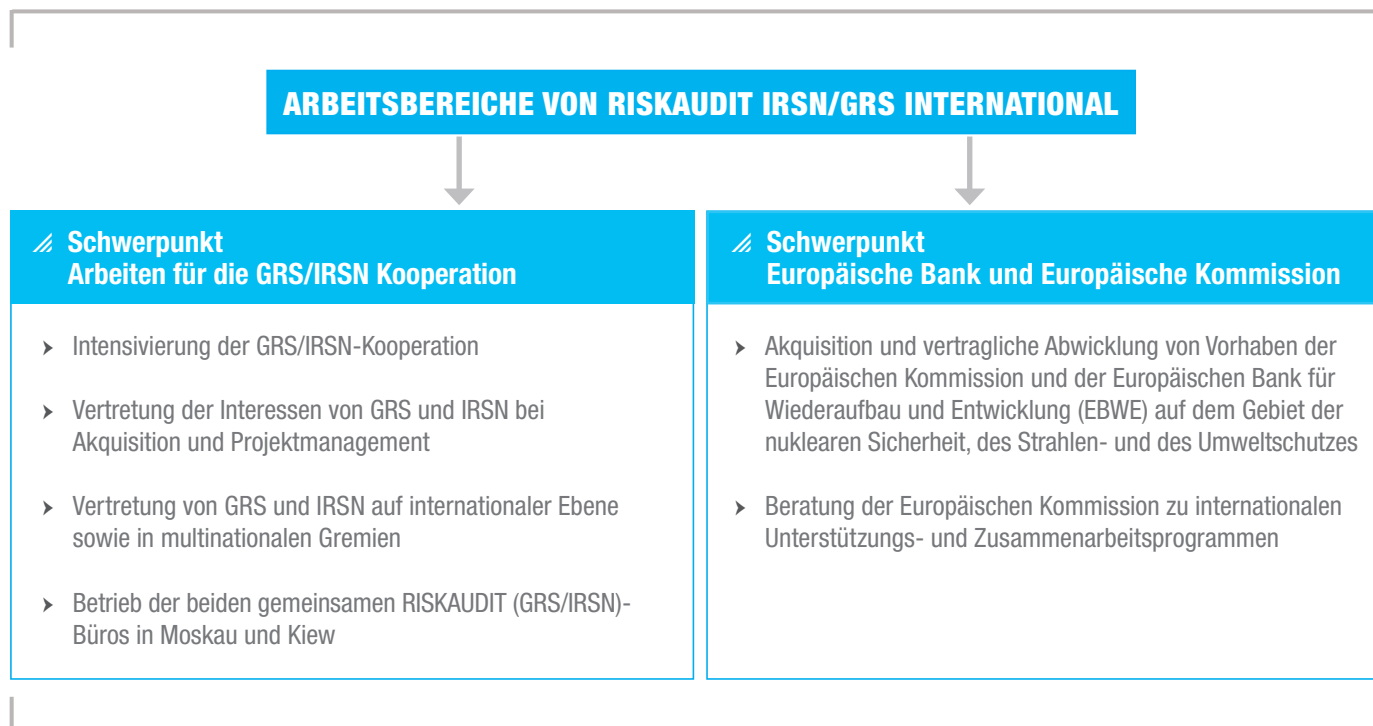
Projekte in Osteuropa stellen einen Arbeitsschwerpunkt von RISKAUDIT dar. Die Aufgaben umfassen dabei die Harmonisierung von Regeln und Richtlinien und das Bewerten der Sicherheit nach den anerkannten Normen. Hierbei liegt der Fokus zum einen auf der Beratung von Behörden und zum anderen auf der Erstellung 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. RISKAUDIT unterstützt GRS und IRSN weiterhin

bei der Akquise und dem Management von Projekten und vertritt sie internationalen Gremien.

**Mitarbeit in der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) der Europäischen Kommission.** RISKAUDIT ist auch in die Arbeit der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) der Europäischen Kommission eingebunden. Im Auftrag und mit Beteiligung der RAMG bewertet RISKAUDIT die Ergebnisse der bisherigen Zusammenarbeitsprojekte zur Stärkung der atomrechtlichen Behörden und ihrer TSOs in Russland, der Ukraine, Armenien, Kasachstan, Georgien und Weißrussland. Darüber hinaus berät RISKAUDIT die Europäische Kommission bei der Definition ihrer jährlichen Aktionsprogramme zur Zusammenarbeit mit den atomrechtlichen Behörden und ihren TSOs.

## Die wesentlichen Tätigkeitsfelder von Riskaudit IRSN/GRS



Die Projekte von RISKAUDIT werden vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission im Rahmen der Programme zur internationalen Zusammenarbeit und über Verträge mit der EBWE finanziert. RISKAUDIT arbeitete bisher in Armenien, Bulgarien, Kasachstan, Litauen, Rumänien und Russland sowie in der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine, Ungarn, Georgien und Weißrussland.

Aufgrund der großen Anzahl kerntechnischer Anlagen in Russland und in der Ukraine und des Umfangs der für diese Länder durchgeführten Arbeiten eröffneten GRS und IRSN gemeinsam Anfang der 90er-Jahre technische Büros in Moskau und Kiew. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

### **Zusammenarbeit mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Rostechнадзор**

**Schwerpunkte der Unterstützung von Rostechнадзор.** RISKAUDIT unterstützt seit 1992 die russische Behörde und ihre wichtigste TSO SEC NRS in zahlreichen Projekten. Im Vordergrund steht dabei die weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen sowie die Zusammenarbeit mit Rostechнадзор bei seinen Aufsichts- und Genehmigungsaktivitäten durch gemeinsame gutachterliche Tätigkeiten russischer und westlicher TSOs.

**EU-Vorhaben zum Methodentransfer.** Das Ziel der langfristig angelegten EU-Vorhaben zum Me-

thodentransfer ist es, Rostechnadzor als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter Leitung von RISKAUDIT, fachlicher Federführung der GRS und Beteiligung von TSOs und Behörden aus weiteren EU-Mitgliedsstaaten, wurde bereits eine Reihe dieser Vorhaben erfolgreich durchgeführt. Die Hauptthemen waren:

- /// Regeln und Richtlinien,
- /// Genehmigung und Aufsicht,
- /// Ausbildung und Kompetenzerhaltung von Behördenpersonal,
- /// Notfallschutz,
- /// Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit.

Im Jahre 2008 begann ein umfangreiches Vorhaben zur Unterstützung der russischen Behörde bei der Genehmigung von Rückbaumaßnahmen von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren. Das Vorhaben umfasste daneben die Genehmigung von Maßnahmen zur Behandlung abgebrannten Brennstoffs und radioaktiven Abfalls sowie die Überwachung und Kontrolle kerntechnischer Materialien.

**Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen.** In sechs parallel laufenden Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde bei der gutachterlichen Tätigkeit im Rahmen der Genehmigung von Modernisierungsvorhaben, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. Die Zusammenarbeit nach dem »2+2«-Ansatz umfasst ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Kalinin, Leningrad, Nowoworonesch, Balakowo, Kola, Smolensk, Beloyarsk und Bilibino. Dieser »2+2«-Ansatz verfolgt das Ziel, parallel die russischen Betreiber und die Genehmigungsbehörde durch europäische Partner fachlich zu stärken. Er kann als »Training-on-the-Job« angesehen werden.

Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten russische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

**Unterstützung bei Genehmigungsfragen zur Abfallbehandlung und zum Rückbau kerntechnischer Anlagen.** In insgesamt fünf Projekten unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde zu Fragen der Abfallbehandlung und zum Rückbau. Dabei handelt es sich um folgende Anlagen oder Maßnahmen:

- /// Leningrad: Anlage zur Verfestigung radioaktiver Abfälle,
- /// Kola: Anlage zur Behandlung flüssiger Abfälle,
- /// Smolensk: Neue Abfallbehandlungsanlage,
- /// Murmansk: Sanierung der Radon-Anlage,
- /// Rückbau des Forschungsreaktors im Kurtschatow-Institut,
- /// Nordwestrussland: Abfallbehandlung - Schiffe.

### **Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU**

**Grundpfeiler der Zusammenarbeit mit SNRCU.** Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das »Memorandum of Understanding«, das die ukrainische Regierung, die G7-Staaten und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften im Dezember 1995 unterzeichnet haben. Auf Basis dieses Memorandums hat die Ukraine Ende des Jahres 2000 das Kernkraftwerk Tschernobyl endgültig abgeschaltet. Dieses Memorandum sieht außerdem westliche Unterstützung bei der Bereitstellung von Ersatzkapazitäten, bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit sowie auf weiteren Gebieten vor.

RISKAUDIT ist bereits seit 1995 an der Umsetzung des Memorandums beteiligt, wobei sie sich auf die Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU konzentrierte. Schwerpunkte dieser Zusammenarbeit sind gutachterliche Arbeiten im Rahmen des Shelter Implementation Plans, der Maßnahmen zur Stilllegung von Tschernobyl 1–3 und Sicherheitsverbesserungen in ukrainischen Kernkraftwerken.

**Methodologische Unterstützung von SNRCU.** Das Ziel der langfristig angelegten EU-Vorhaben zum Methodentransfer ist, SNRCU als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter Leitung von RISKAUDIT wurde im Jahre 2008 das Tacis-Vorhaben UK/RA/06 erfolgreich abgeschlossen. Der Fokus der Unterstützung lag dabei auf dem Implementieren von Regeln und Richtlinien sowie auf dem Aufbau eines internationalen Projektmanagements und eines Qualitätsmanagement-System innerhalb des SNRC. Weitere Schwerpunkte stellen die Ausbildung und der Kompetenzerhalt von Behördenpersonal sowie nicht zuletzt auch die Unterstützung in den Bereichen Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit dar.

**Shelter Implementation Plan (SIP).** RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit Sciencetech (USA) die ukrainische Behörde als »Licensing Consultant« im Genehmigungsprozess zur Sanierung des Sarkophags, der Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl umschließt. Experten der GRS, des IRSN und von Sciencetech bewerten gemeinsam mit ukrainischen Gutachtern die für den Shelter Implementation Plan relevanten Antragsunterlagen. Nachdem der Auftragnehmer für den Bau der neuen Umhüllung um den Sarkophag (»New Safe Confinement [NSC]«) nunmehr feststeht, steht die Begutachtung von Antragsunterlagen zum NSC im Mittelpunkt.

**Maßnahmen im Zusammenhang mit der Stilllegung der Blöcke 1, 2 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl.** Unter Federführung von RISKAUDIT arbeiten die GRS, drei weitere westliche TSOs und der ukrainische Gutachter SSTC an der Bewertung der Genehmigungsunterlagen für die Entsorgungsanlagen in Tschernobyl. In einem EU-Projekt werden die Genehmigungsverfahren für die Anlagenneubauten und Nachrüstung von Einrichtungen, die durch die Stilllegung der Reaktorblöcke notwendig sind, fachlich begleitet. Folgende Anlagen werden begutachtet:

- ✍ Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-1 und ISF-2),
- ✍ Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall (LRTP),
- ✍ Anlagenkomplex zur Behandlung und Zwischen-/Endlagerung fester radioaktiver Abfälle (ICSRM).

Für jede Anlage unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei der Bewertung der Strategie und Erstellung von regulatorischen und technischen Dokumenten. Zudem leistet RISKAUDIT einen Beitrag zu fachlichen Bewertungen im Rahmen der Auslegungsgenehmigung, der Sicherheitsberichte sowie technischer Spezifikationen bei der Errichtungsgenehmigung.

**Mitwirkung 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, Khmelnytski, Zaporoschje und Südukraine ab. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten ukrainische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

## Unterstützung von Behörden weiterer Staaten

Über die oben genannten Projekte in Russland und der Ukraine hinaus unterstützt RISKAUDIT auch Behörden und TSOs einer Reihe weiterer Staaten. Auch diese Projekte zielen darauf ab, die Expertise der beteiligten Behörden zu stärken und sie bei konkreten Vorhaben bzw. bei Genehmigungs- oder Aufsichtsverfahren zu unterstützen. So erstrecken sich die Projekte zur Unterstützung der zuständigen Behörde in **Bulgarien** (BNRA) und ihrer TSOs auf den Ausbau der Kompetenz mit Blick auf die Genehmigung der Rückbauaktivitäten des KKW Kozloduy 1–4 und auf die Bewertung von Sicherheitsberichten. Darüber hinaus konnte 2008 ein Projekt erfolgreich abgeschlossen werden, das den Transfer von Methoden zur Bewertung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) und die Durchführung einer solchen Bewertung der PSA für die Kernkraftwerke Kozloduy 5 und 6 beinhaltete. Die RISKAUDIT-Projekte in **Litauen** haben die Unterstützung der Behörde VATESI und des Strahlenschutzentrums RPC im Zusammenhang mit der Stilllegung des KKW Ignalina zum Gegenstand. Weitere Projekte werden von RISKAUDIT in **Armenien**, **Georgien** und **Weißrussland** durchgeführt oder geleitet. Die hier angesprochenen Vorhaben von RISKAUDIT und deren wesentliche Inhalte sind in der Übersicht »WEITERE VORHABEN VON RISKAUDIT« enthalten.

## Übergreifende Arbeiten für die Europäische Kommission

**Harmonisierung des EU-Regelwerks.** Im Rahmen eines Mitte 2008 erfolgreich abgeschlossenen Projektes im Auftrag der DG Transport & Energie (DG TREN) der Europäischen Kommission analysierte RISKAUDIT die nationalen Regeln der EU-Mitgliedsstaaten bezüglich des Transports radioaktiver Materialien. Ziel dieser Arbeiten war es,

## Weitere Vorhaben von RISKAUDIT

### Inhaltliche Schwerpunkte aktueller Projekte

#### Armenien

- /// Unterstützung bei der Vorbereitung der Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Medsamor
- /// Methodentransfer zu Aufgabenfeldern wie z. B.:
  - Management, Personalqualifizierung und Qualitätssicherung
  - Regeln und Richtlinien
  - Inspektionstätigkeit
  - Bewertung der Betriebssicherheit und Begutachtung von Sicherheitsberichten
  - Notfallplanung
- /// Leck-vor-Bruch Konzept sowie Leckerkennung, Unterstützung bei der Bewertung von technischen Unterlagen zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen in der Anlage Medsamor-2

#### Bulgarien

- /// Unterstützung bei Genehmigung von Rückbauaktivitäten des KKW Kozloduy 1–4
- /// Methodentransfer zur PSA-Bewertung, Erstellung eines Leitfadens zur regulatorischen Bewertung von PSA, Durchführung einer unabhängigen Bewertung der PSA für KKW Kozloduy 5 und 6
- /// Umsetzung eines regulatorischen Begutachtungsprozesses nach internationalen Sicherheitsanforderungen sowie bester Sicherheitspraxis, Durchführung zusätzlicher F/E-orientierter Aktivitäten und generischer Studien zu ausgewählten Sicherheitsaspekten sowie Arbeiten zur Bewertung des Interim Safety Analysis Reports (ISAR) zum KKW Belene

#### Georgien

- /// Überarbeitung der gegenwärtigen Gesetzgebung, insb. zum Transport radioaktiver Stoffe, zur Abfallbehandlung und -lagerung sowie zu Inspektionen zur nuklearen Sicherheit und zum Strahlenschutz
- /// Erstellung einer Datenbank zu Strahlenquellen
- /// Schaffung eines Inspektionsverfahrens für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz

## Fortsetzung: Weitere Vorhaben von RISKAUDIT

### Inhaltliche Schwerpunkte aktueller Projekte

|               |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|---------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Litauen       | <ul style="list-style-type: none"> <li>/// Unterstützung der Behörde VATESI bei Stilllegung des KKW Ignalina mit folgenden Schwerpunkten:               <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Abbau und Dekontaminierung</li> <li>➤ Zwischenlager für abgebrannten Brennstoff</li> <li>➤ neue Anlagen zur Behandlung und Lagerung fester Abfälle</li> <li>➤ Deponie für niedrigradioaktive Abfälle und Lager für kurzlebige niedrig- und mittelaktive Abfälle</li> </ul> </li> <li>/// Unterstützung des Strahlenschutzentrums RPC bei der Stilllegung des KKW Ignalina mit den Schwerpunkten:               <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Begutachtung von Antragsunterlagen zu Fragen des Strahlenschutzes</li> <li>➤ Begutachtung, Bewertung und Minimierung der Strahlenbelastung des Personals und der Öffentlichkeit während des Rückbaus und der Dekontaminierung</li> <li>➤ Qualitätssicherungsprogramme und radiologische Überwachung der Rückbauaktivitäten</li> </ul> </li> </ul> |
| Weiß-russland | <ul style="list-style-type: none"> <li>/// Unterstützung des Ministeriums für Notfallsituationen (MES) und des Staatlichen Zentrums für Strahlungsüberwachung und -kontrolle (RCRCM) mit den Schwerpunkten:               <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ Regeln und Richtlinien</li> <li>➤ Informationsmanagement, Inspektion und Genehmigung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes</li> <li>➤ Transport nuklearer Materialien und Abfallmanagement</li> <li>➤ Notfallschutz und Notfallzentrum</li> <li>➤ Verringerung der Strahlenbelastung durch ehemalige Militärstützpunkte</li> <li>➤ Einrichtung eines Labors zur Kalibrierung von Messgeräten (z.B. Dosimetern)</li> </ul> </li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |

der Europäischen Kommission fundierte Vorschläge und Schlussfolgerungen zur Vereinheitlichung des EU-Regelwerkes zu erarbeiten.

**Einheitliches Vorgehen bei Jodprophylaxe in Notfallsituationen.** In einem weiteren Auftrag von DG TREN 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 soll die Europäische Kommission Vorschläge für eine Harmonisierung innerhalb der EU erhalten.

**Europäische Zusammenarbeit an INSC-Zielen messen.** Im Rahmen der beschriebenen Aktivitäten und Projekte ist RISKAUDIT derzeit auch dafür verantwortlich, gemeinsam mit den Behörden und TSOs der Tacis-, Phare- und INSC-Länder, die Felder für die zukünftige Zusammenarbeit anhand der INSC-Ziele zu prüfen und der Europäischen Kommission entsprechende fachlich fundierte Projektvorschläge zu unterbreiten.

RISKAUDIT hat in den aktuellen Arbeiten konsequent seine koordinierende Arbeit zur Unterstützung der osteuropäischen Behörden und die Zusammenarbeit mit ihnen im Rahmen von EU- und EBWE-Projekten fortgesetzt. Die dabei entwickelte konstruktive Sicherheitspartnerschaft zwischen Behörden und deren TSOs aus Ost und West und die Zusammenarbeit mit der Europäischen Kommission und der EBWE wird auch in Zukunft weiter vorangebracht. ■

## 13. 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                                                                                                                                                                                      |
|                            |                   | 09.09.2006        | Beratungstätigkeit und Leistungen im Zusammenhang mit der Genehmigung des Kernkraftwerks Atucha II (D20-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                                                                                                                                                                                                                                      |
|                            | STUK              | 15.06.2004        | Beratungstätigkeit und Leistungen                                                                                                                                                                                                                                     |
| Frankreich                 | IPSN (heute IRSN) | 29.07.1998        | Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN (heute IRSN) und GRS                                                                                                                                                                                                        |
|                            |                   | 15.07.1997        | Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl                                                                                                                                                                                                                        |
| Großbritannien             | HSE               | 21.07.1998        | 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                      | KFD                                    | 25.09.1998                      | Übereinkunft über Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit                                    |
|                            | 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 kern-technischen Sicherheit und des Strahlenschutzes                    |
| Rumänien                   | CNCAN                                  | 10.11.1998                      | Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit                                                      |
| Russische Föderation       | RRC KI, IPSN (heute IRSN)<br>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                                     |
| 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<br>2000 Verlängerung | Zusammenarbeitsabkommen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes                                              |
| Ukraine                    | Nationale Akademie der Wissenschaften  | 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>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>IPSN</b>      | Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich<br>(heute IRSN: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) |
| <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>METI</b>      | Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan                                                                                |
| <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>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 Member Regulatory Committee of Ukraine, Ukraine                                                                         |
| <b>SSTC</b>      | State Scientific Technical Center, Ukraine                                                                                    |
| <b>STUK</b>      | Radiation and Nuclear Safety Authority, Finnland                                                                              |
| <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                                                            |



## 14. Abbildungen



Nachfolgend sind die Abbildungen des Jahresberichts 2008 gelistet, die im Hauptteil verkleinert dargestellt und mit einem Pluszeichen (⊕) versehen sind. Klicken Sie auf das im Anhang dargestellte Symbol (⊞), gelangen Sie im PDF zur Referenz im Text.

## Abbildungsverzeichnis

### Abbildungen Kap. 3.1 ..... 187

|              |                                                                                                                                             |     |
|--------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 9 – 11  | Beispielhaft Eingabemasken des von der GRS entwickelten Programms PROST .....                                                               | 187 |
| Bild 15      | Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung .....                                                                  | 190 |
| Bild 16 – 18 | Verformung und Temperaturverteilung des Speisewasserstutzen unter Betriebsdruck und thermischer Schichtung ( $\Delta T = 250^\circ$ ) ..... | 191 |
| Bild 19      | Rissbeanspruchungen für verschiedene Rissgeometrien im Speisewasserstutzen unter thermo-mechanischer Belastung berechnet mit ADINA .....    | 194 |
| Bild 20 – 21 | Verteilungsfunktion für das Verhältnis von Risslänge zu Risstiefe sowie für die Risswachstums-konstante C .....                             | 195 |
| Bild 22      | Leckwahrscheinlichkeit für Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung als Funktion der Betriebsdauer .....        | 197 |

### Abbildungen Kap. 3.2 ..... 198

|              |                                                                                                                                                               |     |
|--------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 23 – 24 | Modellierung der LSTF-Anlage mit ATHLET .....                                                                                                                 | 198 |
| Bild 25      | Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung aller 50 unsicheren Parameter. ....                                   | 200 |
| Bild 26      | Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung allein der 10 versuchsbedingten unsicheren Parameter .....            | 201 |
| Bild 27      | Sensitivitätsmaße aller 50 unsicheren Parameter für den berechneten Wasserstand im Kern.....                                                                  | 202 |
| Bild 28      | Multiple Sensitivitätsmaße der Gruppe (1) der modellbedingten und der Gruppe (2) der versuchsbedingten Parameter für den berechneten Wasserstand im Kern..... | 203 |

### Abbildungen Kap. 3.3 ..... 204

|              |                                                                                                                                                                                                        |     |
|--------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 31 – 32 | Relative Unterschiede der radialen Brennelementleistungsverteilungen, berechnet mit JEF-2.2, JENDL-3.2, ENDF/B-VII.0 und JENDL-3.3/AC-2008 im Vergleich zu den Ergebnissen aus den JEFF 3.1-Daten..... | 204 |
|--------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|

### Abbildungen Kap. 4.1 ..... 206

|              |                                                                                                                              |     |
|--------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 33 – 35 | Aufbau von Mischschweißnähten und Rißbefunde in den Stutzen der Druckhalter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek ..... | 206 |
| Bild 36 – 37 | Fehler in Dampferzeugern in deutschen Kernkraftwerken der 2. DWR-Generation.....                                             | 209 |

**Abbildungen Kap. 4.2 ..... 211**

|         |                                                                                                                                                                                   |     |
|---------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 39 | Position der Messebenen in der ROCOM Versuchsanlage .....                                                                                                                         | 211 |
| Bild 40 | Rechengitter der CFD-Simulationen im Bereich des Downcomers und des unteren Plenums .....                                                                                         | 212 |
| Bild 41 | Multikanalardarstellung für die 17 Kernkanäle und 8 Downcomerkanäle; die beiden Stränge durch die der Dionatpfropfen in den RDB strömt, befinden sich auf der rechten Seite ..... | 213 |
| Bild 42 | Zeitlicher Verlauf der 95 %-Quantile .....                                                                                                                                        | 214 |
| Bild 43 | Räumliche Lage des maximalen Abfalls (gelb) der Borsäurekonzentration im Bereich des Einlasses in den Reaktorkern .....                                                           | 215 |
| Bild 44 | Minimale Borkonzentration am Kerneintritt .....                                                                                                                                   | 216 |

**Abbildungen Kap. 5.1 ..... 217**

|              |                                                                                                                        |     |
|--------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 47      | Das Versuchsgelände Krauthausen .....                                                                                  | 217 |
| Bild 48      | Permeabilitätsverteilung – Grundwassergleichen und Brunnenlokationen .....                                             | 218 |
| Bild 49      | Zugehörige Darcy-Geschwindigkeiten .....                                                                               | 219 |
| Bild 50 – 52 | Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahne nach 85, 154, 365, und 449 Tagen .....                                              | 220 |
| Bild 53      | Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahnen nach 85 Tagen – Vergleich der errechneten mit den gemessenen Konzentrationen ..... | 223 |

**Abbildungen Kap. 5.2 ..... 224**

|              |                                                                                                                                                |     |
|--------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 55 – 57 | Quelldrucke mit unterschiedlichen Lösungen Batch-Versuche mit Lösungsüberschuss .....                                                          | 224 |
| Bild 58      | Neugebildete hypidiomorphe Kaolinitkristalle in einer Bentonitprobe nach 2-jähriger Reaktionszeit mit einer Mg-reichen IP21-Lösung .....       | 227 |
| Bild 59      | Schematischer Zusammenhang zwischen Montmorillonitumwandlung, Zwischenschichtladung und Quelldruck in offenen und geschlossenen Systemen ..... | 228 |

**Abbildungen Kap. 6.1 ..... 229**

|         |                                                                                                       |     |
|---------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 61 | Querschnittzeichnung und die Umsetzung in das Rechenmodell für DORTACTIV .....                        | 229 |
| Bild 62 | Verlauf der Schwächungsfaktoren Totalfluss von Kern-Mitte radial nach aussen bis Reaktorgebäude ..... | 230 |
| Bild 63 | Verlauf der Schwächungsfaktoren Totalfluss von Reaktorgebäudeboden bis Decke .....                    | 231 |
| Bild 64 | Gemessene und errechnete Co60-Aktivierung im Vergleich .....                                          | 232 |

**Abbildungen Kap. 6.3 ..... 233**

|         |                                          |     |
|---------|------------------------------------------|-----|
| Bild 69 | Bodennutzung im LITFASS2003-Gebiet ..... | 233 |
|---------|------------------------------------------|-----|

**Abbildungen Kap. 6.4 ..... 234**

|         |                                                                                                                                         |     |
|---------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 71 | Korrelation der Freisetzung von Jod-129 aus dem Wirtsgestein mit dem instantan freigesetzten Anteil (IRF) bzw. der Auflösungsrate ..... | 234 |
|---------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|

**Abbildungen Kap. 7.2 ..... 235**

|         |                                                                                                                          |     |
|---------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 72 | Wasserstoffverteilung im Containment eines WWER-1000 etwa 6 Stunden nach Eintritt eines Unfalls mit Kernzerstörung ..... | 235 |
| Bild 74 | CMS-Codegenerator mit Fragment des Sekundärkreismodells des Analysesimulators GeRuS.....                                 | 236 |
| Bild 75 | Synopse des Analysesimulators für Kosloduj-5,6 .....                                                                     | 237 |
| Bild 76 | RAMG English .....                                                                                                       | 238 |

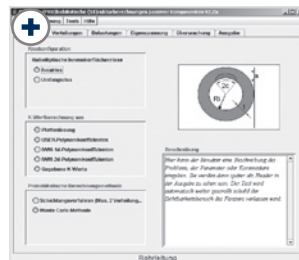
**Abbildungen Kap. 11..... 239**

|              |                                                                     |     |
|--------------|---------------------------------------------------------------------|-----|
| Bild 78      | Verlauf der Diskriminante über die Modellordnung pro Messwert ..... | 239 |
| Bild 79 – 81 | Signal mit variablen Modellordnungen über die Zeit.....             | 240 |

**BENUTZEROBERFLÄCHE**

Bild 9 (von 9–11)

Beispielhaft Eingabemasken  
des von der GRS entwickelten  
Programms PROST

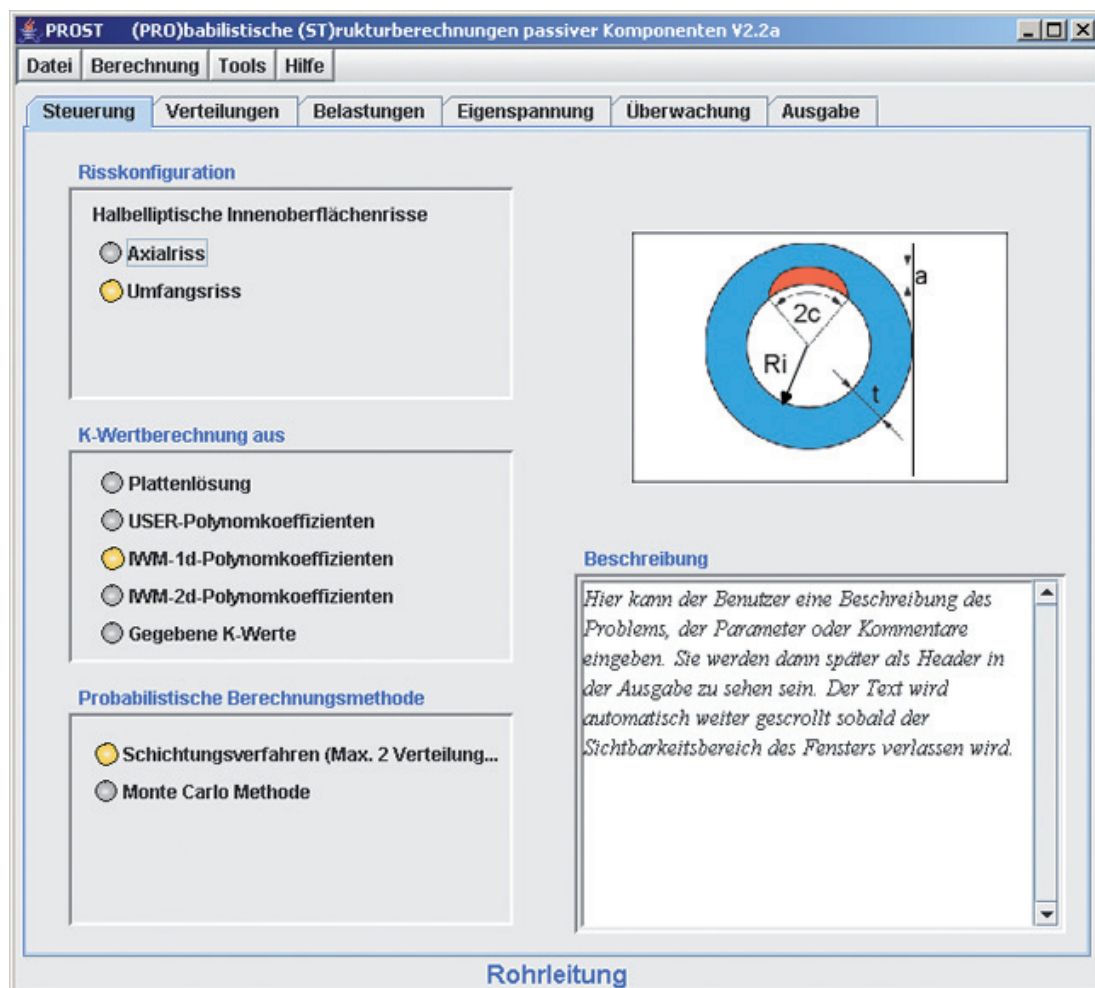


9 REITER » STEUERUNG «  
Eingabe: Geometriedaten

Bild 9 Originalabbildung

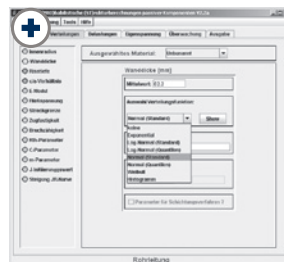


ZURÜCK ZUM TEXT



**BENUTZEROBERFLÄCHE****Bild 10 (von 9–11)**

Beispielhaft Eingabemasken  
des von der GRS entwickelten  
Programms PROST



**10 REITER » VERTEILUNGEN «**  
Eingabe: Materialdaten

**Bild 10** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**PROST (PRO)babilitische (ST)rukturberechnungen passiver Komponenten V2.2a**

Datei | Berechnung | Tools | Hilfe

Steuerung | **Verteilungen** | Belastungen | Eigenspannung | Überwachung | Ausgabe

**Ausgewähltes Material:** Unbenannt

**Wanddicke [mm]**

Mittelwert: 62.2

**Auswahl Verteilungsfunktion:**

Normal (Standard)

keine

Exponential

Log-Normal (Standard)

Log-Normal (Quantilen)

Normal (Standard)

Normal (Quantilen)

Weibull

Histogramm

☐ Parameter für Schichtungsverfahren ?

**Rohrleitung**

**BENUTZEROBERFLÄCHE****Bild 11 (von 9–11)**

Beispielhaft Eingabemasken  
des von der GRS entwickelten  
Programms PROST



**11 REITER » BELASTUNGEN «**  
Eingabe: Belastungsdaten

**Bild 11** Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT

**PROST (PRO)babilitische (ST)rukturberechnungen passiver Komponenten V2.2a**

Datei Berechnung Tools Hilfe

Steuerung Verteilungen **Belastungen** Eigenspannung Überwachung Ausgabe

**Zyklische Belastungen**

- ☒ Zyklus-1
- ☐ Zyklus-2
- ☐ Zyklus-3

**Zufällige Belastungen**

- ☐ Zufall-1
- ☐ Zufall-2
- ☐ Zufall-3

**Zyklisch Wiederkehrende Belastung**

Zyklus-1 Beschreibung:

Start:  Ende:  Frequenz [Jahr]:

Spannung in selektierter Spalte konstant:

| Wandpos.*) | S-Min | S-Max |
|------------|-------|-------|
| 0.0        | 45.6  | 87.6  |
| 0.1        | 45.6  | 87.6  |
| 0.2        | 45.6  | 87.6  |
| 0.3        | 45.6  | 87.6  |
| 0.4        | 45.6  | 87.6  |
| 0.5        | 45.6  | 87.6  |
| 0.6        | 45.6  | 87.6  |
| 0.7        | 45.6  | 87.6  |
| 0.8        | 45.6  | 87.6  |
| 0.9        | 45.6  | 87.6  |
| 1.0        | 45.6  | 87.6  |

\*)Die Wandposition wird relativ zur Wanddicke angegeben. Der Wert 0 bedeutet Innenseite und der Wert 1 Außenseite. Diese beiden Positionen sind auch fest vorgegeben.

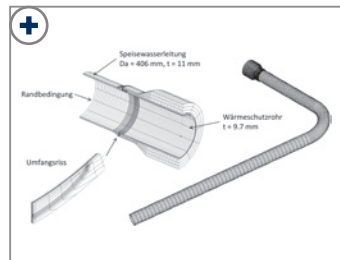
**Koeffizienten zur K-Berechnung**

| Oberfläche (Maximum)     |                          | Tiefster Punkt (Maximum) |                          |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| A0: <input type="text"/> | A1: <input type="text"/> | A0: <input type="text"/> | A1: <input type="text"/> |
| A2: <input type="text"/> | A3: <input type="text"/> | A2: <input type="text"/> | A3: <input type="text"/> |

**Rohrleitung**

**ANALYSEMODELL**

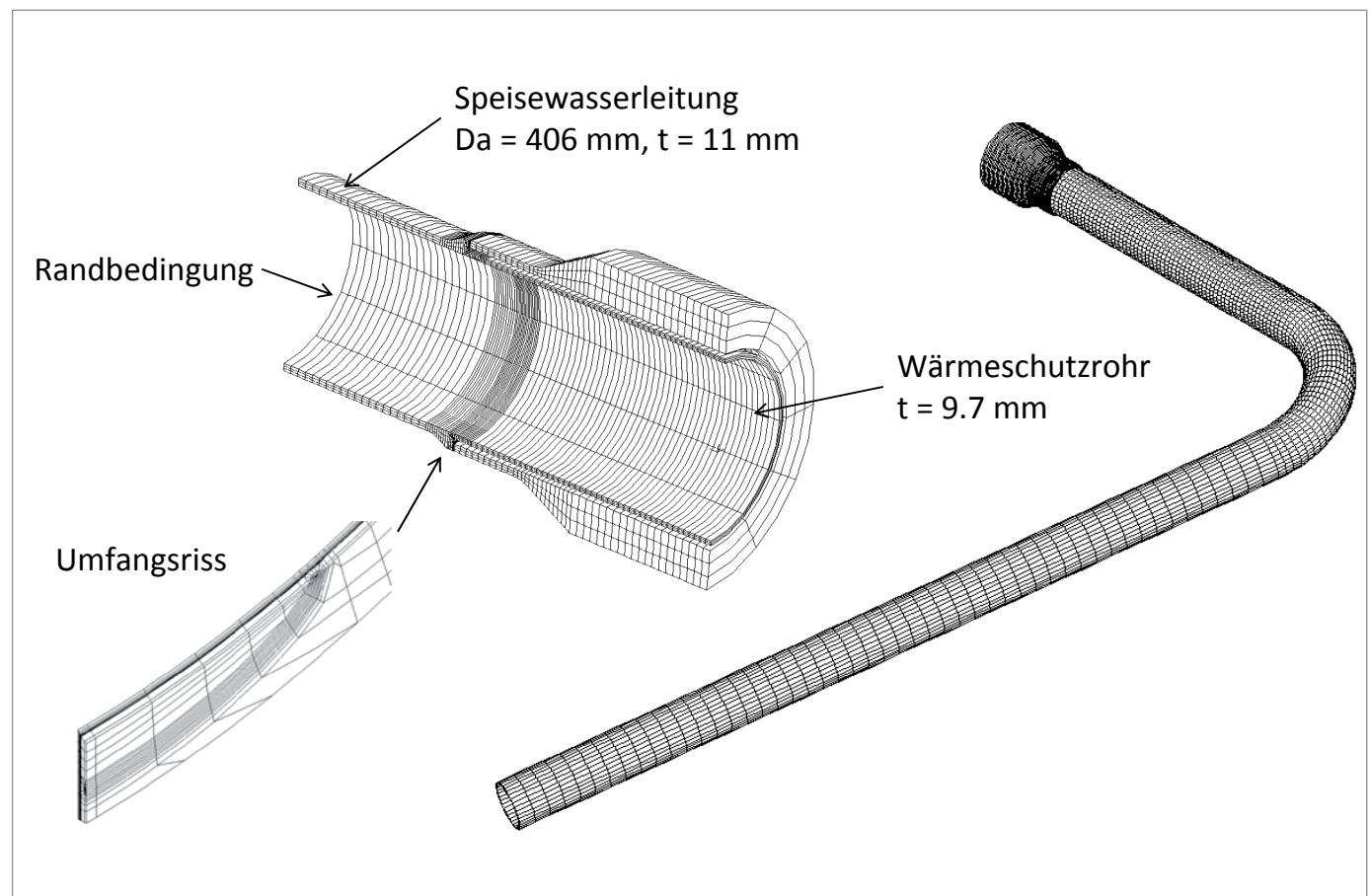
**Bild 15**  
Speisewasserstutzen unter  
Belastungen infolge thermischer  
Schichtung



**15 KURZES FE-MODELL  
MIT RISS UND  
LANGES FE-MODELL**

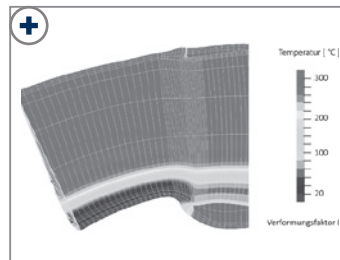
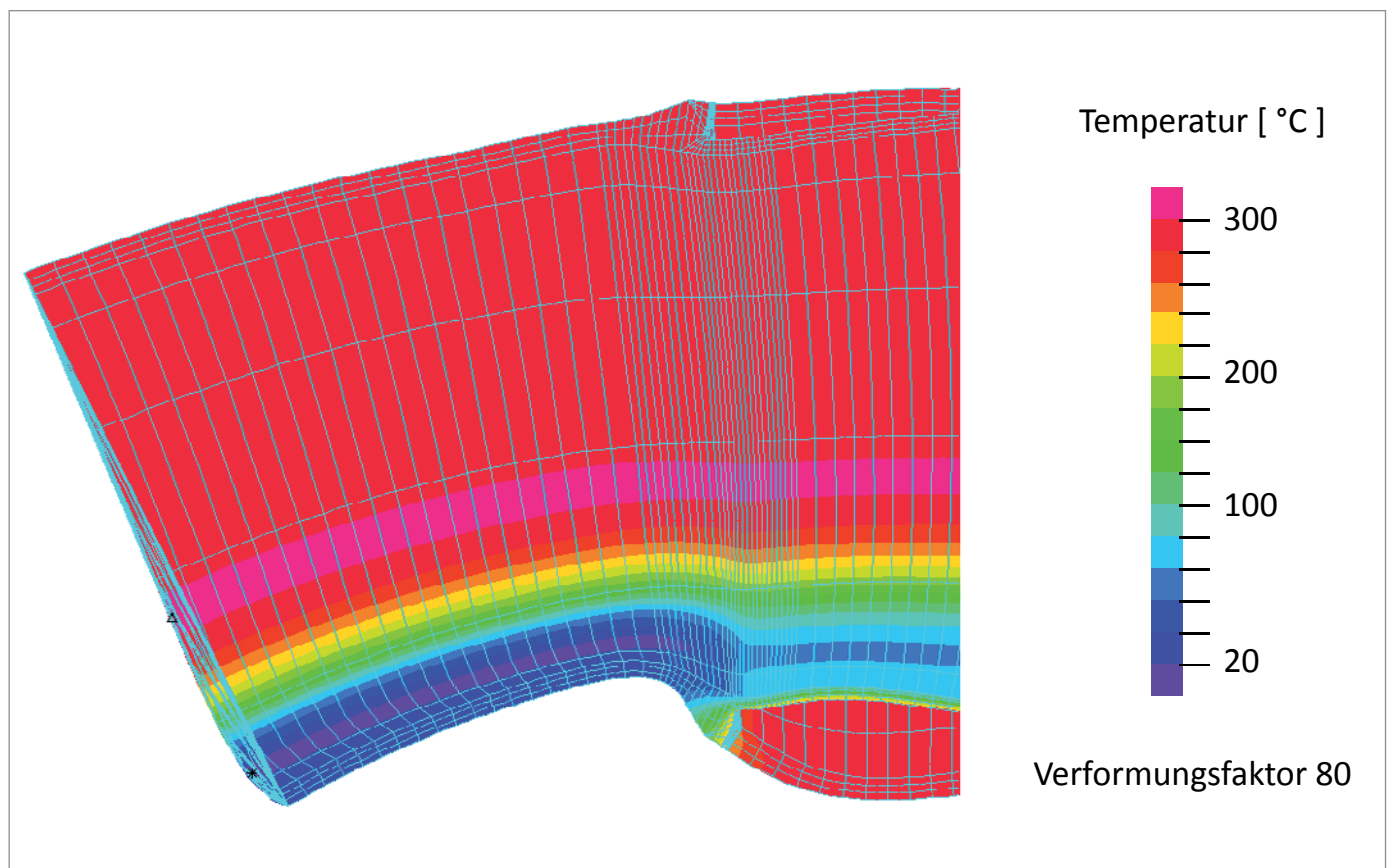
**Bild 15** Originalabbildung

[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)



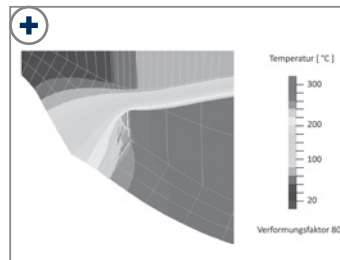
**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 16 (von 16–18)**

Verformung und Temperaturverteilung  
des Speisewasserstutzen unter Betriebs-  
druck und thermischer Schichtung  
( $\Delta T = 250^\circ$ )

**16 KURZES FE-MODELL****Bild 16** Originalabbildung
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 17 (von 16–18)**

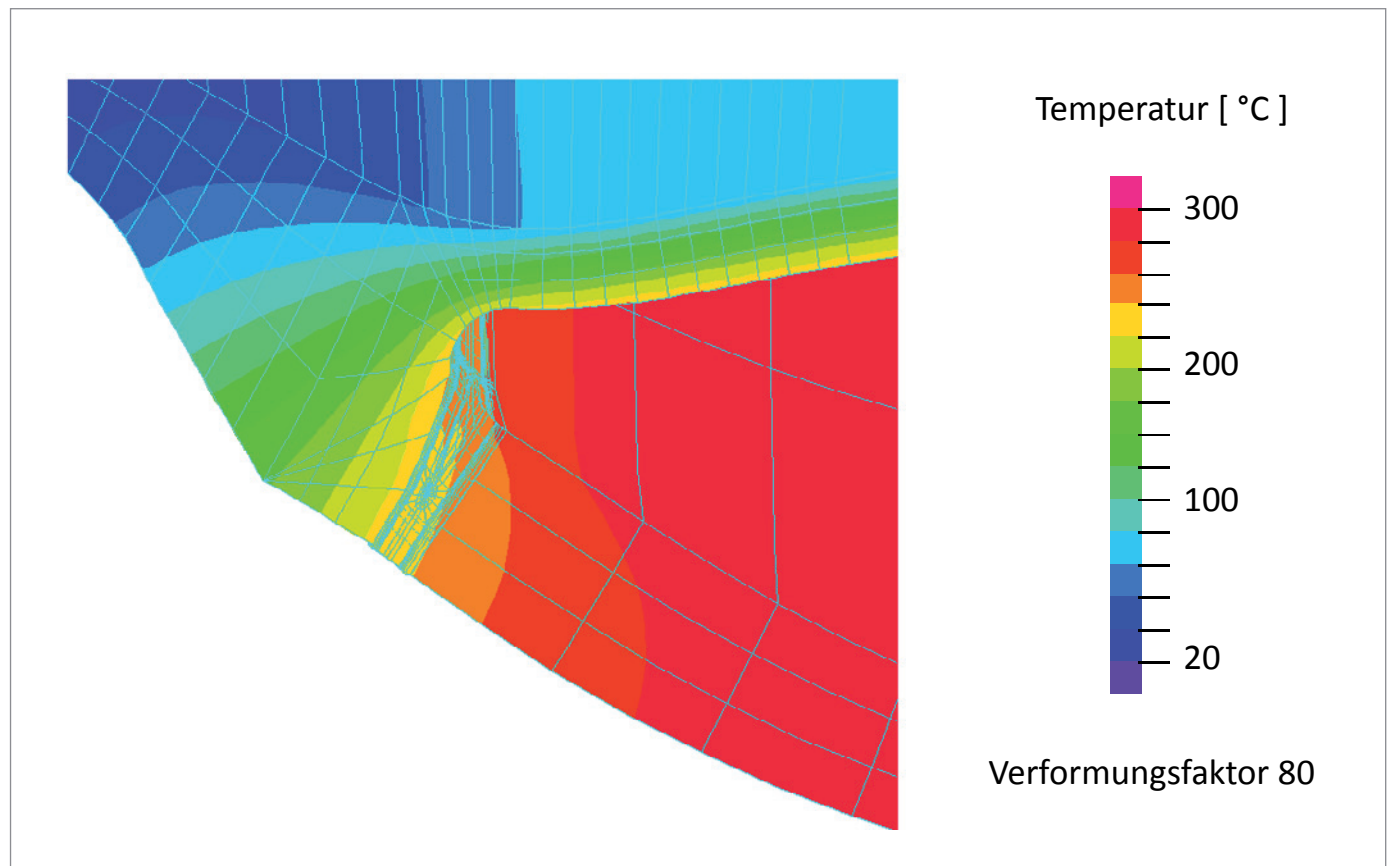
Verformung und Temperaturverteilung  
des Speisewasserstutzen unter Betriebs-  
druck und thermischer Schichtung  
( $\Delta T = 250^\circ$ )



**17 KURZES FE-MODELL**  
Detail

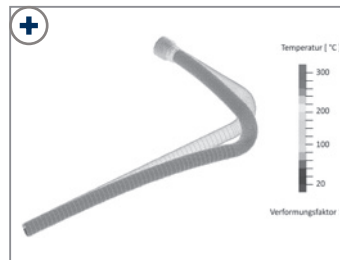
**Bild 17** Originalabbildung

[ZURÜCK ZUM TEXT](#)



**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 18 (von 16–18)**

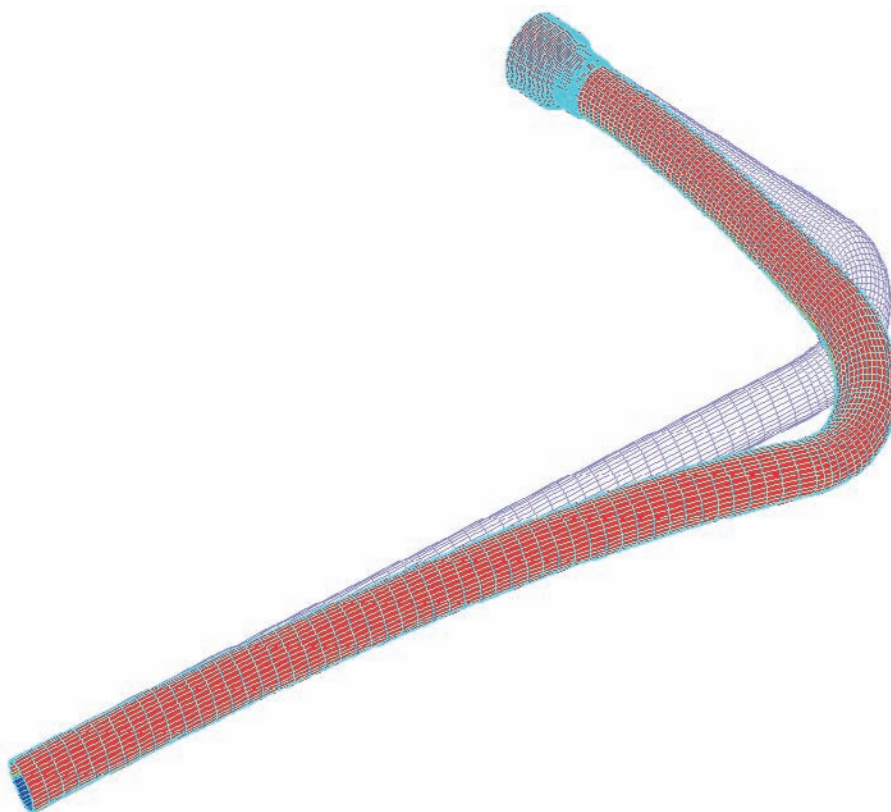
Verformung und Temperaturverteilung  
des Speisewasserstutzen unter Betriebs-  
druck und thermischer Schichtung  
( $\Delta T = 250^\circ$ )



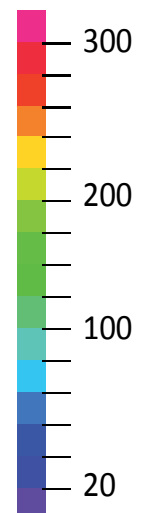
**18 LANGES FE-MODELL**  
Verformung

**Bild 18** Originalabbildung

[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)



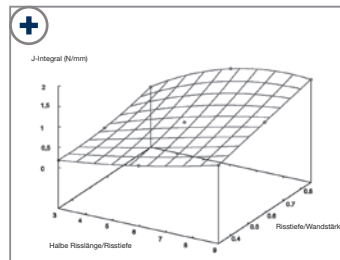
Temperatur [ °C ]



Verformungsfaktor 15

**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 19**

Rissbeanspruchungen für verschiedene Rissgeometrien im Speisewasserstutzen unter thermo-mechanischer Belastung berechnet mit ADINA

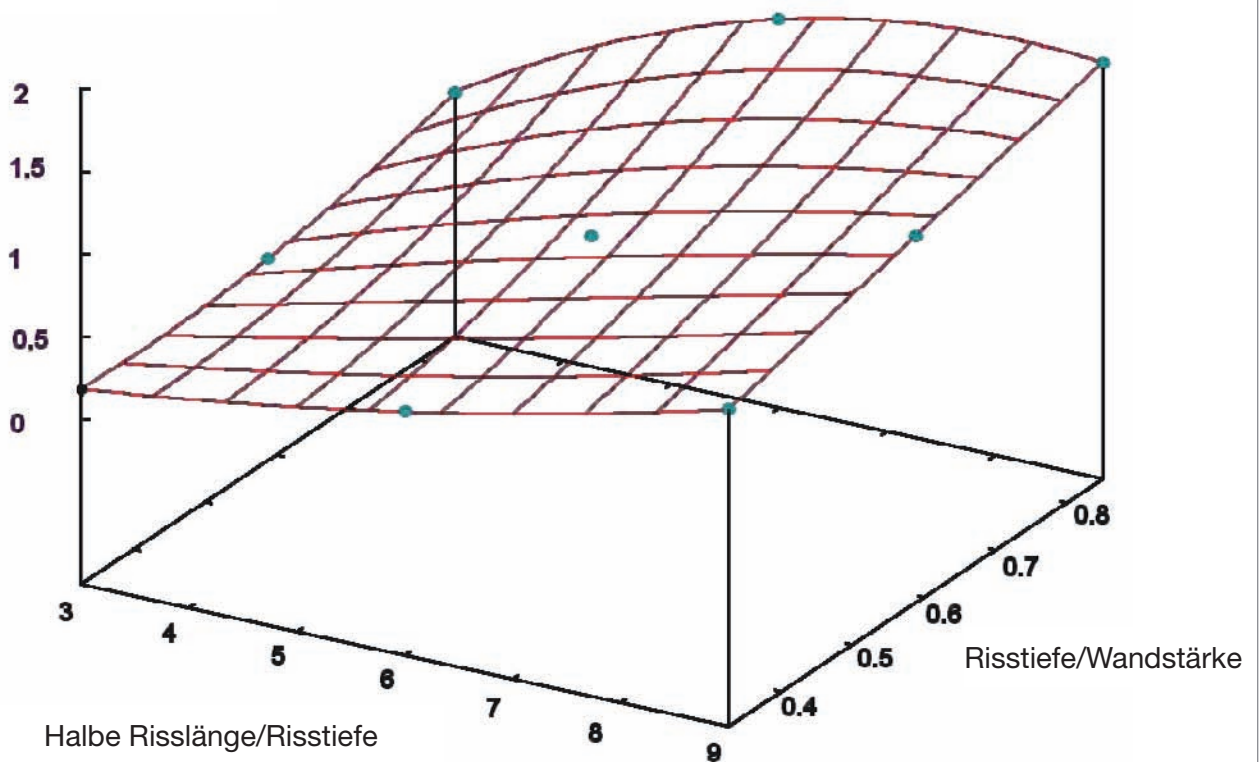


**19 RISSBEANSPRUCHUNG**  
(J-Integral)

**Bild 19** Originalabbildung

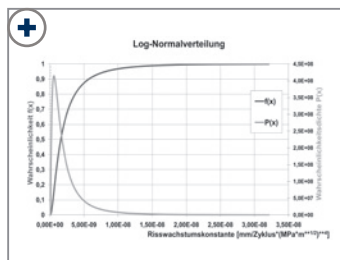
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)

J-Integral (N/mm)

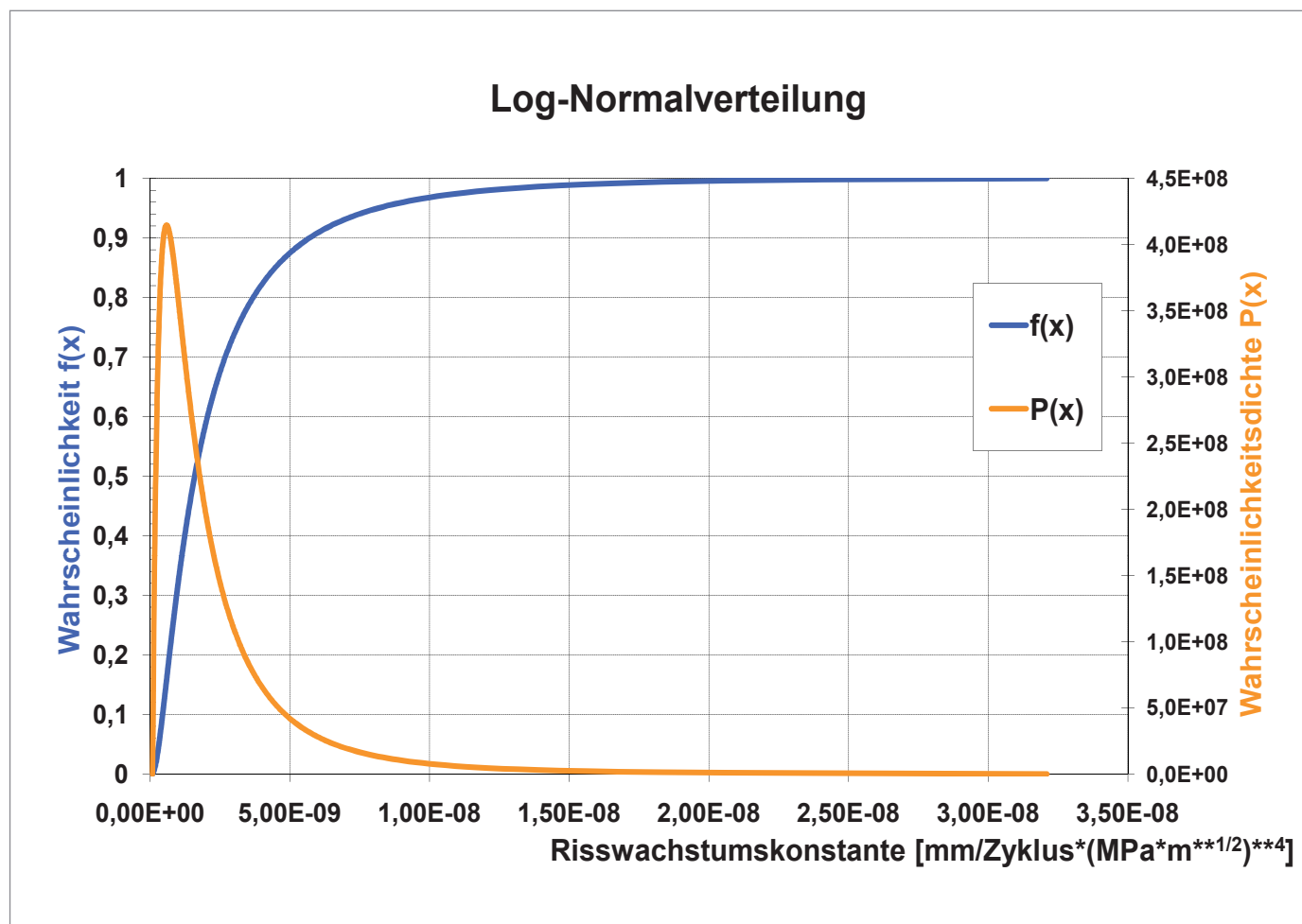


**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 20 (von 20–21)**

Verteilungsfunktion für das Verhältnis von Risslänge zu Risstiefe sowie für die Risswachstumskonstante C

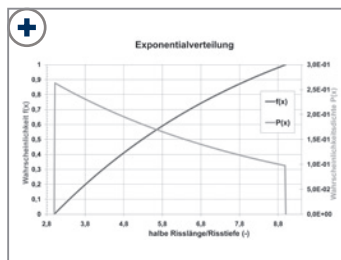


**20 VERTEILUNGSFUNKTION**  
Für die Risswachstums-  
konstante

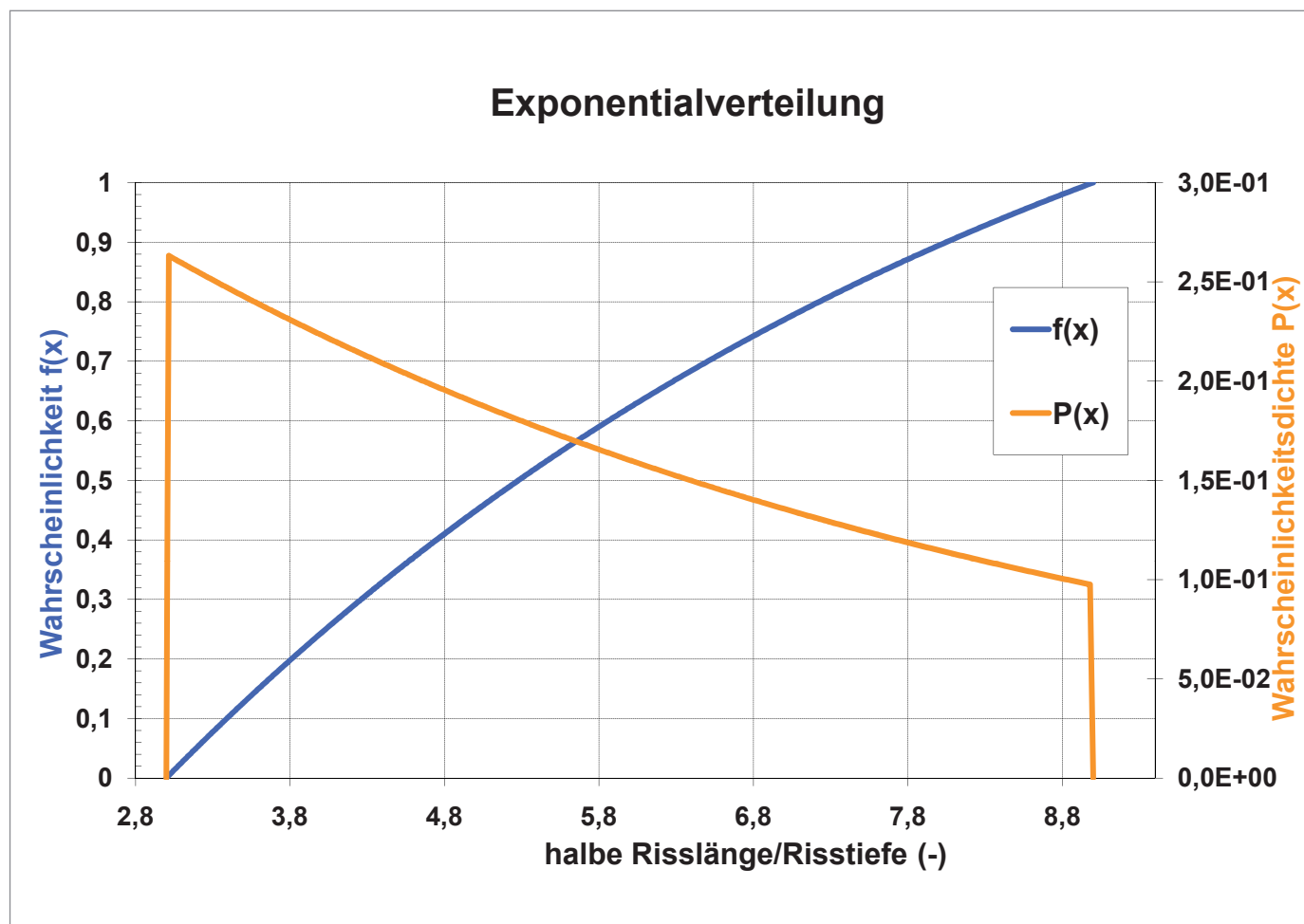
**Bild 20** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 21 (von 20–21)**

Verteilungsfunktion für das Verhältnis von Risslänge zu Risttiefe sowie für die Risswachstumskonstante C

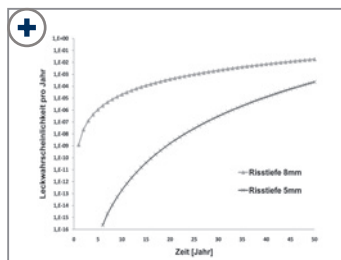


**21 VERTEILUNGSFUNKTION**  
Für das Verhältnis  
Risslänge zu Risttiefe

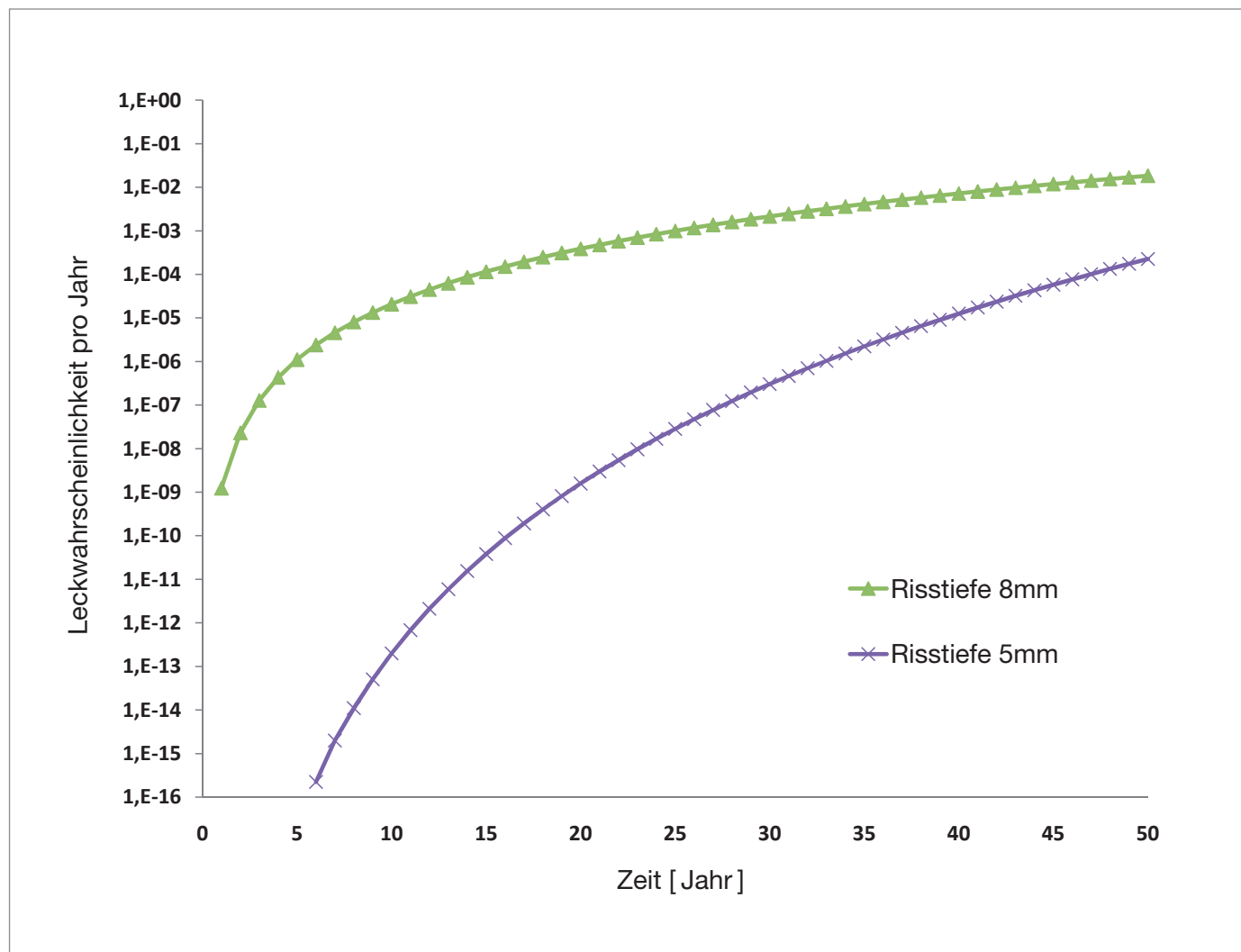
**Bild 21** Originalabbildung
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**BERECHNUNGSERGEBNIS****Bild 22**

Leckwahrscheinlichkeit für Speisewasserstutzen unter Belastungen infolge thermischer Schichtung als Funktion der Betriebsdauer

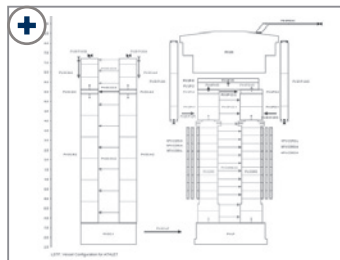


**22 LECKWAHRSCHEINLICHKEIT**  
Risstiefe  $a = 5$  bzw.  $8$  mm

**Bild 22** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**NODALISIERUNGEN**

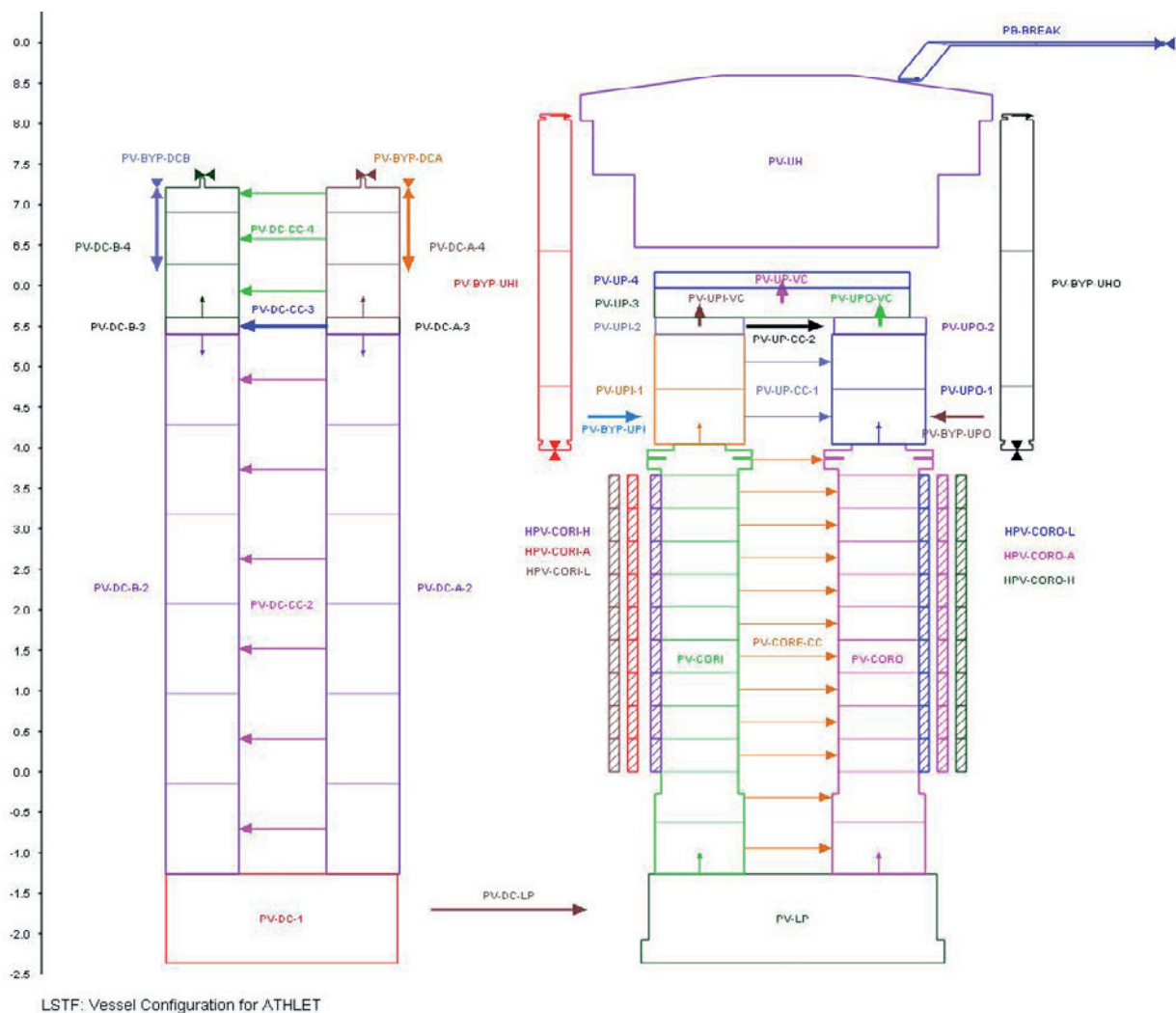
Bild 23 (von 23–24)

Modellierung der LSTF-Anlage mit  
ATHLET

**23 ATHLET**  
Nodalisierung des LSTF-  
Druckbehälters

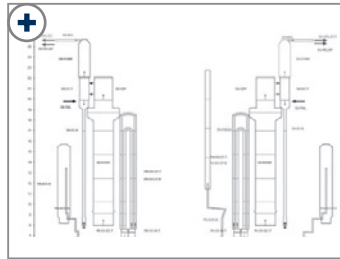
Bild 23 Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT



**NODALISIERUNGEN**

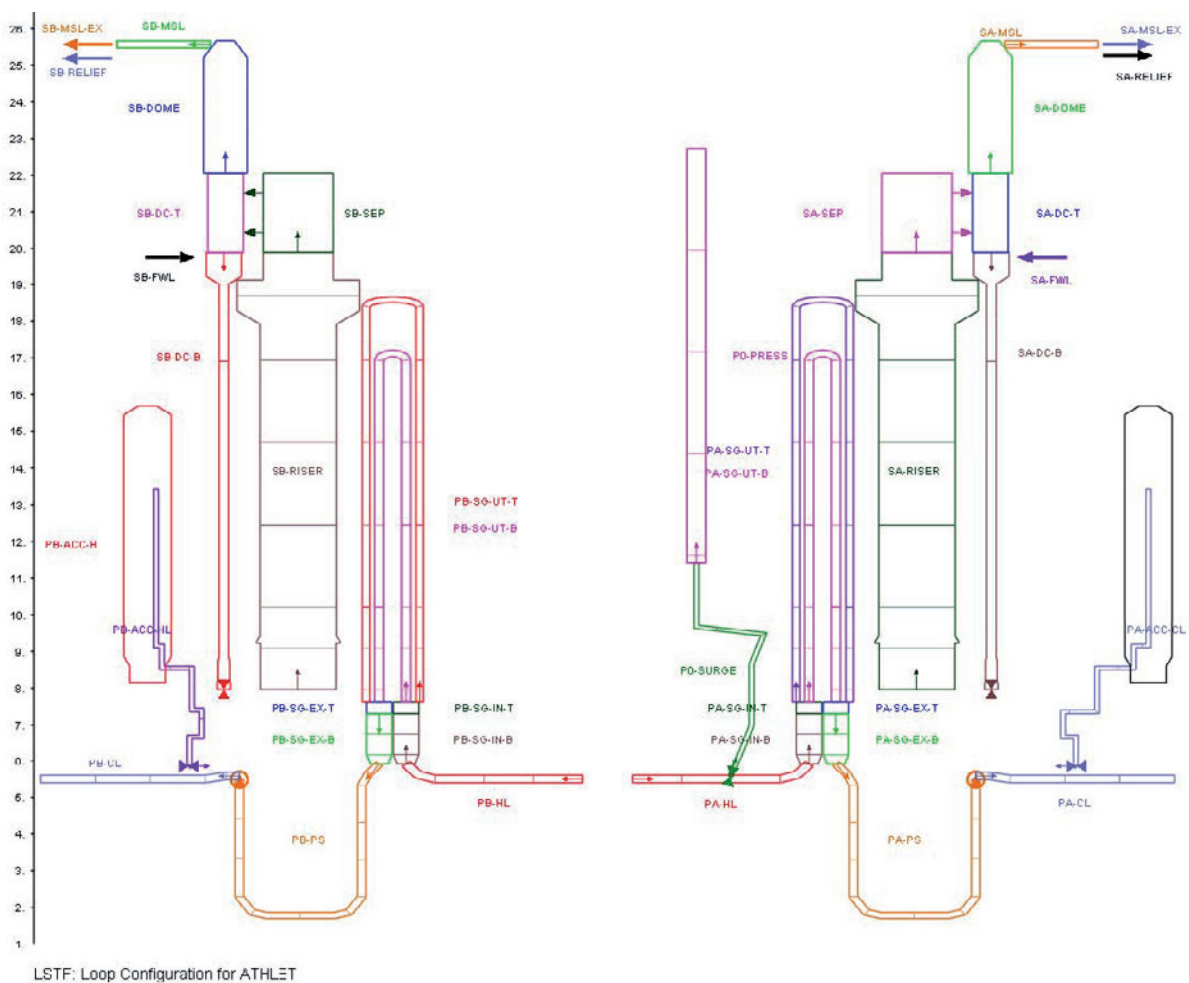
Bild 24 (von 23–24)

Modellierung der LSTF-Anlage mit  
ATHLET

**24 ATHLET**  
Nodalisierung des Primär-  
und Sekundärkreislaufs

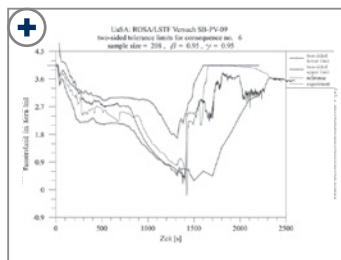
Bild 24 Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT

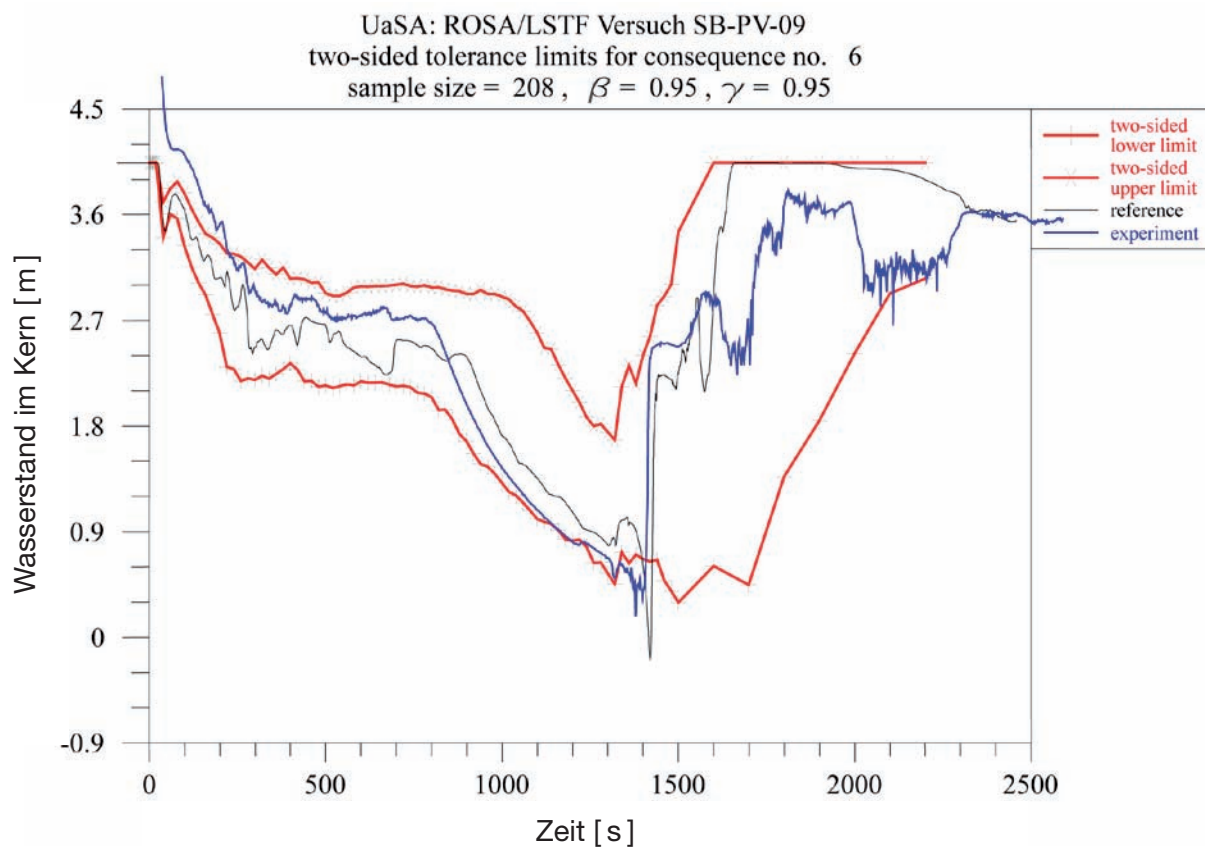


**ANALYSEERGEBNISSE****Bild 25**

Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung aller 50 unsicheren Parameter

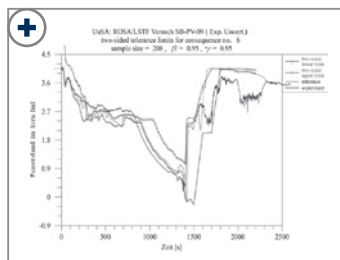


**25 TOLERANZGRENZEN**  
Alle 50 unsicheren  
Parameter

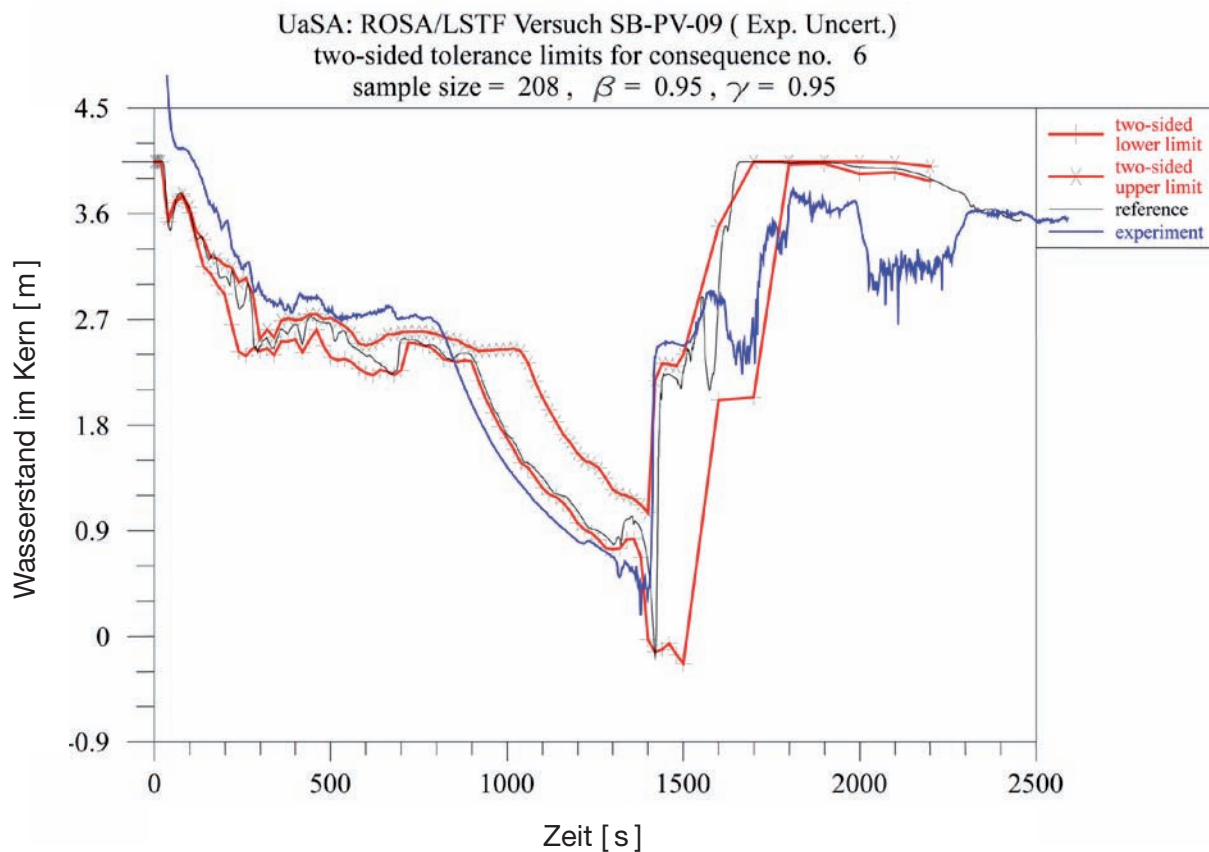
**Bild 25** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**ANALYSEERGEBNISSE****Bild 26**

Zweiseitige Toleranzgrenzen des berechneten Wasserstands im Kern unter Berücksichtigung allein der 10 versuchsbedingten unsicheren Parameter



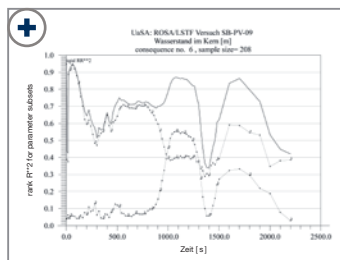
**26 TOLERANZGRENZEN**  
Nur versuchsbedingte  
unsichere Parameter

**Bild 26** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)




**ANALYSEERGEBNISSE****Bild 28**

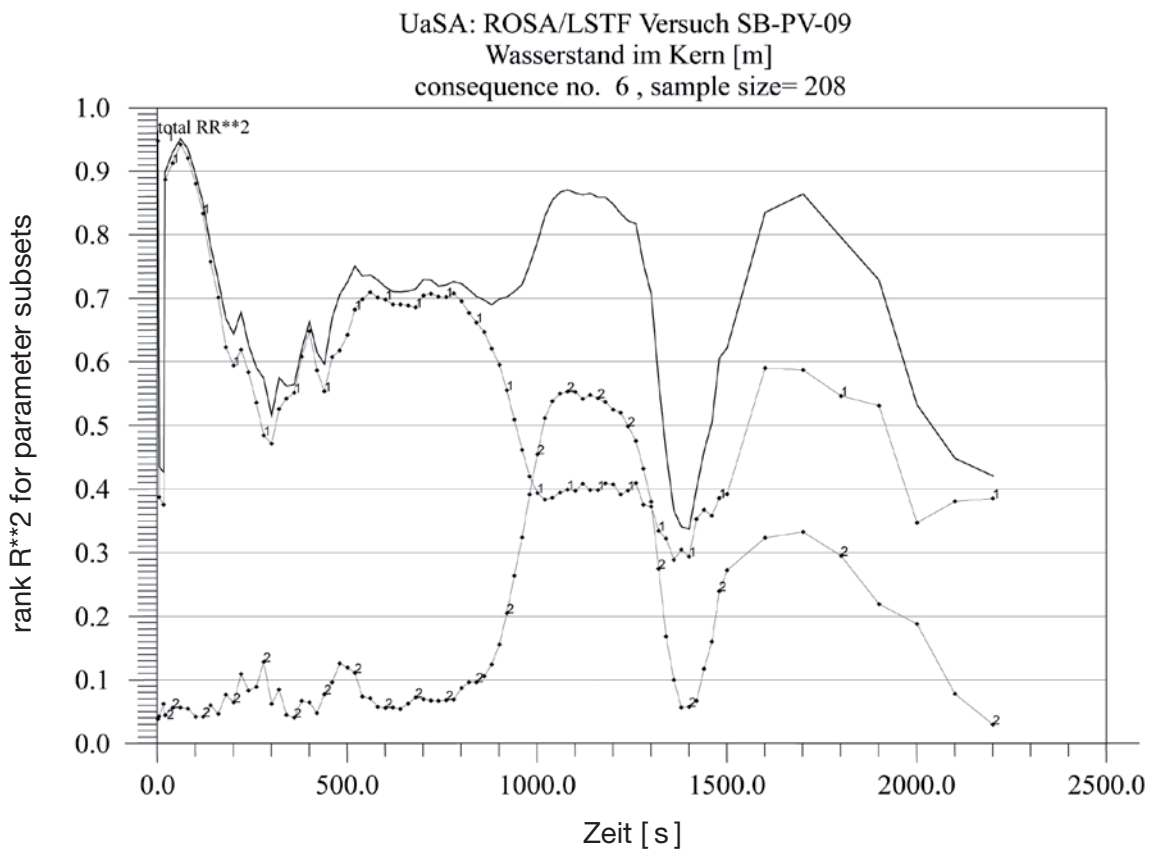
Multiple Sensitivitätsmaße der Gruppe (1) der modellbedingten und der Gruppe (2) der versuchsbedingten Parameter für den berechneten Wasserstand im Kern



**28 SENSITIVITÄTSMASSE**  
Modell- und versuchs-  
bedingte Parametergruppen

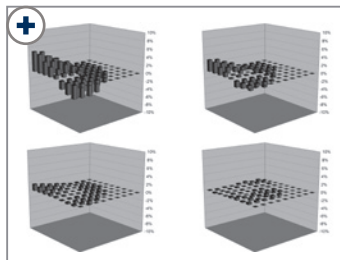
**Bild 28** Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT

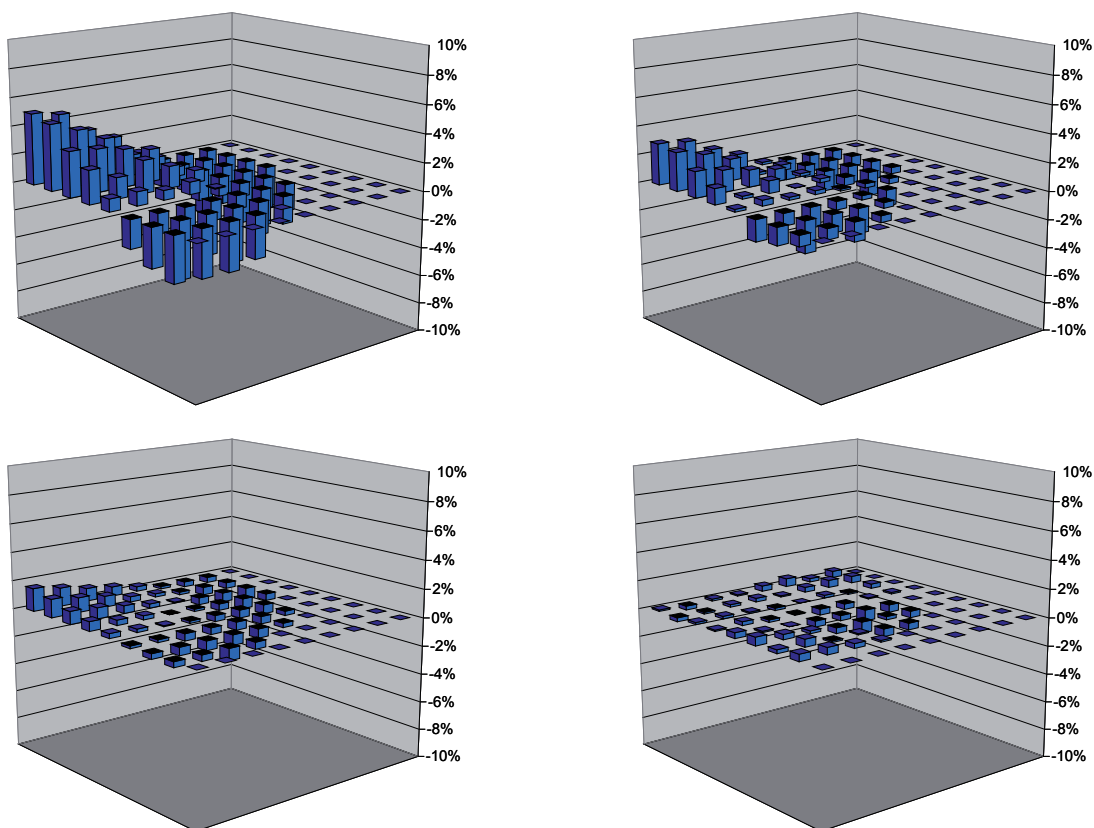


**VERGLEICH: LEISTUNGSVERTEILUNGEN****Bild 31 (von 31–32)**

Relative Unterschiede der radialen Brennelementleistungsverteilungen, berechnet mit JEF-2.2 (oben links), JENDL-3.2 (oben rechts), ENDF/B-VII.0 (unten links) und JENDL-3.3/AC-2008 (unten rechts) im Vergleich zu den Ergebnissen aus den JEFF 3.1-Daten

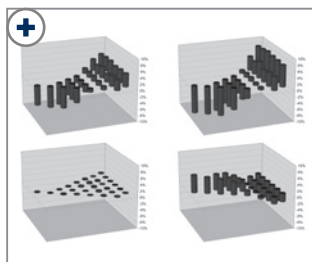
**31 ERGEBNISSE**

Unkontrollierter Zustand des  
»PWR MOX/ $\text{UO}_2$  Core Transient  
Benchmark«

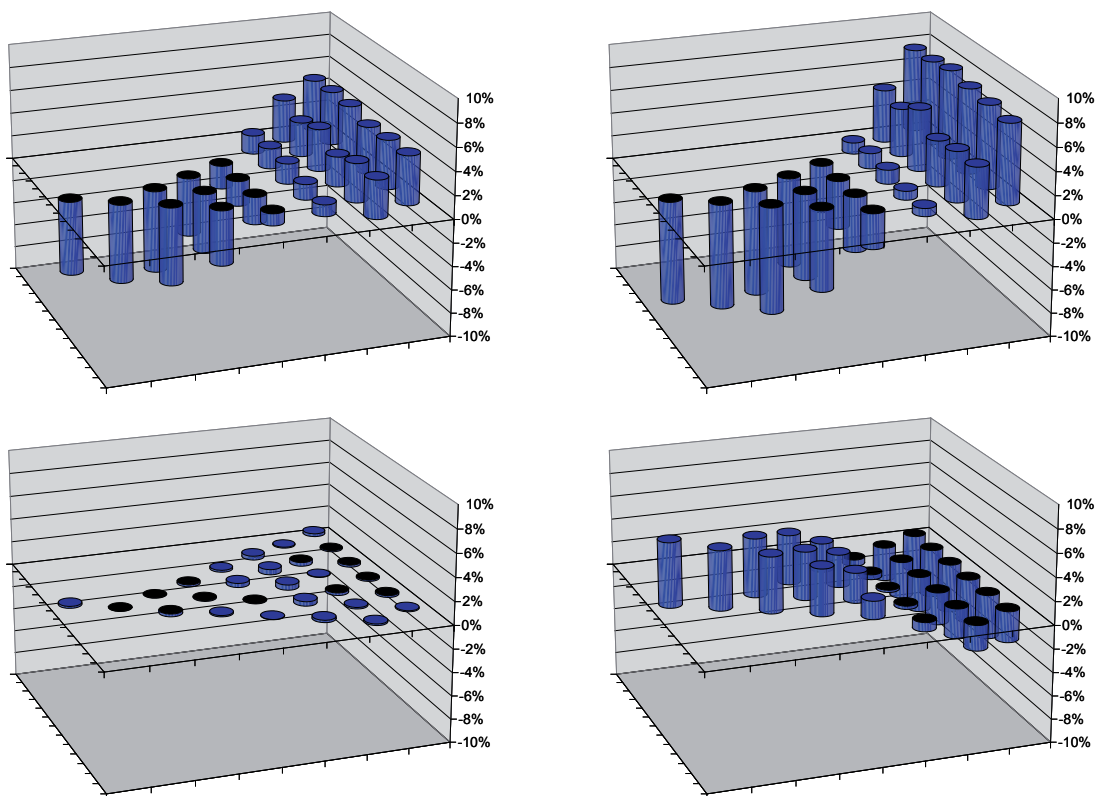
**Bild 31** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**VERGLEICH: LEISTUNGSVERTEILUNGEN****Bild 32 (von 31–32)**

Relative Unterschiede der radialen Brennelementleistungsverteilungen, berechnet mit JEF-2.2 (oben links), JENDL-3.2 (oben rechts), ENDF/B-VII.0 (unten links) und JENDL-3.3/AC-2008 (unten rechts) im Vergleich zu den Ergebnissen aus den JEFF 3.1-Daten

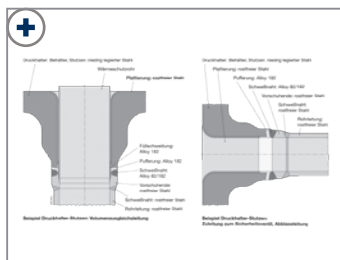
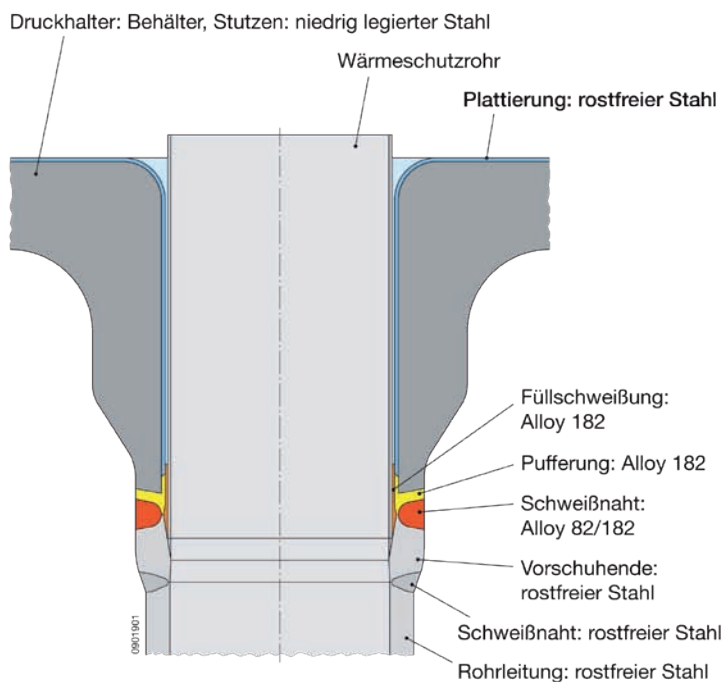
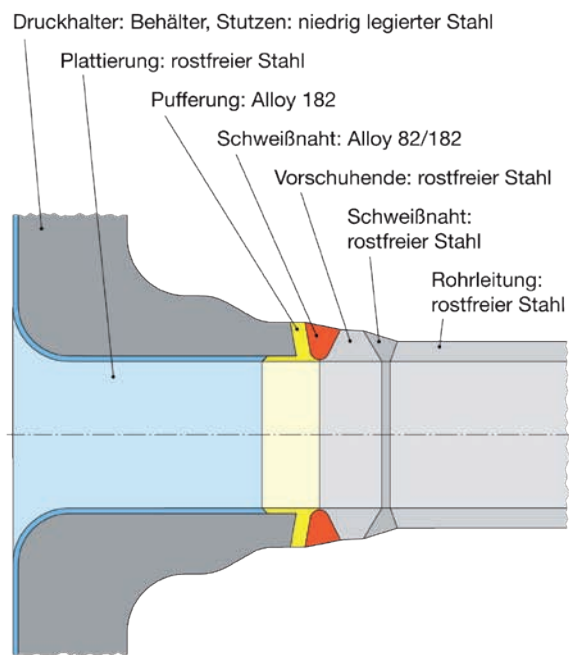
**32 ERGEBNISSE**

Kontrollierter Zustand des  
»VVER-1000 MOX Core  
Computational Benchmark«

**Bild 32** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

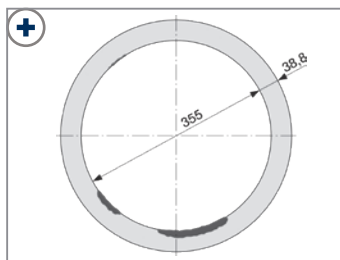
**RISSBEFUNDE AN MISCHSCHWEISSNÄHTEN****Bild 33 (von 33–35)**

Aufbau von Mischschweißnähten und Rißbefunde in den Stützen der Druckhalter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf Creek

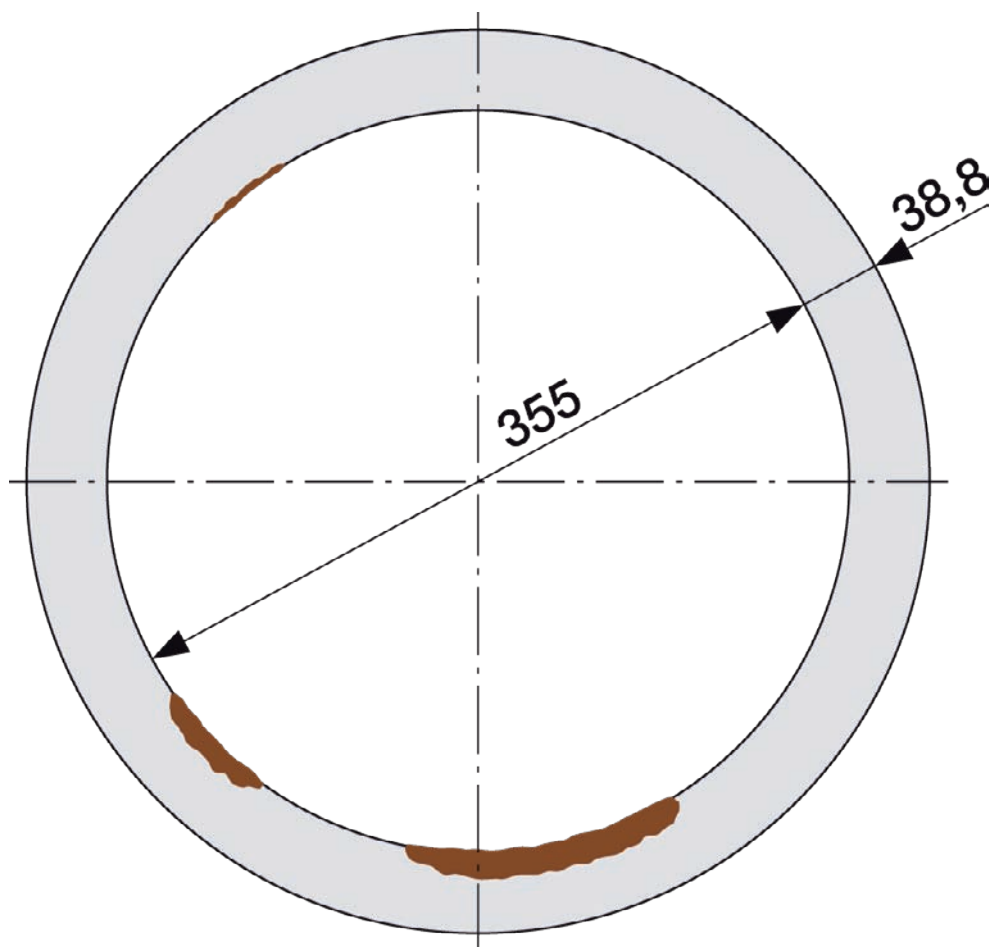
**33 AUFBAU MISCHSCHWEISSNÄHE IN DEN STUTZEN****Bild 33** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)
**Beispiel Druckhalter-Stutzen: Volumenausgleichsleitung****Beispiel Druckhalter-Stutzen: Zuleitung zum Sicherheitsventil, Abblaseleitung**

**RISSBEFUNDE AN MISCHSCHWEISSNÄHTEN****Bild 34 (von 33–35)**

Aufbau von Mischschweißnähten und  
Rißbefunde in den Stützen der Druckhal-  
ter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf  
Creek

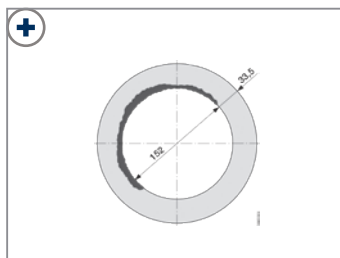


**34** RISSBEFUNDE DER STÜTZEN  
ZUR VOLUMENAUSGLEICHS-  
LEITUNG

**Bild 34** Originalabbildung
[ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**RISSBEFUNDE AN MISCHSCHWEISSNÄHTEN****Bild 35 (von 33–35)**

Aufbau von Mischschweißnähten und  
Rißbefunde in den Stützen der Druckhal-  
ter im amerikanischen Kernkraftwerk Wolf  
Creek

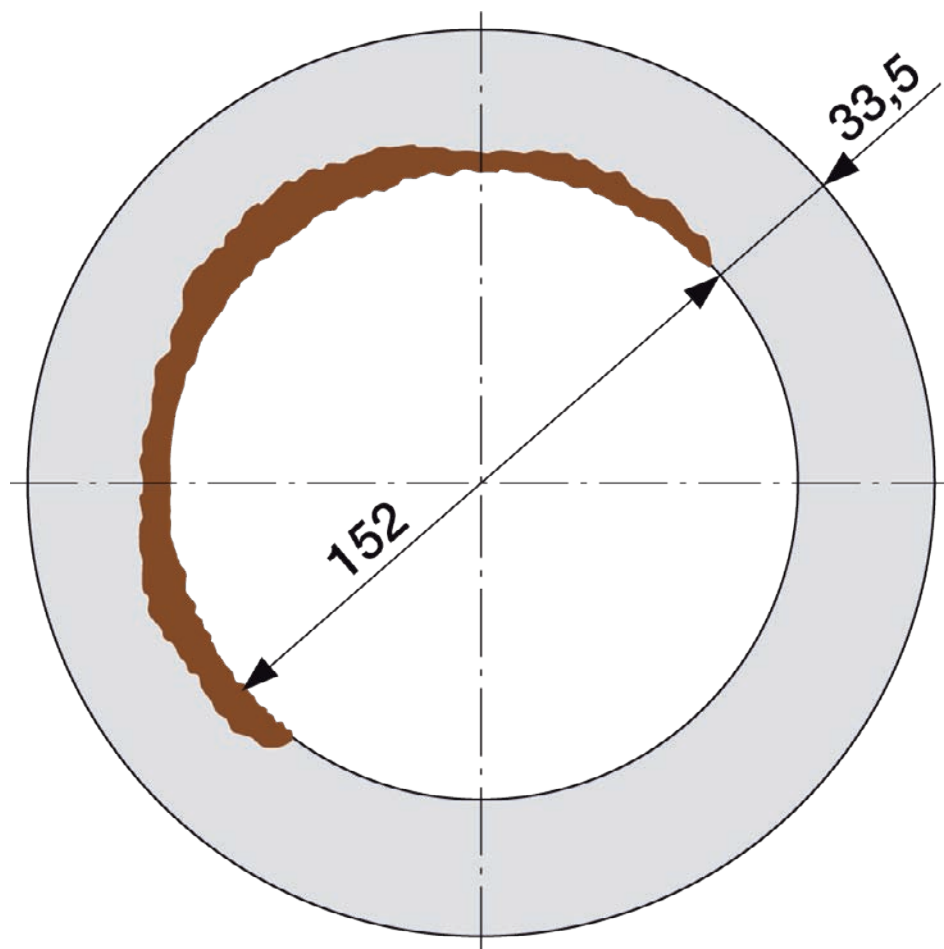


**35** RISSBEFUNDE DER STÜTZEN  
ZUR ABBLASELEITUNG

**Bild 35** Originalabbildung

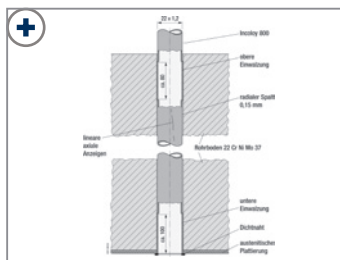
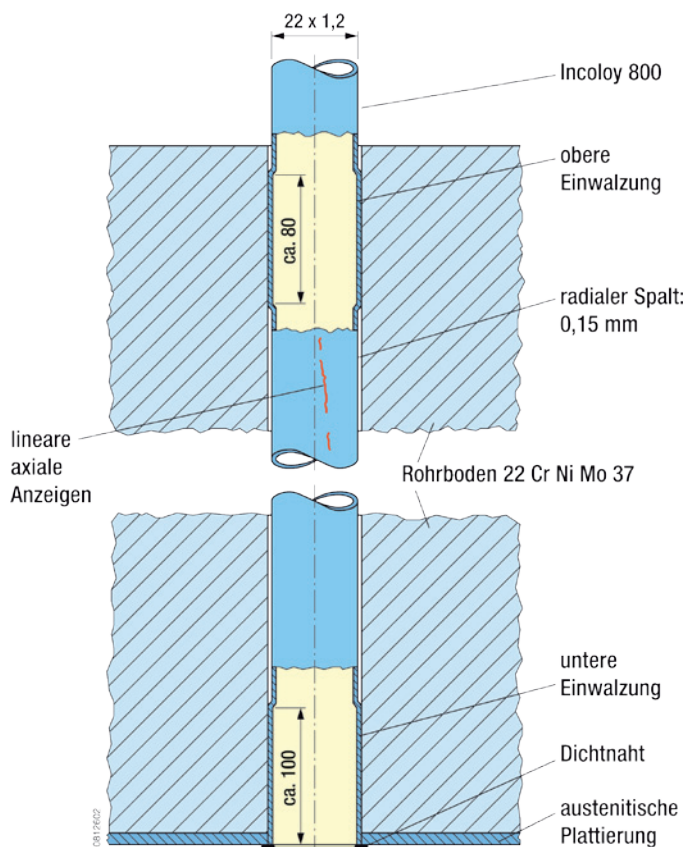


ZURÜCK ZUM TEXT



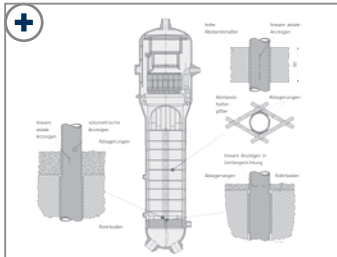
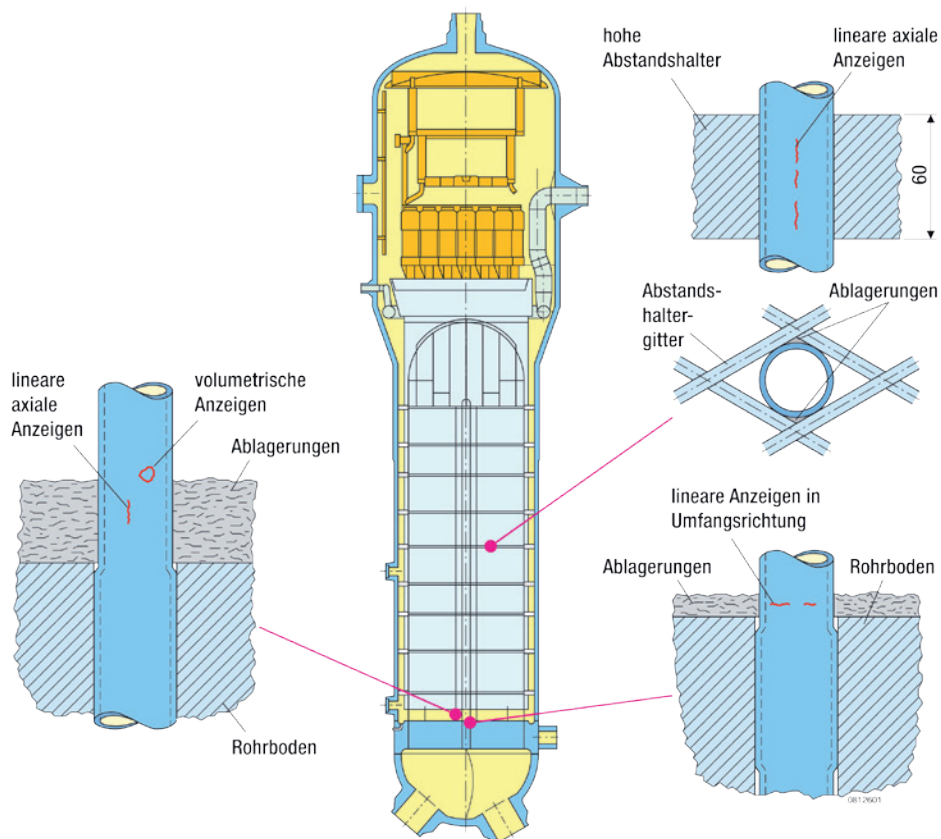
**FEHLER AN DAMPFERZEUGER-HEIZROHREN****Bild 36 (von 36–37)**

Fehler in Dampferzeugern in deutschen  
Kernkraftwerken der 2. DWR-Generation

**36 FEHLER IM EINWALZ-BEREICH  
DES ROHRBODENS****Bild 36** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**FEHLER AN DAMPFERZEUGER-HEIZROHREN****Bild 37 (von 36–37)**

Fehler in Dampferzeugern in deutschen  
Kernkraftwerken der 2. DWR-Generation

**37 FEHLER OBERHALB DES  
ROHRBODENS****Bild 37** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

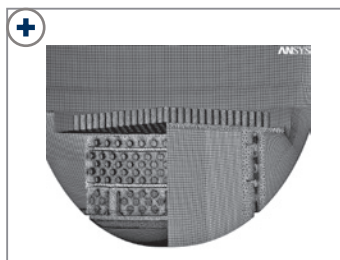
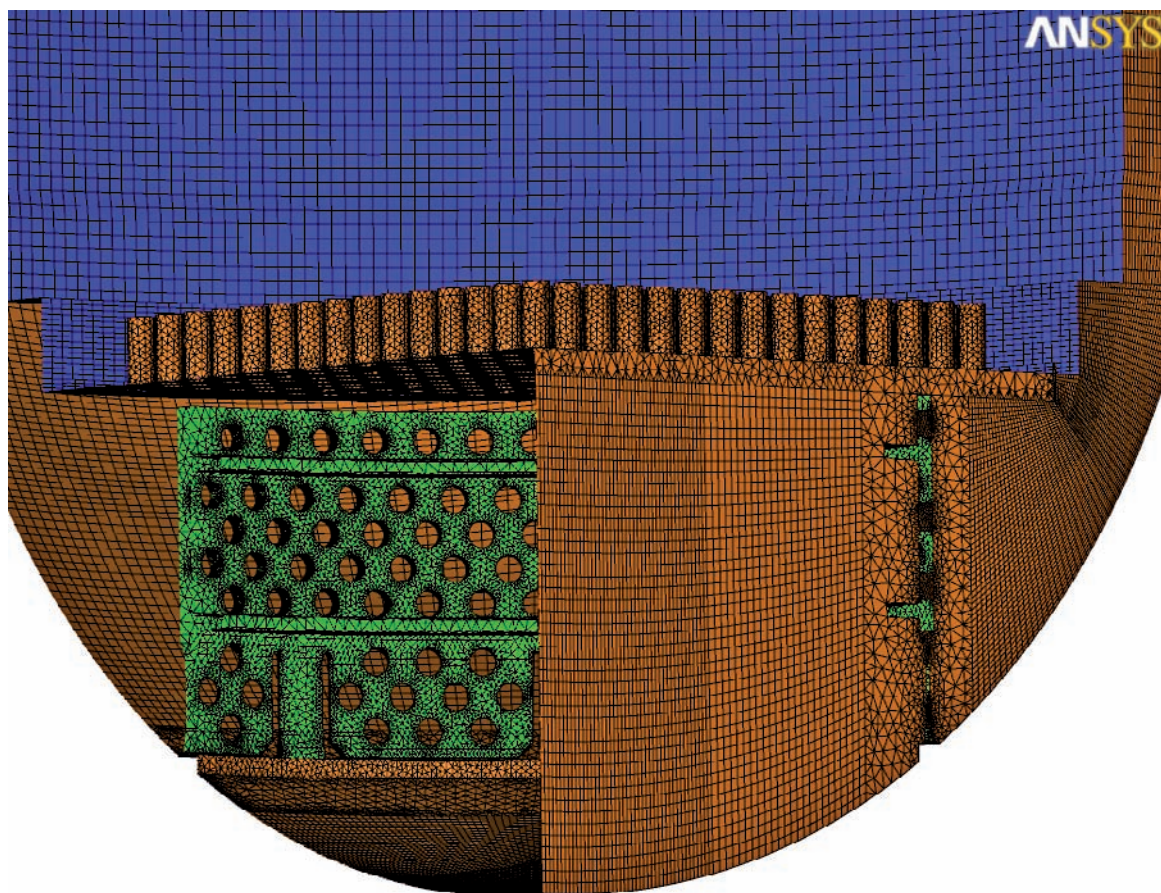
**POSITION DER MESSEBENEN****Bild 39**

Position der Messebenen in der ROCOM Versuchsanlage

**Bild 39** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

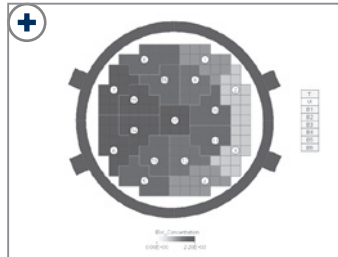
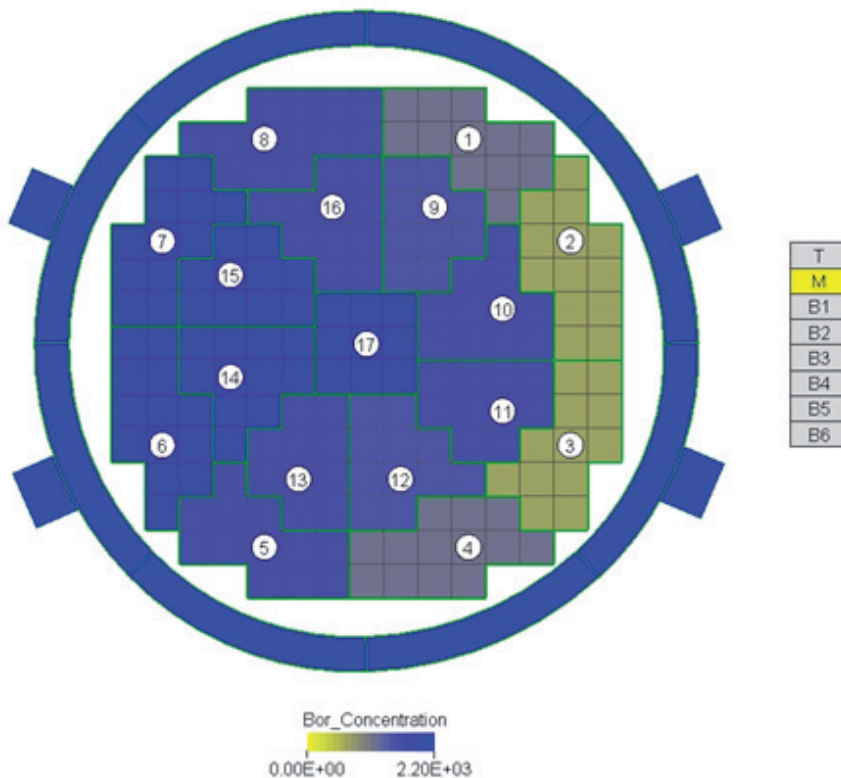
**CFD-SIMULATION: RECHENGITTER****Bild 40**

Rechengitter der CFD-Simulationen im Bereich des Downcomers und des unteren Plenums.

**Bild 40** Originalabbildung[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**MULTIKANALDARSTELLUNG****Bild 41**

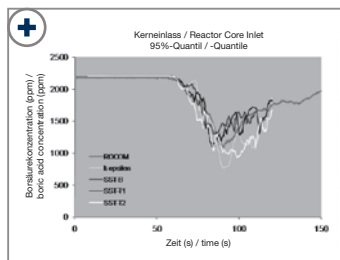
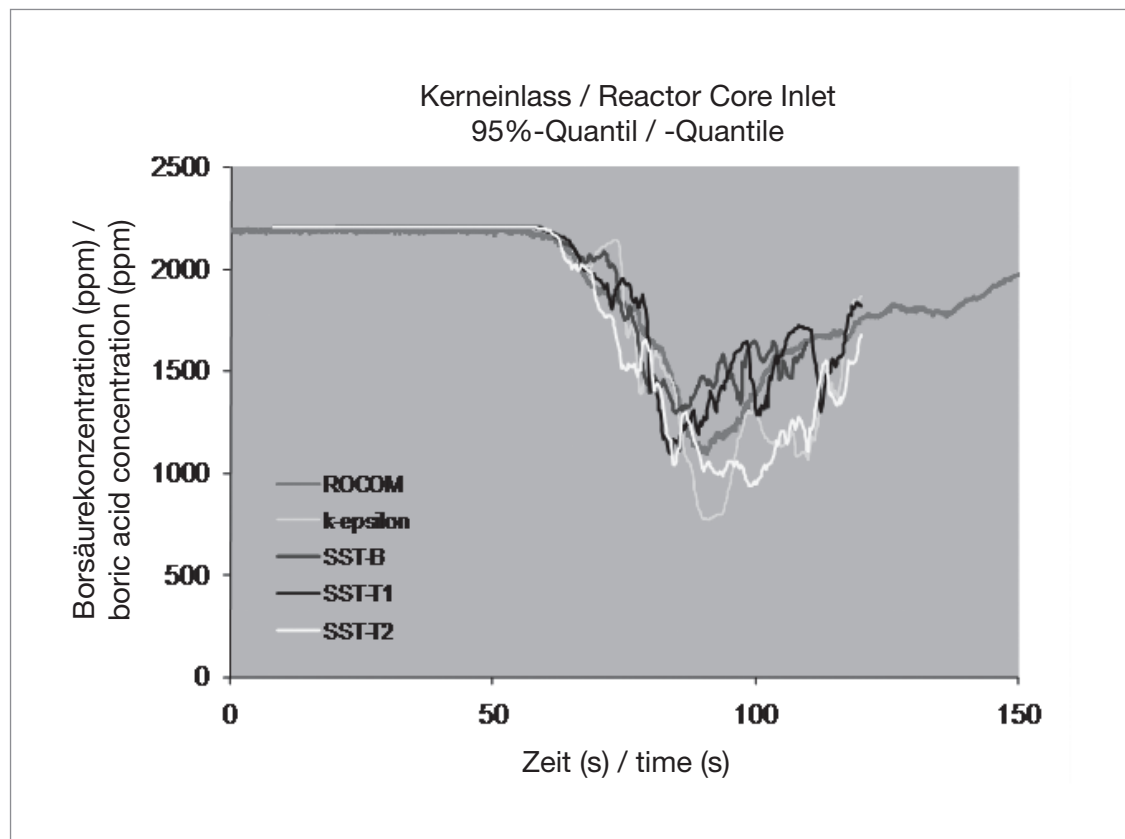
Multikanalldarstellung für die 17 Kernkanäle und 8 Downcomerkanäle; die beiden Stränge, durch die der Dionatpfropfen in den RDB strömt, befinden sich auf der rechten Seite

**Bild 41** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**ZEITLICHER VERLAUF****Bild 42**

Zeitlicher Verlauf der 95%-Quantile. Dargestellt sind die Ergebnisse des Versuchs (ROCOM) und der verschiedenen Simulationen.

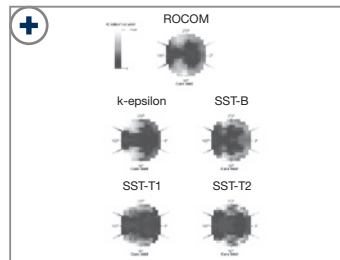
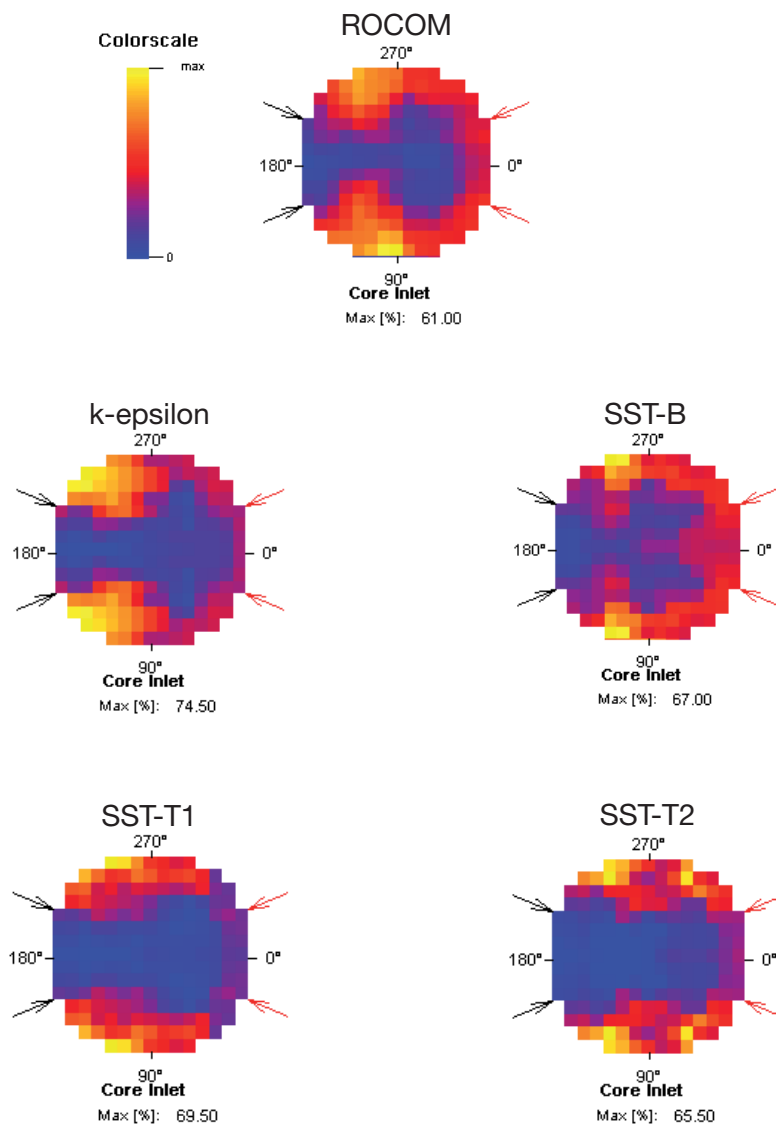
Es wurden dabei unterschiedliche Turbulenzmodelle ( $k-\epsilon$  bzw. SST) sowie für das SST Modell unterschiedliche Dichtemodelle der Borsäure verwendet (SST-B: Borsäurekonzentration, SST-T1/T2: Temperatur).

**Bild 42** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**RÄUMLICHE LAGE****Bild 43**

Räumliche Lage des maximalen Abfalls (gelb) der Borsäurekonzentration im Bereich des Einlasses in den Reaktorkern

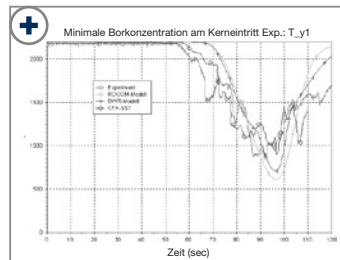
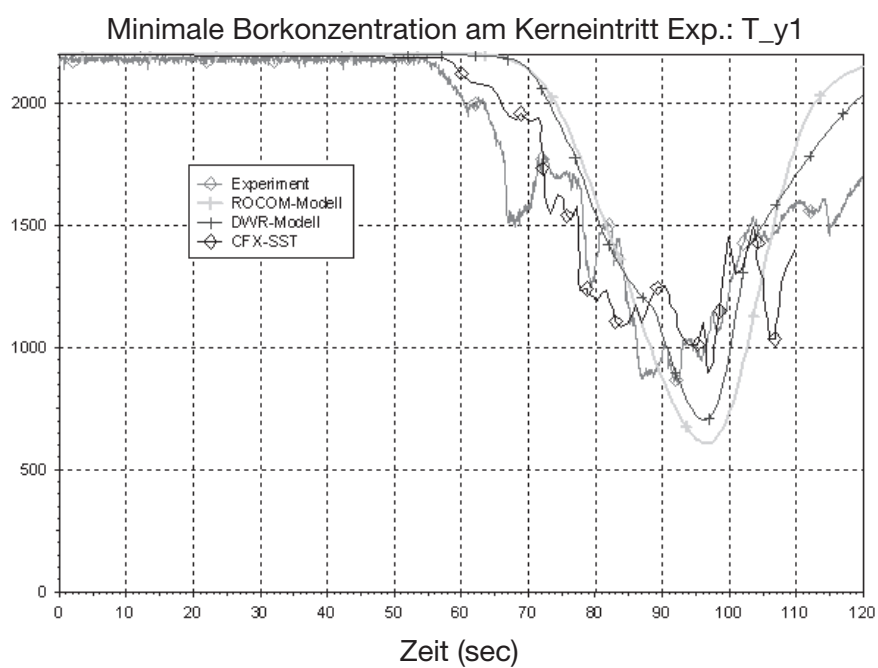
Mit roten Pfeilen sind die Positionen der beiden Stränge markiert, durch die der Dionatpfropfen in den RDB strömt.

**Bild 43** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**MESSWERTE UND ERGEBNISSE****Bild 44**

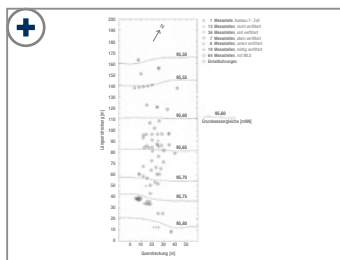
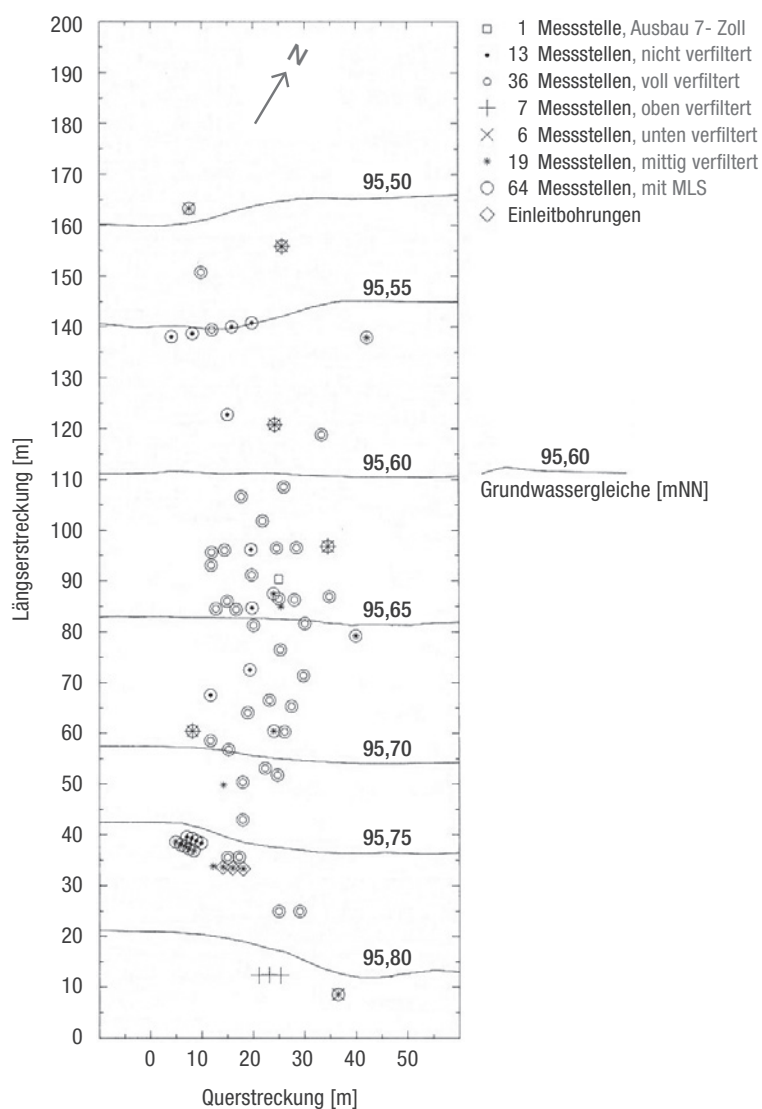
Minimale Borkkonzentration am Kerneintritt

Dargestellt sind die Meßwerte des Experiments sowie die mit dem DWR-Modell, dem ROCOM-Modell und mit CFX erzielten Ergebnisse.

**Bild 44** Originalabbildung
[ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**MESSSTELLEN****Bild 47**

Das Versuchsgelände Krauthausen  
Grundwassergleichen und Brunnen-  
lokationen

**Bild 47** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

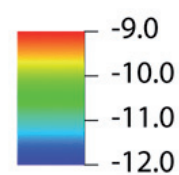
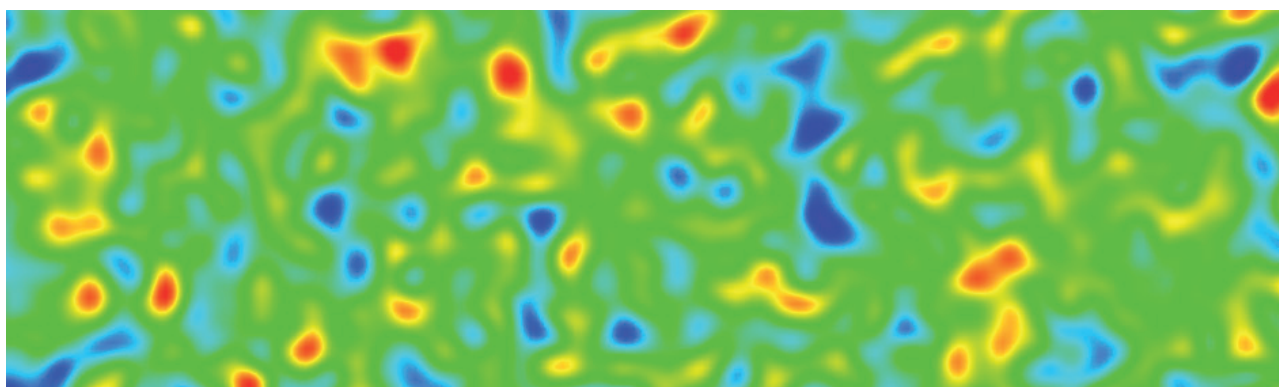
**LOGARITHMISCHE DARSTELLUNG**

Bild 48  
Permeabilitätsverteilung



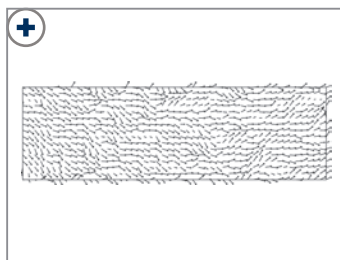
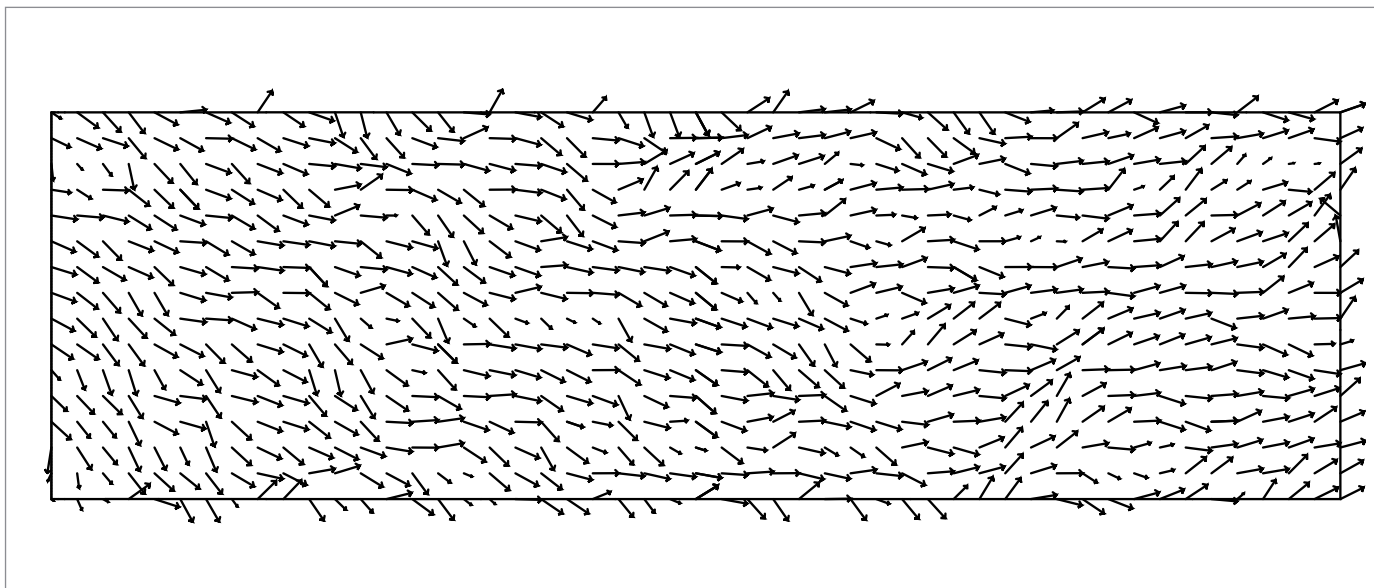
Bild 48 Originalabbildung

[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)



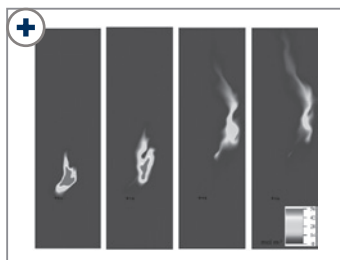
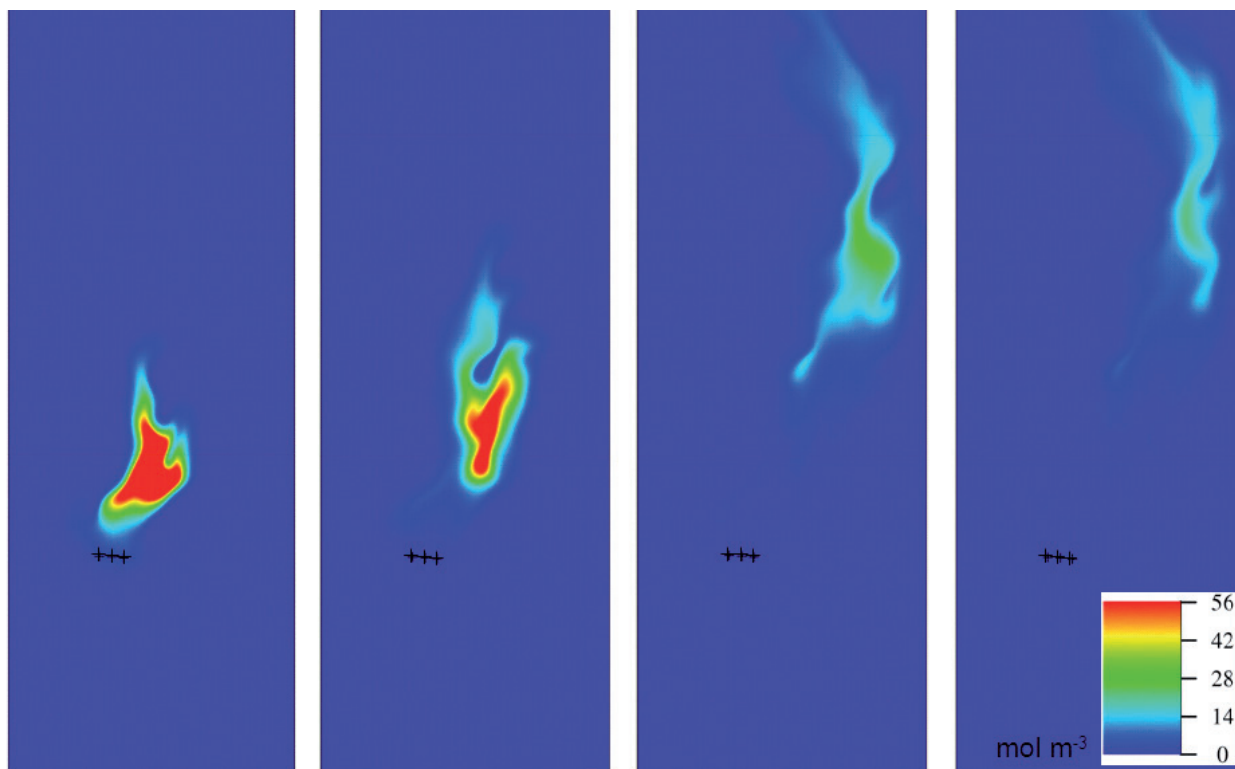
**d<sup>3</sup>f-SIMULATIONEN****Bild 49**

Zugehörige Darcy-Geschwindigkeiten

**Bild 49** Originalabbildung[!\[\]\(5280bd6078f09fb7e35f45a61eeac77b\_img.jpg\) ZURÜCK ZUM TEXT](#)

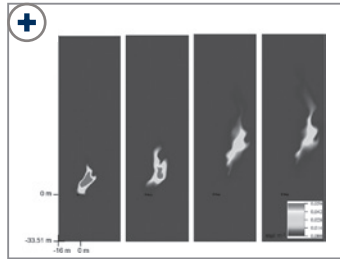
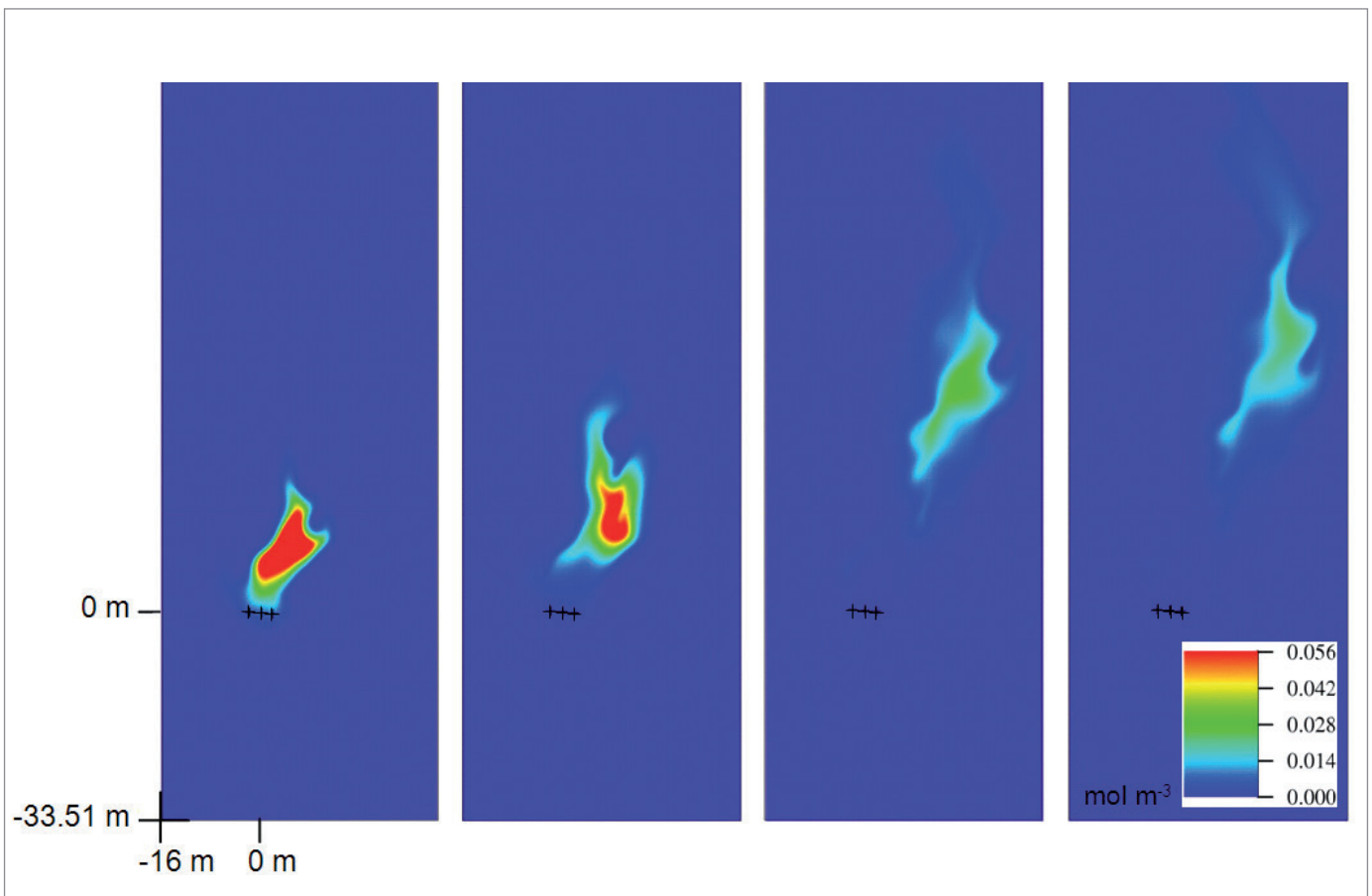
**SCHADSTOFFFAHNEN****Bild 50 (von 50–52)**

Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahne  
nach 85, 154, 365, und 449 Tagen

**50 URANIN****Bild 50** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


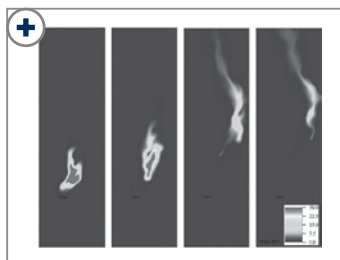
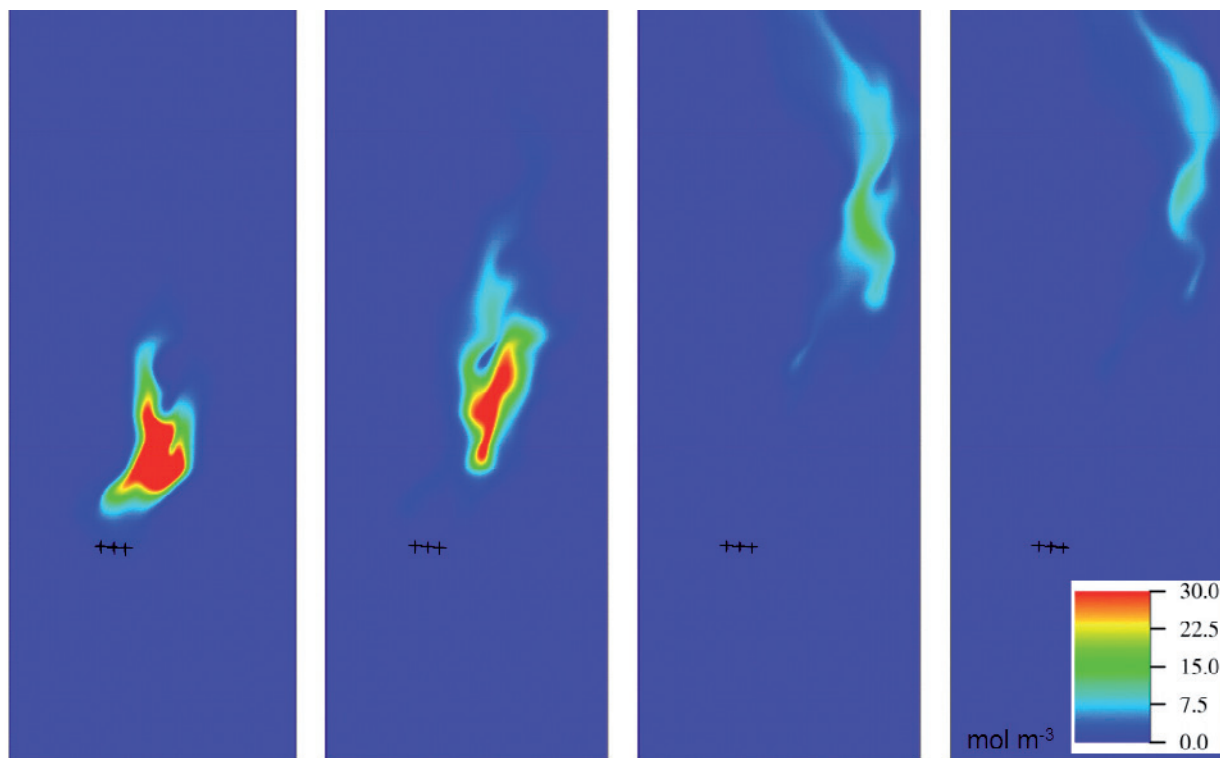
**SCHADSTOFFFAHNEN****Bild 51 (von 50–52)**

Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahne  
nach 85, 154, 365, und 449 Tagen

**51 LITHIUM****Bild 51** Originalabbildung
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)


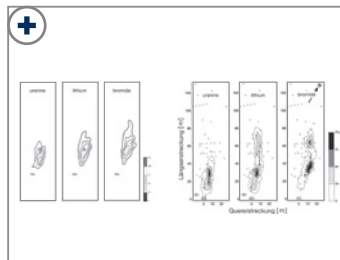
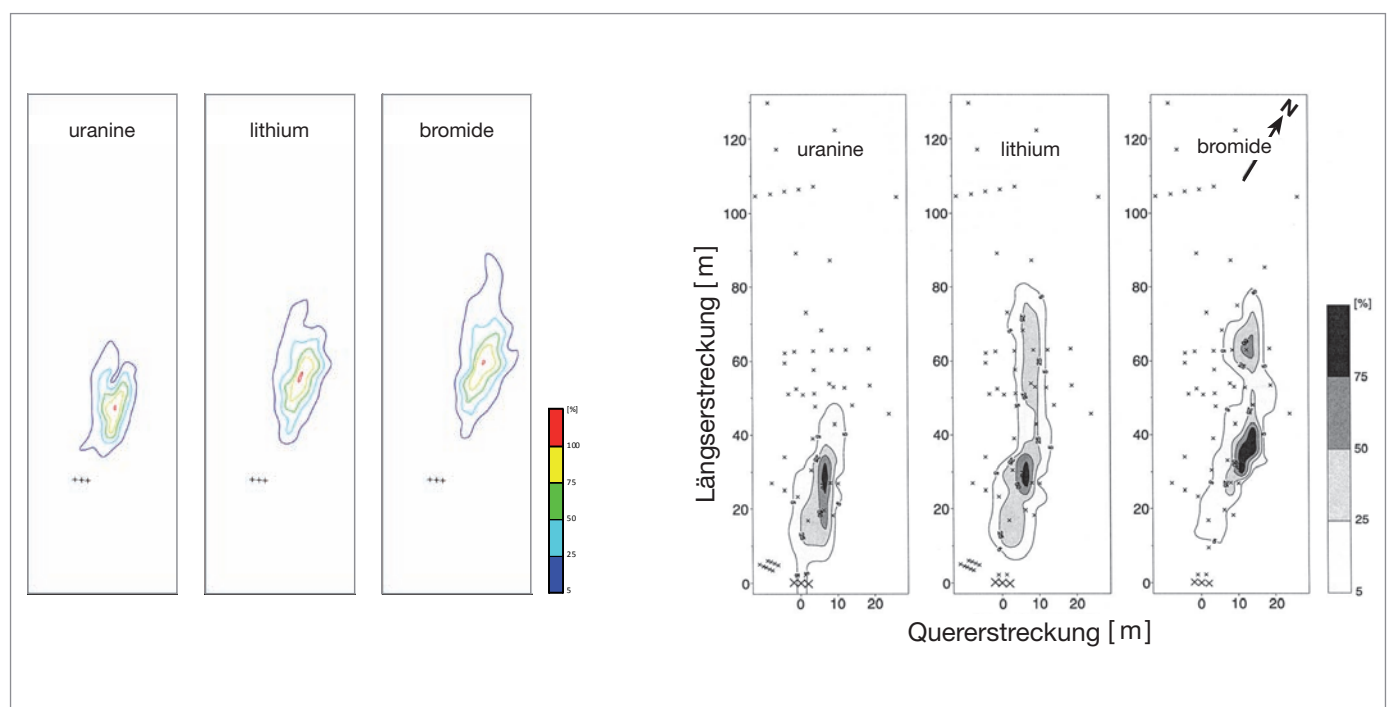
**SCHADSTOFFFAHNEN****Bild 52 (von 50–52)**

Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahne  
nach 85, 154, 365, und 449 Tagen

**52 BROMID****Bild 52** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

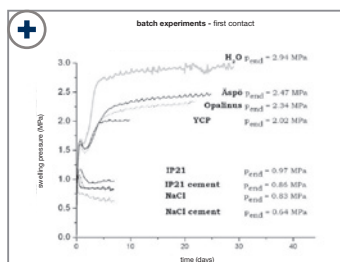
**SCHADSTOFFFAHNEN****Bild 53**

Uranin-, Lithium- und Bromid-Fahnen  
nach 85 Tagen  
Vergleich der errechneten mit den  
gemessenen (rechts, nach Englert 2000)  
Konzentrationen

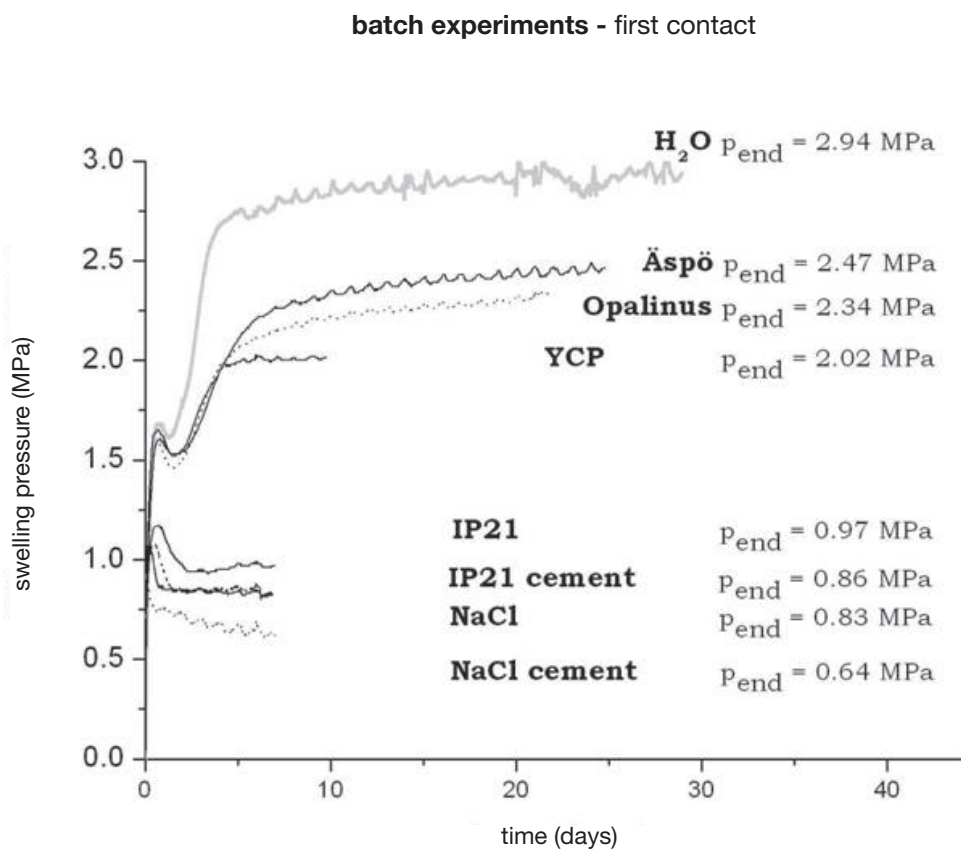
**Bild 53** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**EXPERIMENTELLE ERGEBNISSE****Bild 55 (von 55–57)**

Quelldrucke mit unterschiedlichen  
Lösungen (Batch-Versuche mit Lösungs-  
überschuss)

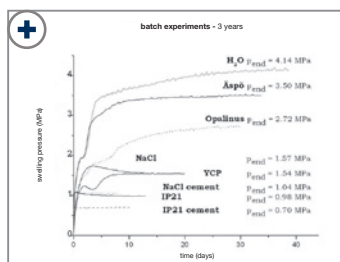
**55 QUELLDRUCK**

von originalem, unbehandeltem  
MX-80 Bentonit unmittelbar  
nach dem ersten Kontakt

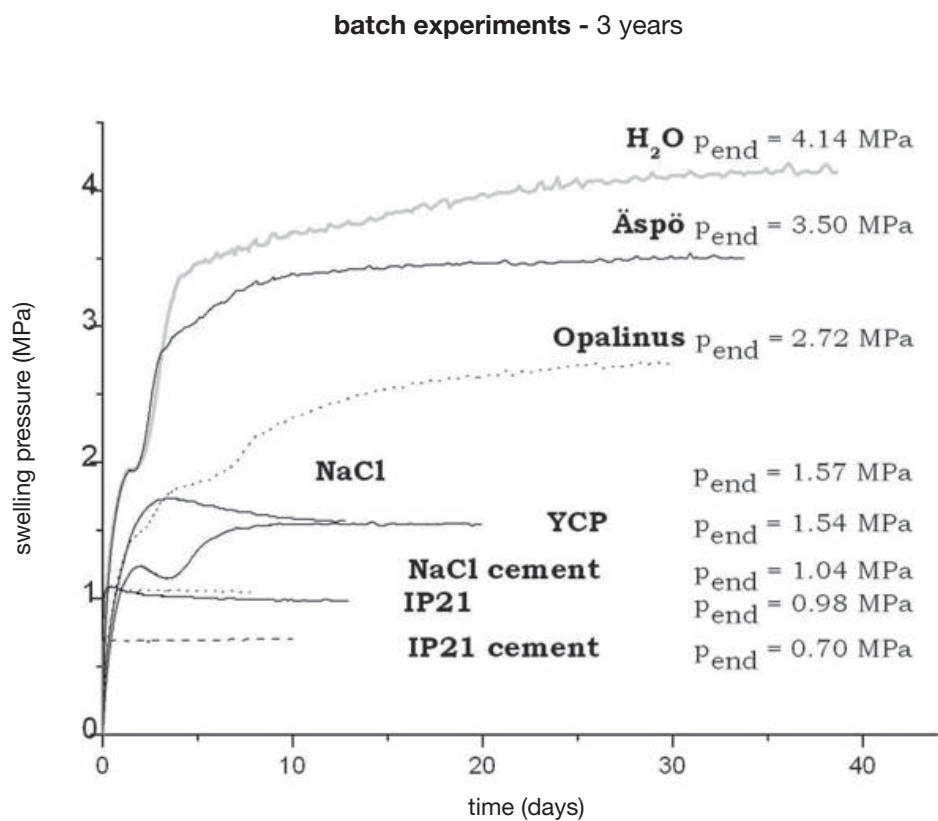
**Bild 55** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**EXPERIMENTELLE ERGEBNISSE****Bild 56 (von 55–57)**

Quelldrucke mit unterschiedlichen  
Lösungen (Batch-Versuche mit Lösungs-  
überschuss)

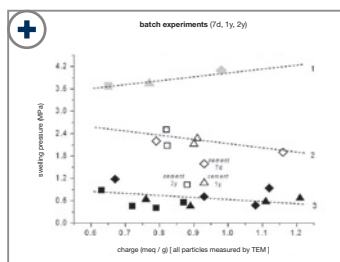


**56 QUELLDRUCK**  
von MX-80 Bentonit nach  
dreijähriger Reaktionszeit

**Bild 56** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

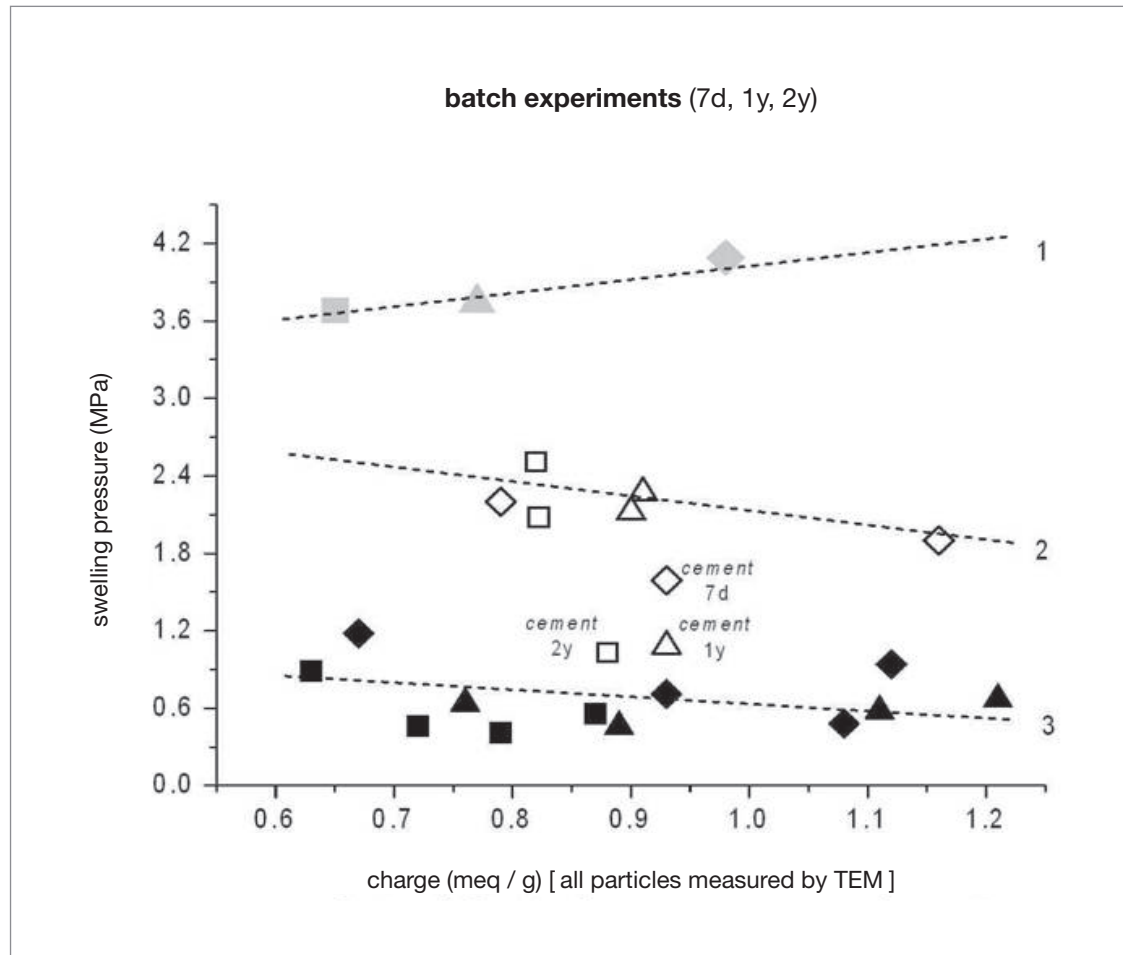
**EXPERIMENTELLE ERGEBNISSE****Bild 57 (von 55–57)**

Quelldrucke mit unterschiedlichen  
Lösungen (Batch-Versuche mit Lösungs-  
überschuss)



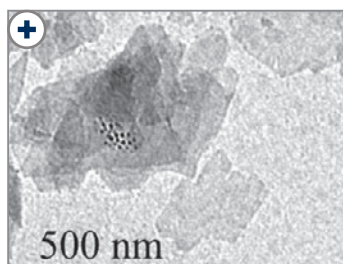
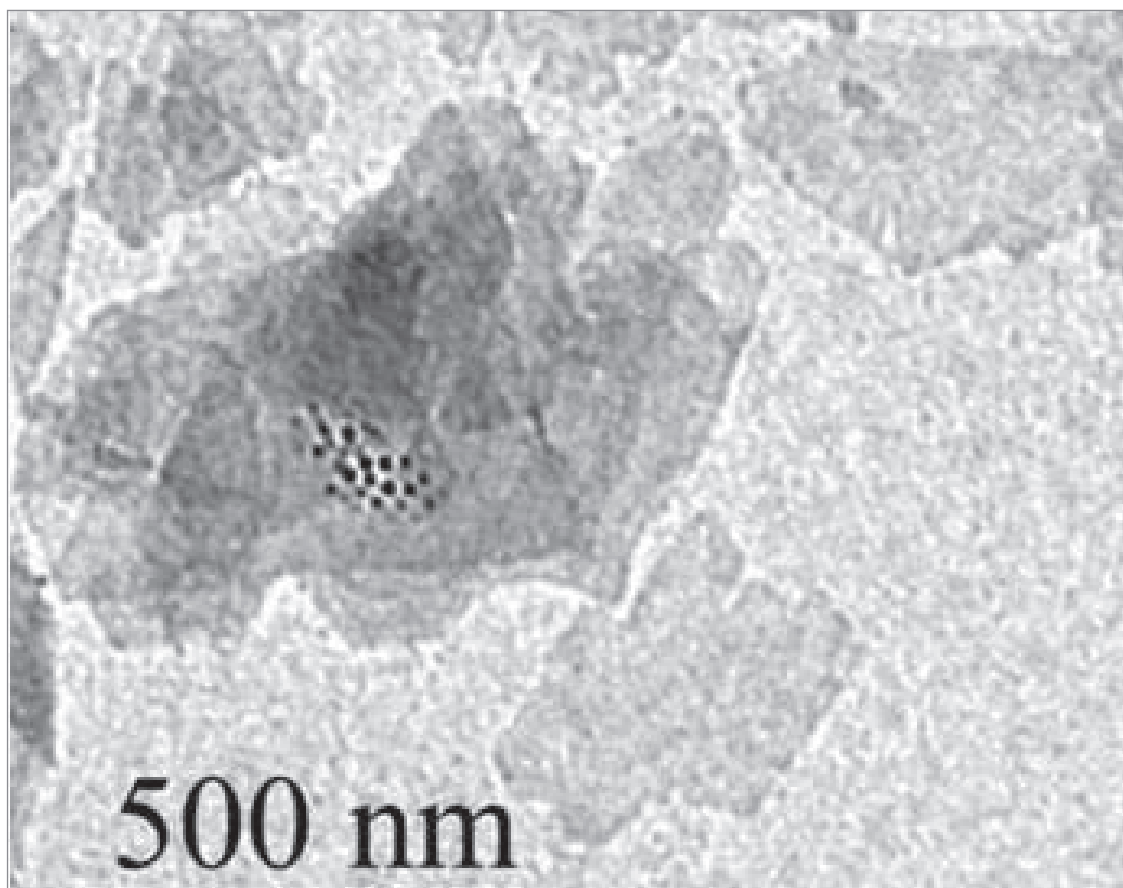
**57 ZUSAMMENHANG VON QUELLDRUCK  
UND LADUNG DER MONTMORILLONITE  
im Kontakt mit**

- 1 – Wasser,
  - 2 – Lösungen mittlerer Ionenstärke
  - 3 – Lösungen hoher Ionenstärke
- nach  
◆ – 7 Tagen, ■ – 1 Jahr, ▲ – 2 Jahren

**Bild 57** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**TEM-AUFNAHME****Bild 58**

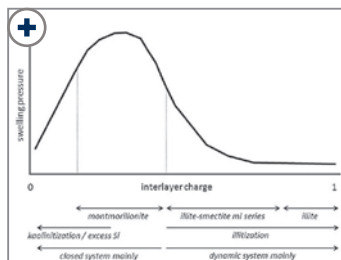
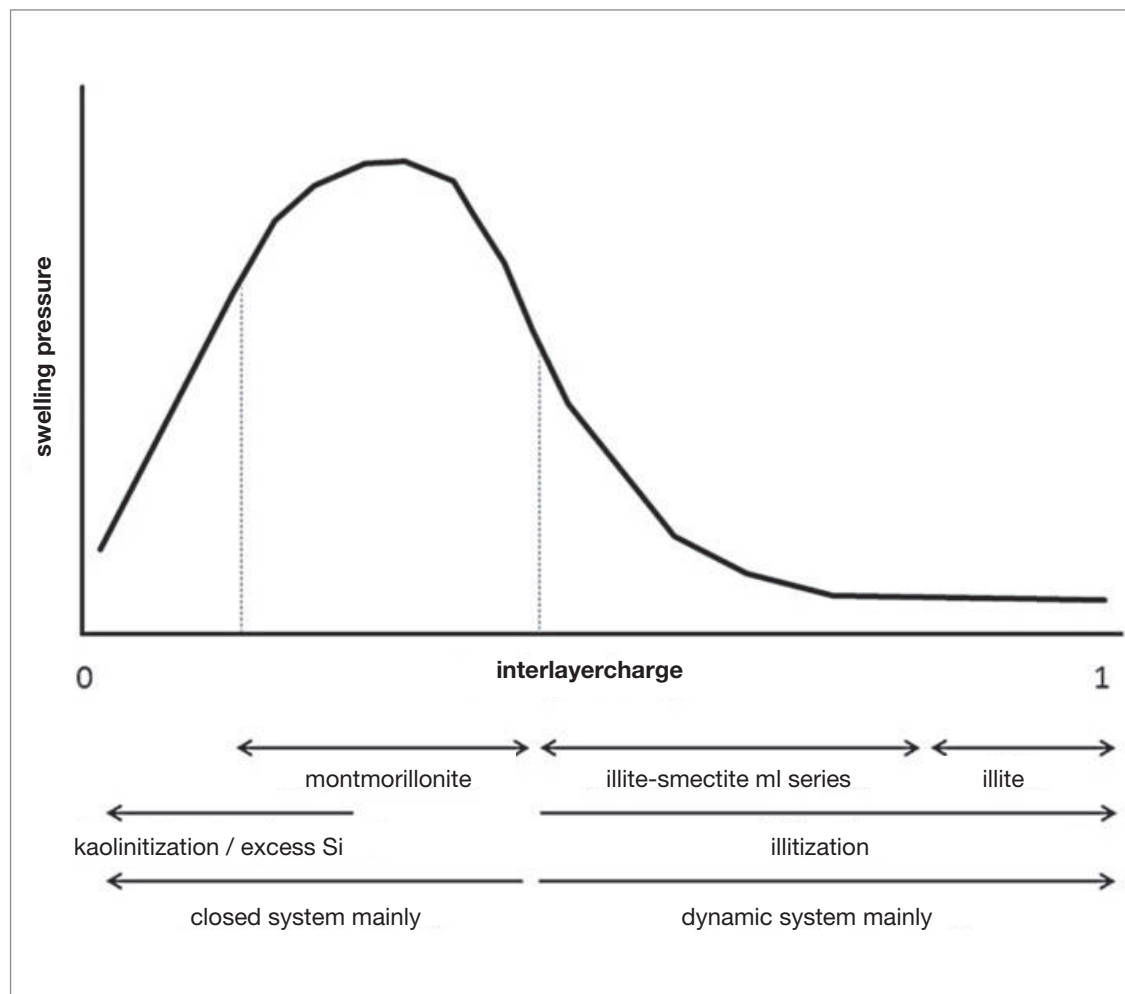
Neugebildete hypidiomorphe Kaolinitkristalle in einer Bentonitprobe nach 2-jähriger Reaktionszeit mit einer Mg-reichen IP21-Lösung

**Bild 58** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

**QUELLDRUCK/ZWISCHENSCHICHTLADUNG****Bild 59**

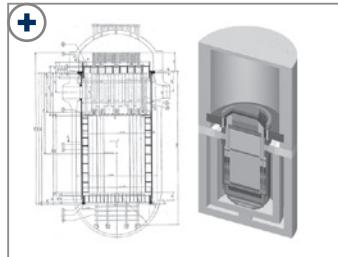
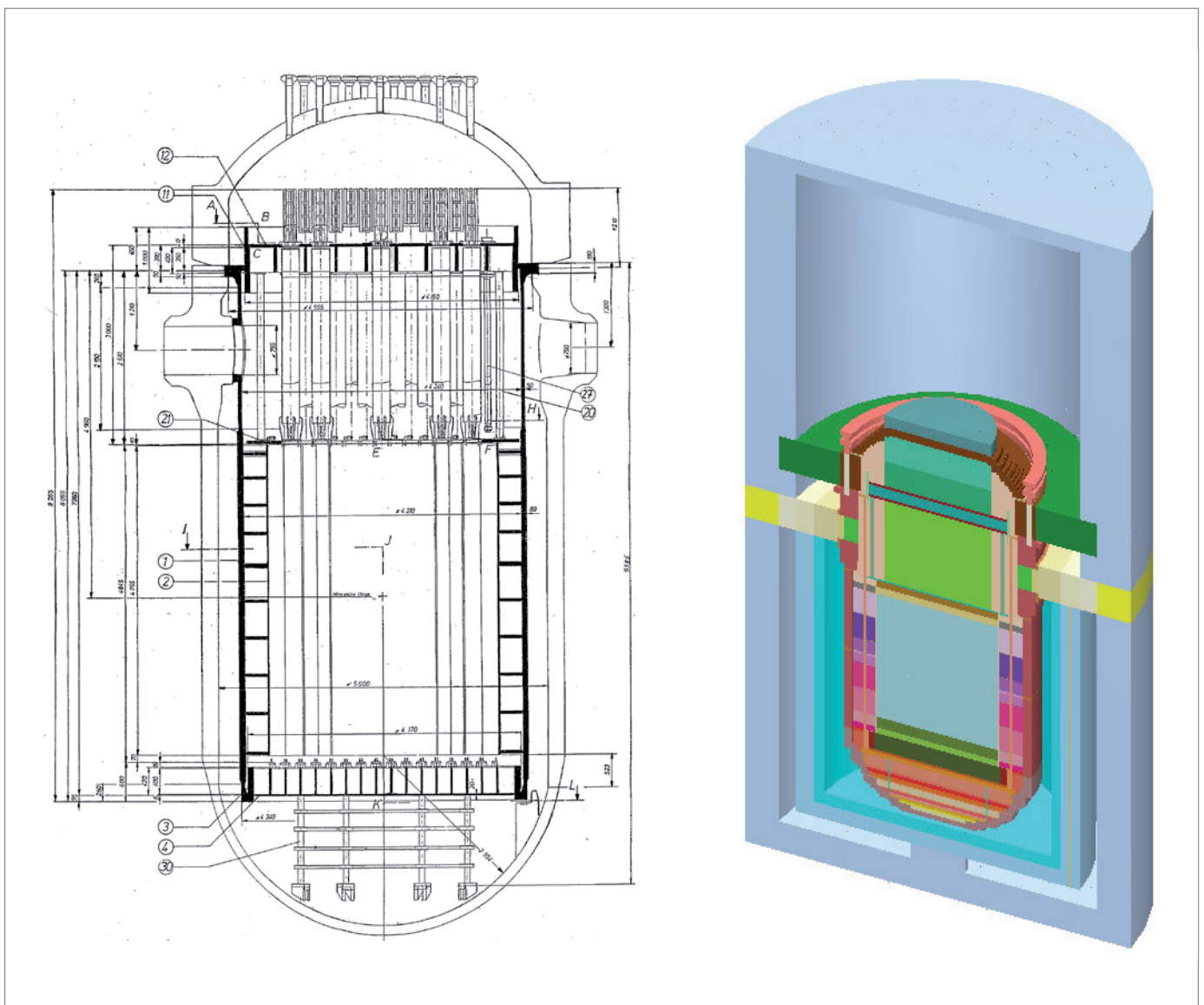
Schematischer Zusammenhang zwischen Montmorillonitumwandlung, Zwischenschichtladung und Quelldruck in offenen und geschlossenen Systemen

Kaolinit bzw. Pyrophyllit mit der Zwischenschichtladung Null/Halbzelle (links) und Illit mit der Zwischenschichtladung Eins/Halbzelle (rechts) sind Endglieder der Montmorillonitumwandlung bei unterschiedlichen Entwicklungen infolge unterschiedlicher Randbedingungen

**Bild 59** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

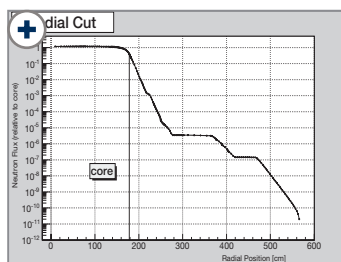
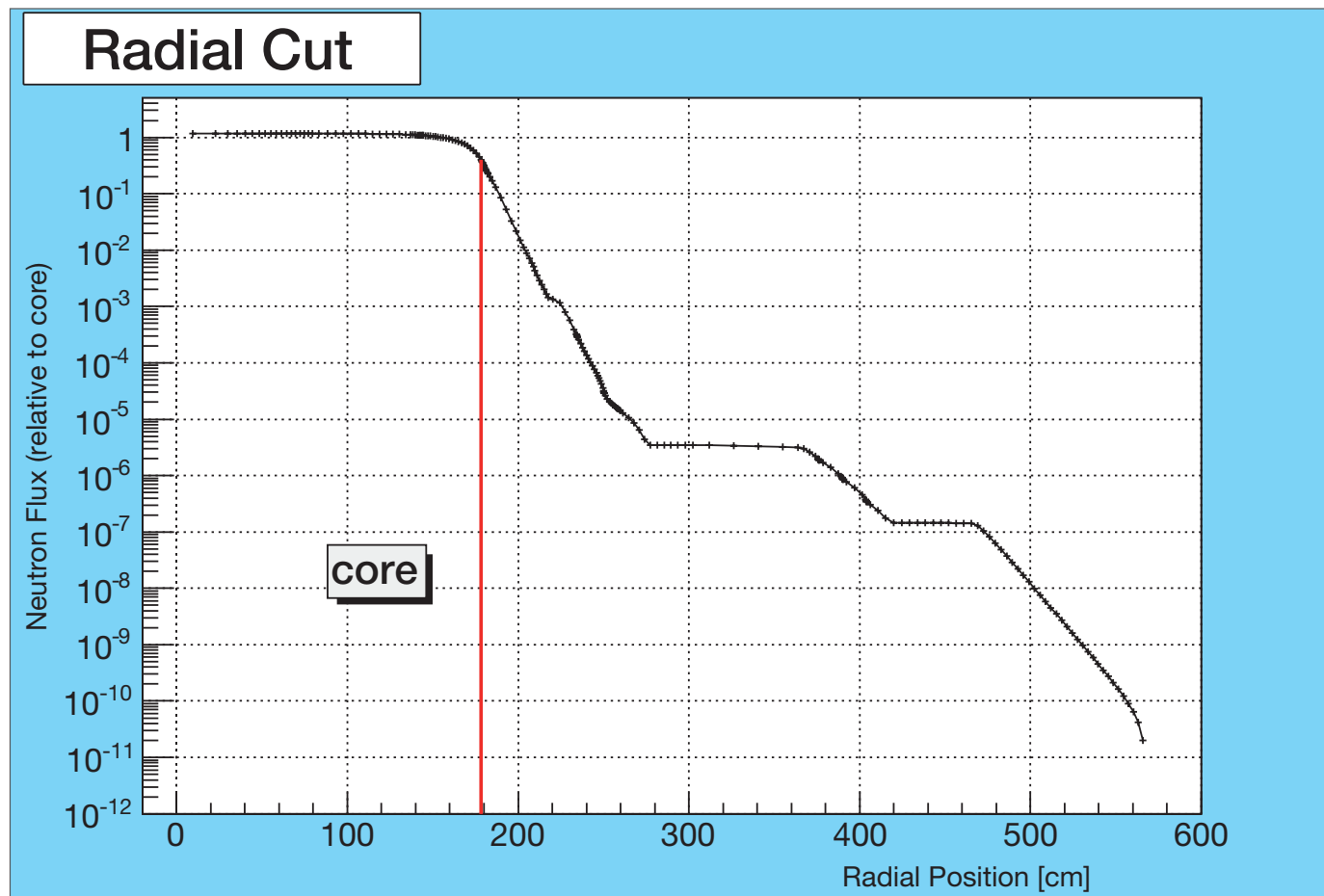
**DWR REAKTORDRUCKBEHÄLTER****Bild 61**

Querschnittzeichnung und die Umsetzung  
in das Rechenmodell für DORTACTIV  
Die grafische Darstellung erfolgte mit  
Hilfe des Moduls KENO3D

**Bild 61** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


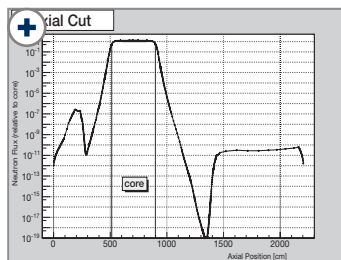
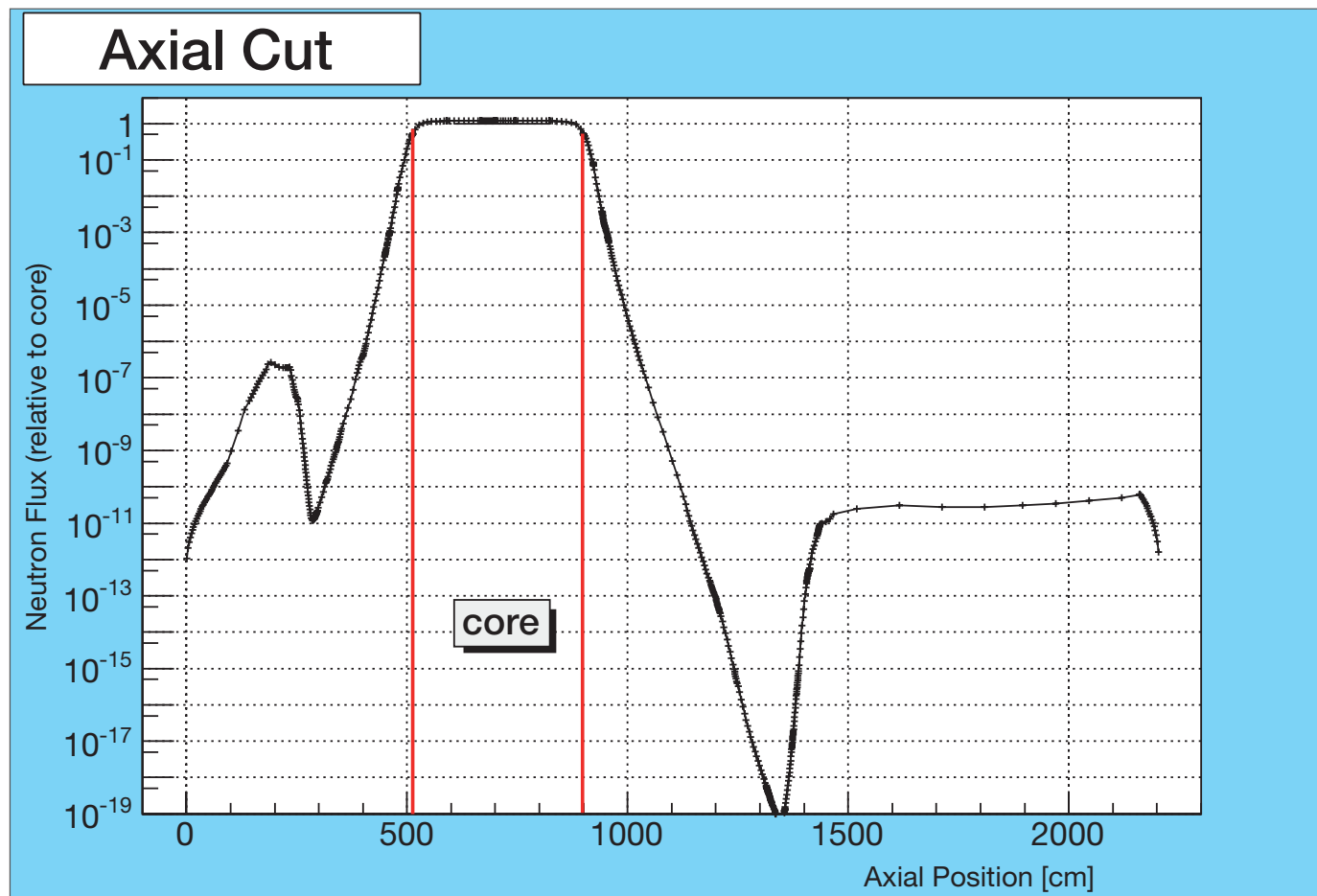
**NEUTRONENFLÜSSE RADIAL****Bild 62**

Verlauf der Schwächungsfaktoren Totalfluss von Kern-Mitte radial nach aussen bis Reaktorgebäude  
(KORLIB 83 Gruppen)

**Bild 62** Originalabbildung
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)


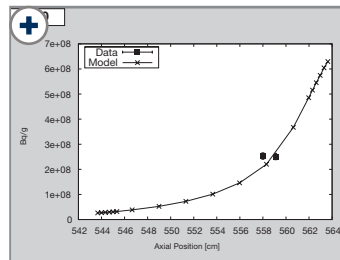
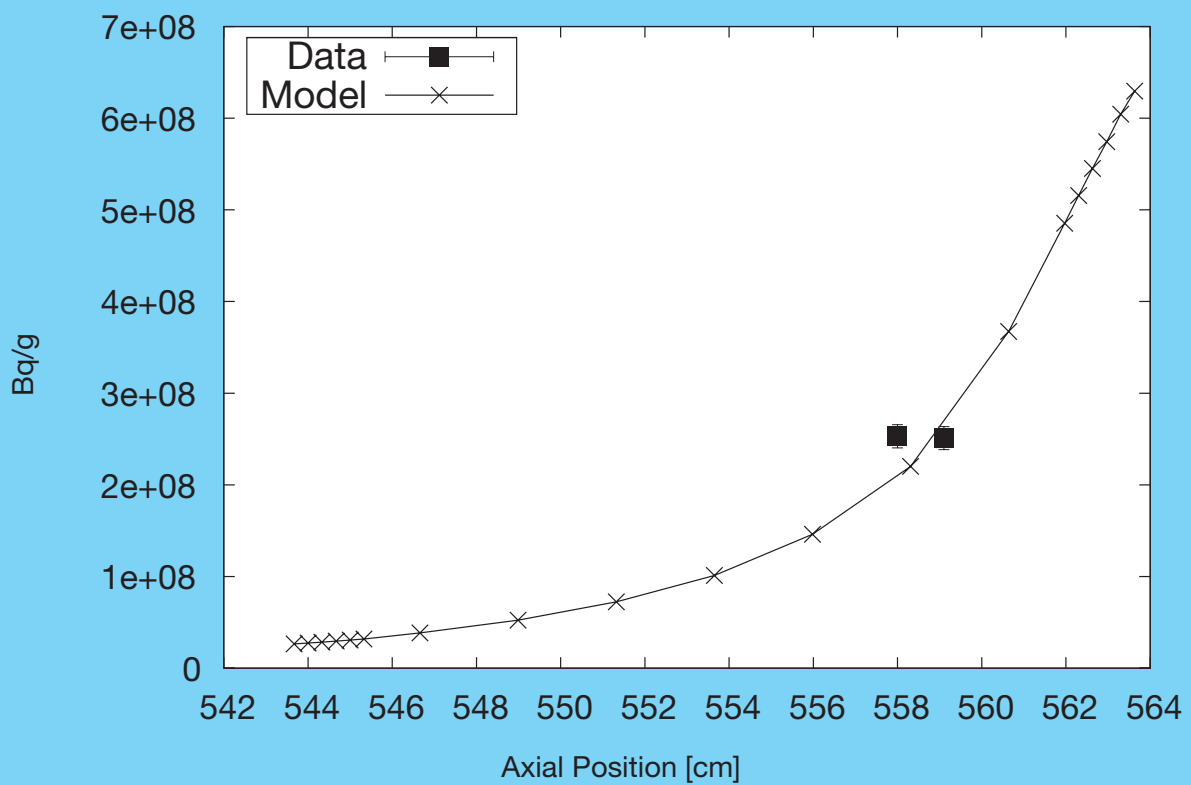
**NEUTRONENFLÜSSE AXIAL****Bild 63**

Verlauf der Schwächungsfaktoren  
Totalfluss von Reaktorgebäudeboden  
bis Decke  
(Bibliothek KORLIB mit 83 Gruppen)

**Bild 63** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


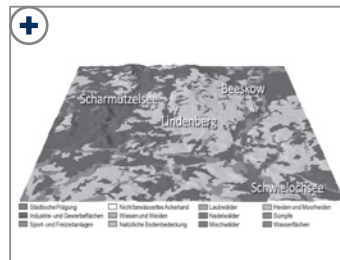
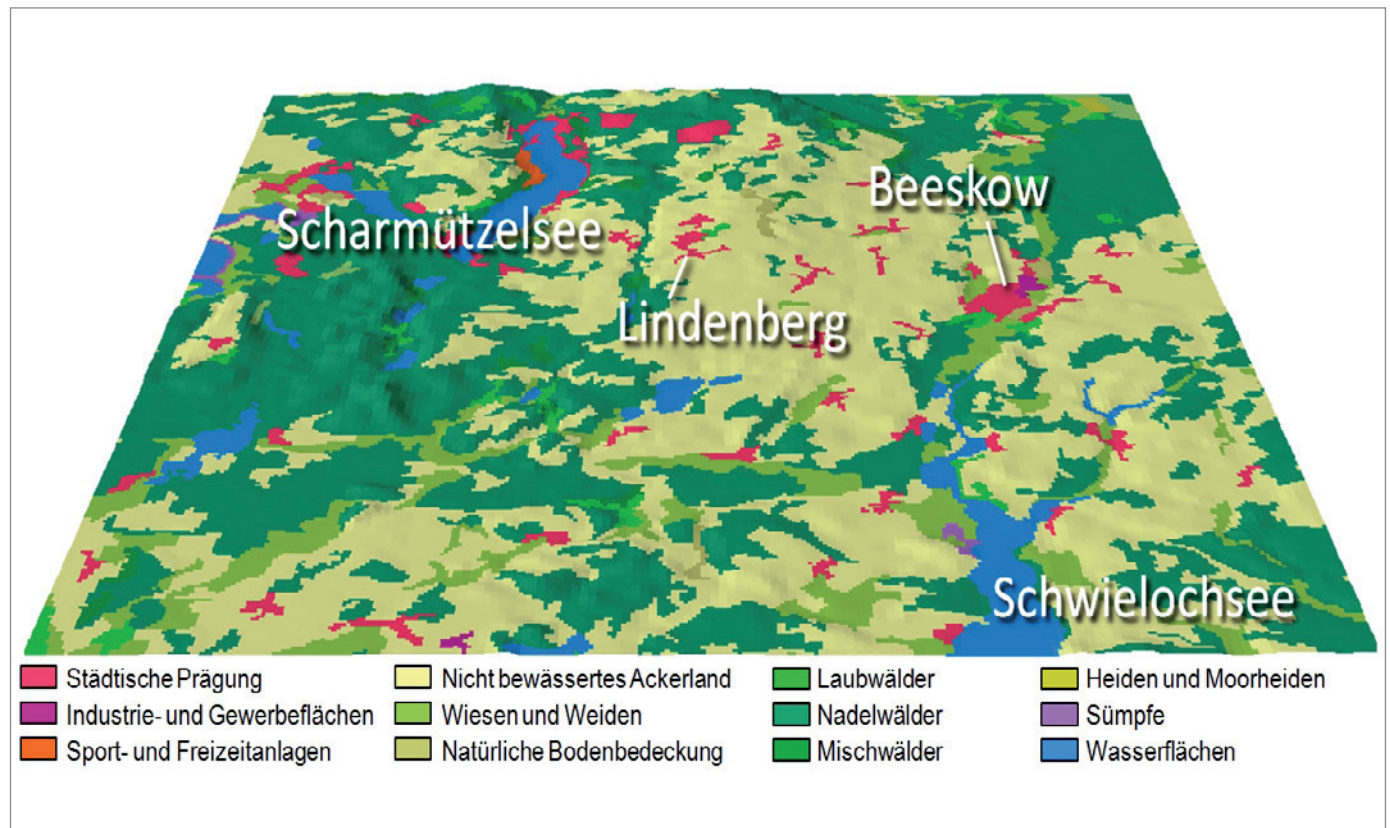
**AKTIVIERUNG QUETSCHMUTTER****Bild 64**

Gemessene und errechnete  
Co60-Aktivierung im Vergleich

**Bild 64** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)
**CO60**

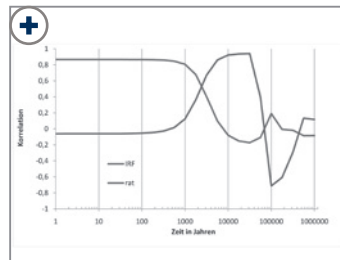
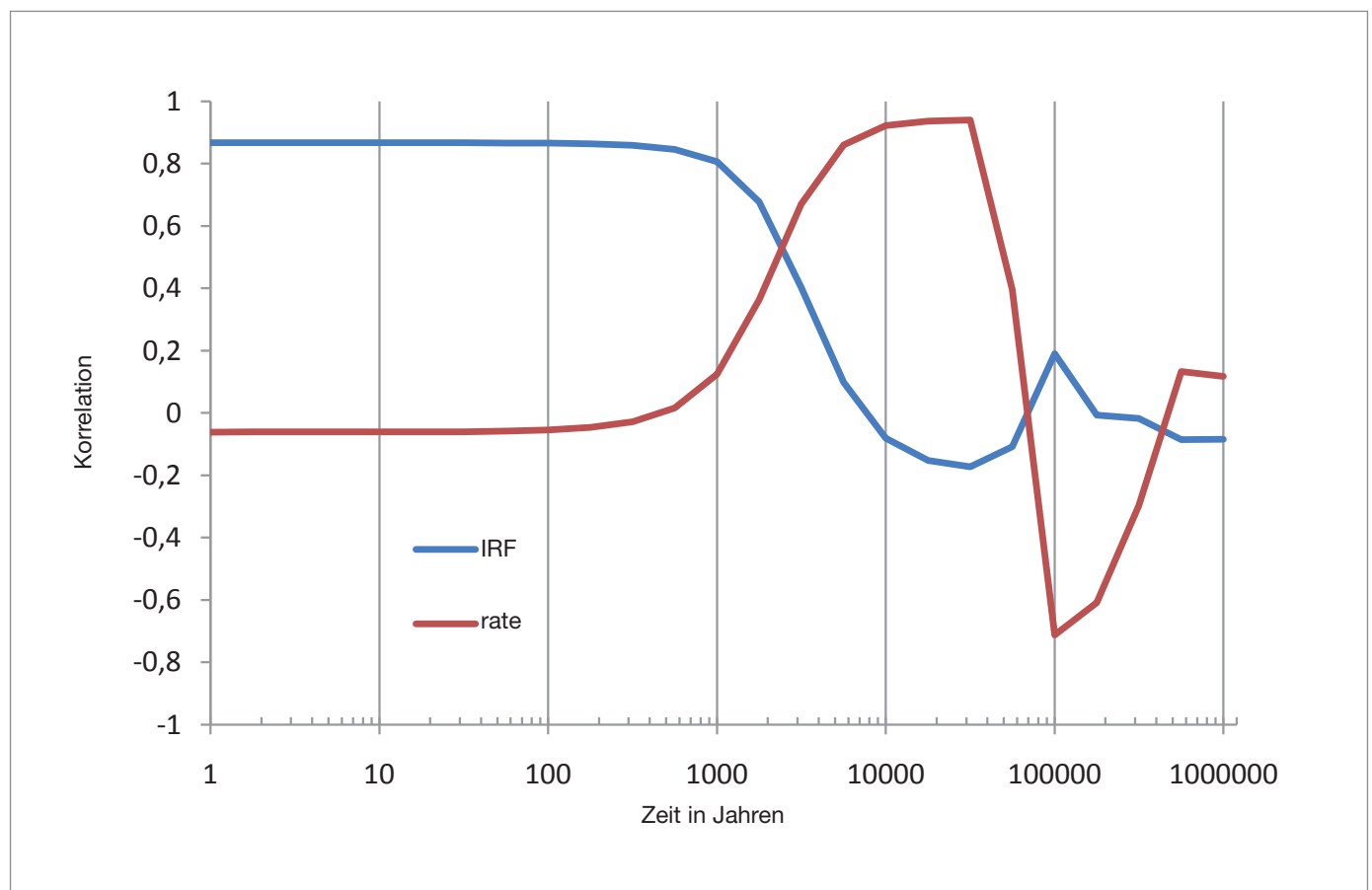
**BODENNUTZUNG LITFASS2003****Bild 69**

Bodennutzung im LITFASS2003-Gebiet  
Die starke Oberflächenheterogenität im  
30×30 km<sup>2</sup> großen Untersuchungsgebiets  
ist deutlich zu erkennen

**Bild 69** Originalabbildung
 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**MODELLIERUNGSERGEBNIS****Bild 71**

Korrelation der Freisetzung von Jod-129 aus dem Wirtsgestein mit dem instantan freigesetzten Anteil (IRF) bzw. der Auflösungsrate

**Bild 71** Originalabbildung[ZURÜCK ZUM TEXT](#)

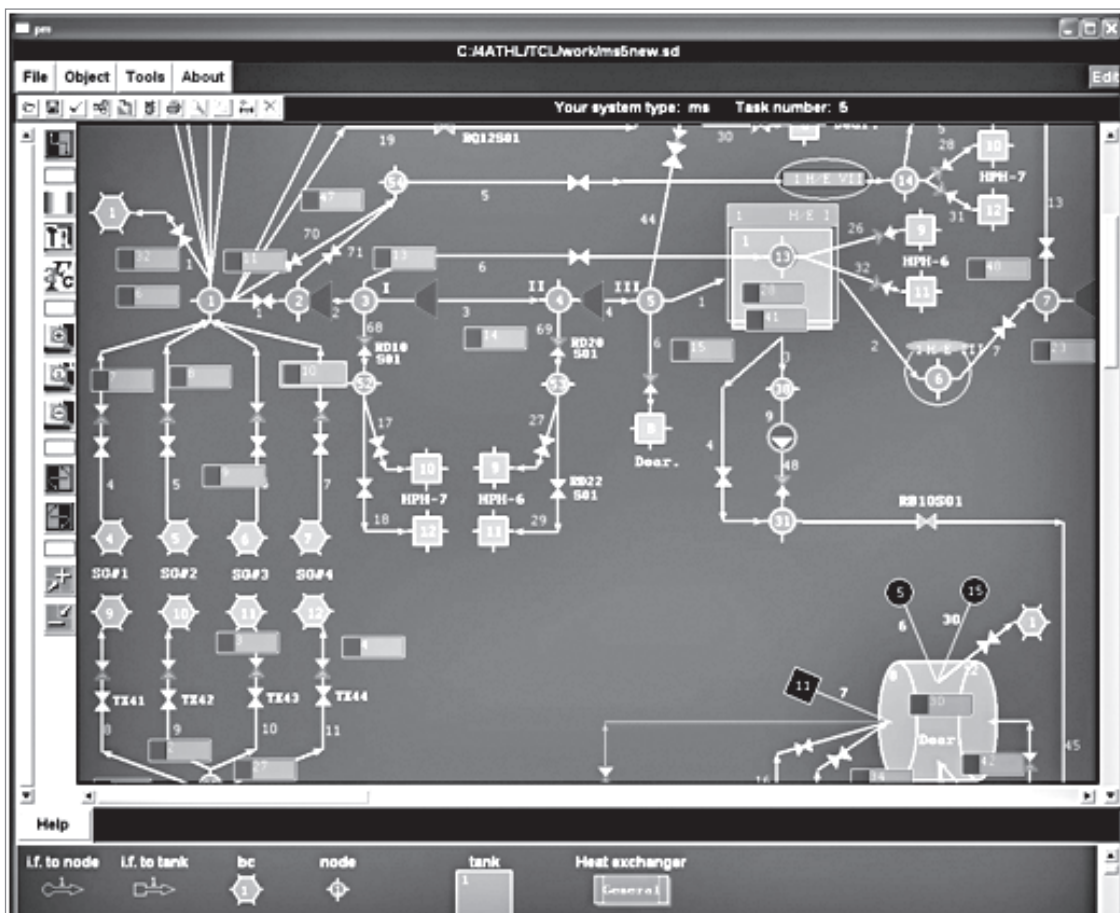


**GRAFISCHE OBERFLÄCHE****Bild 74**

CMS-Codegenerator mit Fragment des  
Sekundärkreismodells des Analysesimulators  
GeRuS

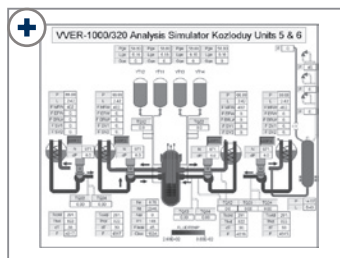
**Bild 74** Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT

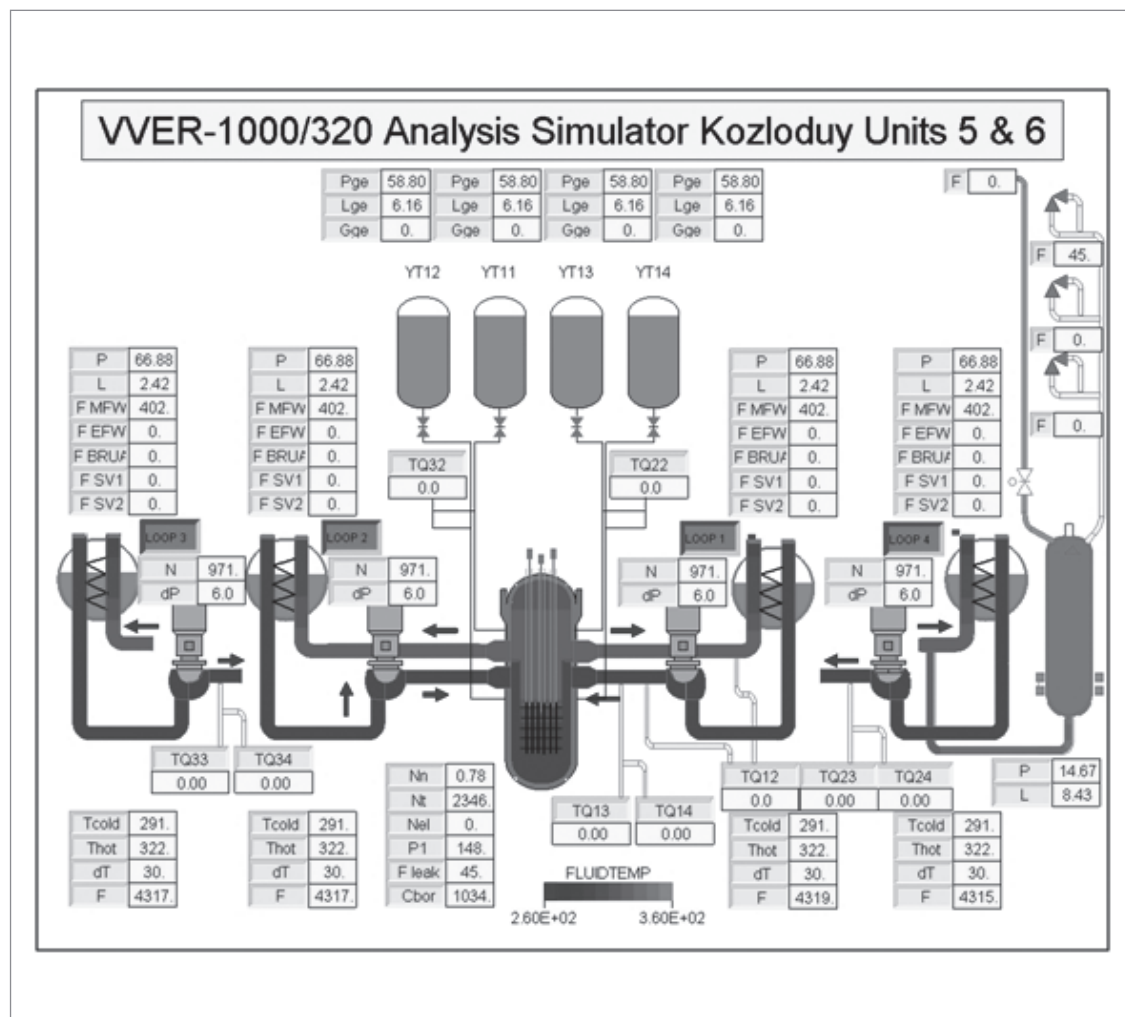


**ÜBERSICHTSBILD****Bild 75**

Synopse des Analysesimulators für  
Kozloduj-5,6

**Bild 75** Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT



## PLATTFORM ZUR ZUSAMMENARBEIT

Bild 76

RAMG English  
Plattform für die »Regulatory Assistance  
Management Group« mit gemeinsamer  
Verwaltung der Beratungsunterlagen auf  
dem Info-Server von BMU und GRS  
»info.grs.de«



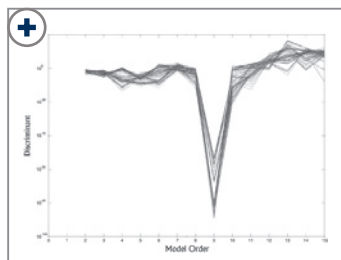
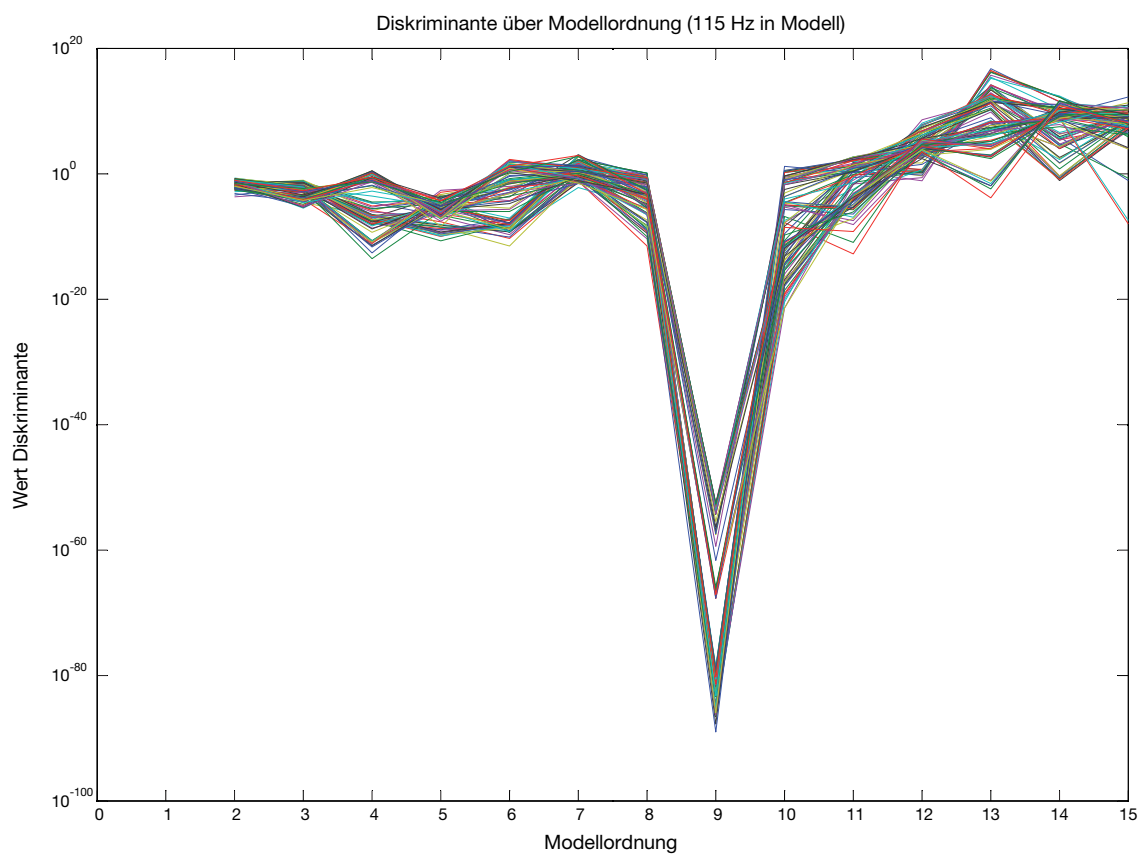
Bild 76 Originalabbildung

ZURÜCK ZUM TEXT



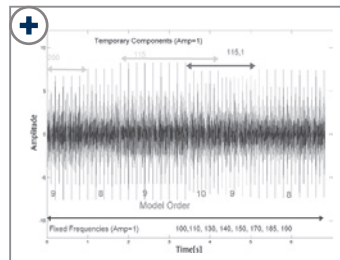
**MODELLORDNUNG****Bild 78**

Verlauf der Diskriminante über die Modellordnung pro Messwert. Dargestellt wurden 100 Messwerte. Es befinden sich 9 harmonische Anteile im Signal

**Bild 78** Originalabbildung
[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)


**BERECHNUNGSERGEBNIS**

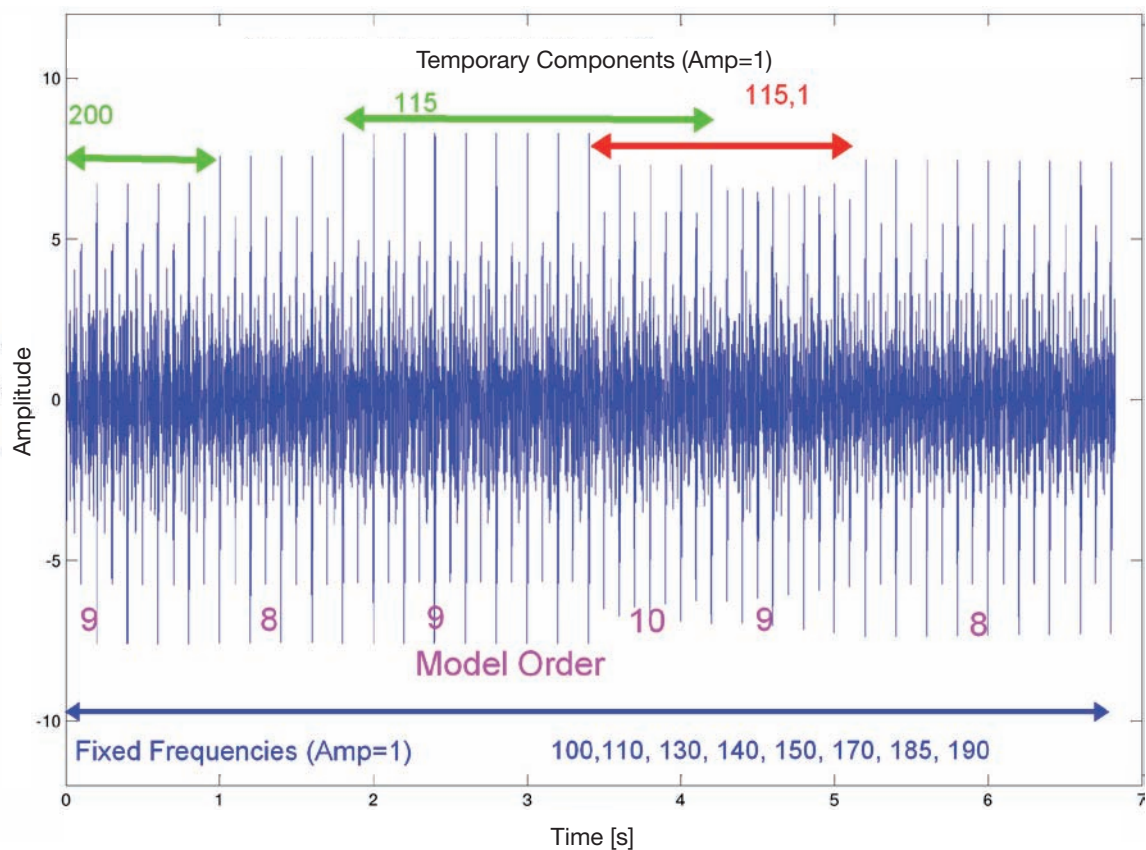
**Bild 79 (von 79–81)**  
Beispiel für die Anwendung  
der AR-HA Methode



**79 SIGNAL-SYNTHESE**  
über die Zeit mit Modell-  
ordnungen zwischen  
8 und 10

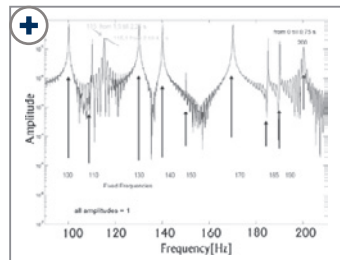
**Bild 79** Originalabbildung

[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)



**BERECHNUNGSERGEBNIS**

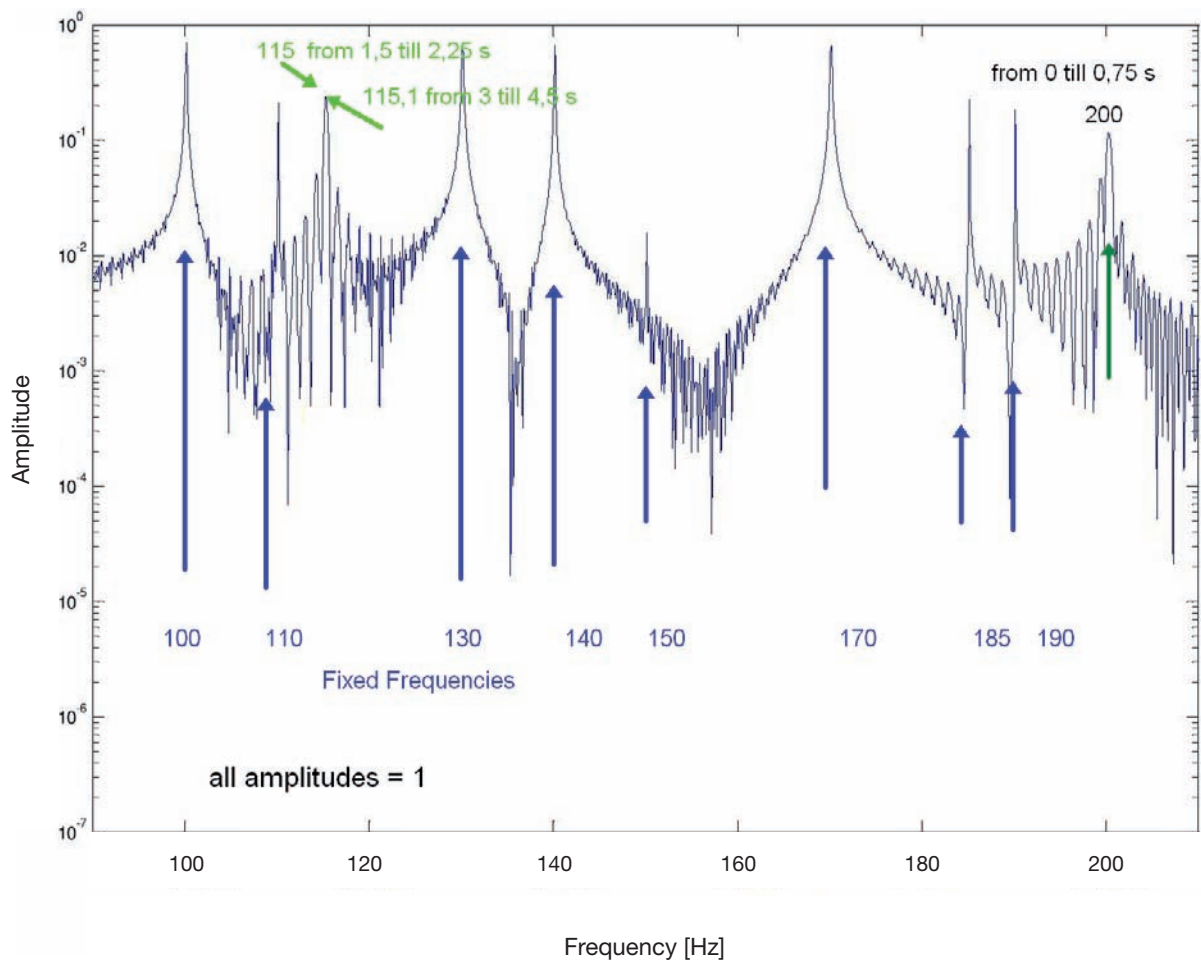
**Bild 80 (von 79–81)**  
Beispiel für die Anwendung  
der AR-HA Methode



**80 FREQUENZANALYSE**  
mit FFT des Signals aus  
**Bild 79**. Die obere  
Ordinatengrenze ist 1

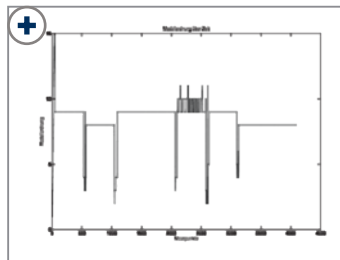
**Bild 80** Originalabbildung

[← ZURÜCK ZUM TEXT](#)



**AR-HA METHODE**

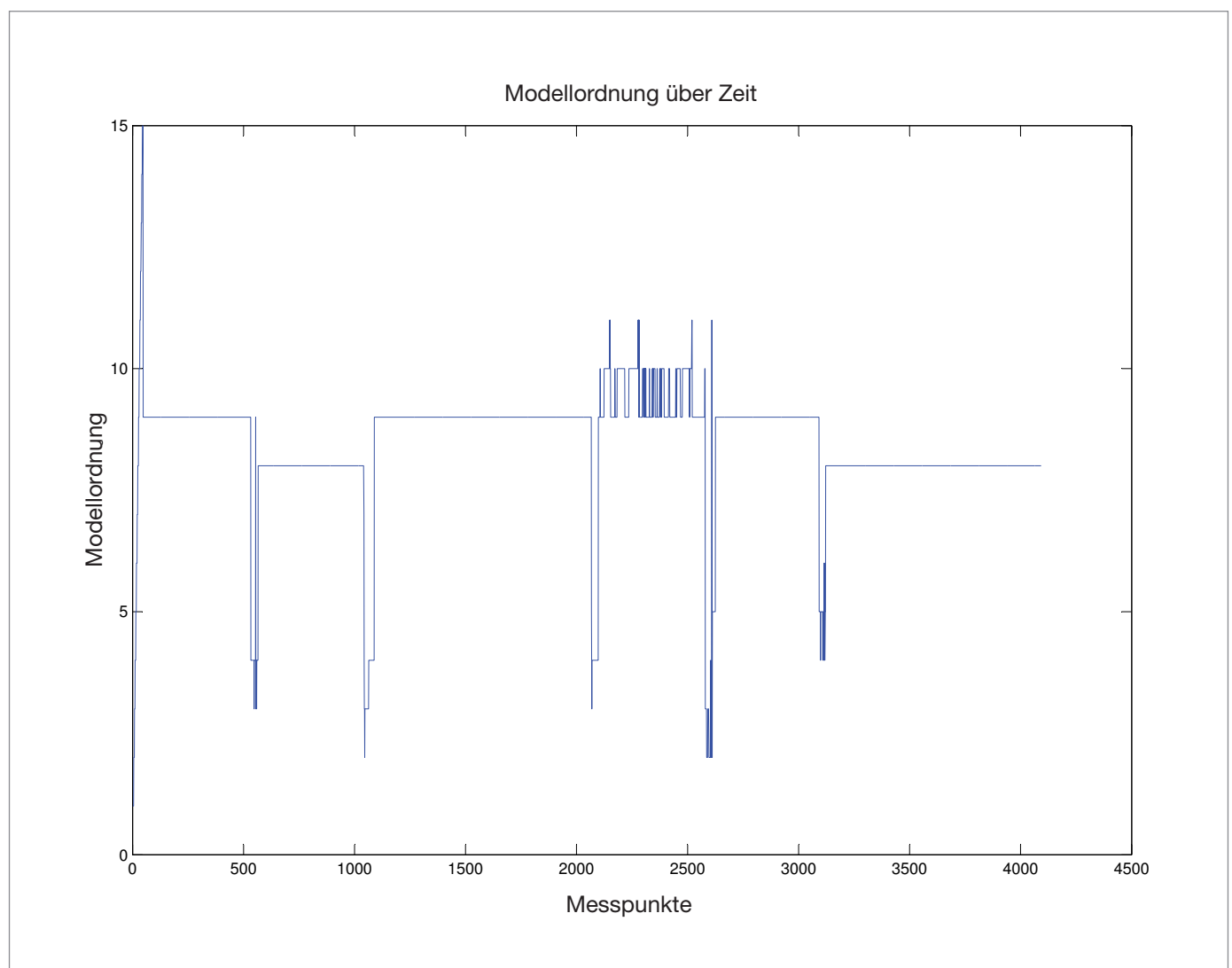
**Bild 81 (von 79–81)**  
Beispiel für die Anwendung  
der AR-HA Methode



**81** ZEITVERHALTEN  
der mit AR-HA bestimmten  
Modellordnung

**Bild 81** Originalabbildung

 [ZURÜCK ZUM TEXT](#)





**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)**