



Jahresbericht 1996

Annual Report 1996









Gesellschaft für Anlagenund Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Jahresbericht 1996

Annual Report 1996

Inhalt

Contents

Einführung	4
Introduction	4
Organisation und wirtschaftlic	ho
Entwicklung	10
Organisation an Economic Development	11
Aufgabenfelder der GRS	15
Fields of Work of GRS	16
Forschungsergebnisse zur Reaktorsicherheit	17
	17 19
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research	19
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsakatalytischer Rekombinatore	19 tz
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsa	19 tz
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsar katalytischer Rekombinatore in großen Trockencontain- ments in Deutschland 4.1 Investigations for the	19 tz en
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsarkatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry	19 tz en
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsar katalytischer Rekombinatore in großen Trockencontain- ments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic	19 tz en
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsakatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany 4.2 Internationale Standard-	19 ttz en 22
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsarkatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany 4.2 Internationale Standard-probleme (ISP) als	19 ttz en 22
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsakatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany 4.2 Internationale Standard-	19 ttz en 22
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsarkatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany 4.2 Internationale Standard-probleme (ISP) als Beitrag zur Programmvalidierung 4.2 International Standard	19 tz en 22 25
Reaktorsicherheit Results of Reactor Safety Research 4.1 Untersuchungen zum Einsarkatalytischer Rekombinatore in großen Trockencontainments in Deutschland 4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany 4.2 Internationale Standard-probleme (ISP) als Beitrag zur Programm-validierung	19 tz en 22 25

Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken Studies Relating to the Safety of Nuclear Power Plants	32
Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management, and Radiological and Environmental Protection	43
and Environmental Protection	40
 6.1 Rezyklierung und Verbrauch von Plutonium bei unterschiedlichen Reaktorkonzepten 6.1 Recycling and Use of Plutonium in Different Reactor Concepts 	53 55
 6.2 Das Projekt EVEREST – GRS-Beiträge und Ergebnisse 6.2 The EVEREST Project – GRS Contributions and Results 	58
7	

Endlagersicherheitsforschung 64 *Final Repository Safety Research* 68

Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager in Granit- und

72

7.1 Gegenüberstellung von

Salzformationen



7	The same of the sa	-
7.1	Comparison of Long Term Safety Analyses for Final Repositories in Granite and Salt Formations	75
7.2	Geoelektrische Verfahren zur Erkundung und Überwachung des Gebirgszustandes von Endlagern	78
7.2	Geoelectric Procedures for the Exploration and Moni- toring of the Condition of Final Repository Rock Formations	80



9	
Internationale Zusammenarbeit International	83
Co-operation	84
8.1 Entwicklung der deutsch- französischen Sicherheits- anforderungen für zukünftige Druckwasserreaktoren und ihre internationale Diskussion	
8.1 Development and Internation Discussion of Franco-Germal Safety Requirements for Futu Pressurised Water Reactors	า
8.2 Zusammenarbeit mit osteuropäischen Partnern zu Verbesserung der Reaktor- sicherheit in Osteuropa	ır 91
8.2 Co-operation with East- European Partners to Improve Nuclear Safety in Eastern Europe	e 93
8.3 Internationale Sicherheits- bewertung des Kernkraftwerks Ignalina	96
8.3 Review of the Ignalina Safety Analysis Report	99
Forschungsbetreuung Research Management	102 103
Geschäftsstellen General Secretariats	106 106
10.1 Geschäftsstelle TAA/SFK 10.1 TAA/SFK	106
General Secretariat	108

10.2 Geschäftsstelle der SK-UGB10.2 General Secretariat of the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the BMU	109
RISKAUDIT RISKAUDIT	111 114
Institut für Sicherheits- technologie (ISTec) GmbH Institut für Sicherheits- technologie (ISTec) GmbH	117 119
12.1 Armaturendiagnose 12.1 Valve Diagnosis	121 124
 12.2 Erfassung und Verfolgung radioaktiver Reststoffe und Abfälle mit ReVK 2.0 12.2 Tracking and Control of Radioactive Wastes with ReVK 2.0 	128 130
Kommunikation Communication Veröffentlichungen/Vorträge Publications/Lectures	134 13 7 141 141

Einführung

Introduction

Wie in den vergangenen Jahren hat sich die GRS auch 1996 mit großem Erfolg der Herausforderung und Verantwortung gestellt, die ihr aus dem Ziel erwachsen, den Erhalt und die weitere Erhöhung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen maßgeblich mitzugestalten. Längst hat sich erwiesen, dass die Aufgaben auf diesem Gebiet sich sinnvollerweise nur in internationaler Zusammenarbeit bewältigen lassen. Die GRS trägt dieser Erkenntnis schon seit Jahren Rechnung und hat ihr internationales Engagement 1996 weiter intensiviert.

Die internationalen Kooperationen der GRS und ihrer Tochtergesellschaften ISTec und RISKAUDIT beschränken sich dabei nicht mehr auf den bloßen Informationsaustausch. Vielmehr stehen zunehmend gemeinsame, mit ausländischen Partnern durchgeführte Projekte im Vordergrund. Besonders intensiv arbeitet die GRS mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) zusammen, eine Kooperation, die immer enger wird. Mit ihrer Zusammenarbeit haben IPSN und GRS eine Schrittmacherfunktion übernommen, um Visionen, wie die eines einheitlichen Sicherheitsstandards auf höchstem Niveau, in ganz Europa und darüber hinaus Wirklichkeit werden zu lassen. Ein wichtiger Schritt dorthin ist der intensive Dialog, den GRS und IPSN mit Sicherheitsorganisationen anderer europäischer Länder führen. Die gemeinsame Tochter RISKAUDIT leistet hierfür eine wichtige Brückenfunktion.

Die Internationalisierung zeigt sich in allen Kernaufgabenfeldern der GRS, bei den sicherheitstechnischen Untersuchungen und Bewertungen ebenso wie in der Forschung und Entwicklung sowie bei den Arbeiten zur Entsorgung und Endlagerung.

Im ersten dieser Aufgabenfelder spielt nach wie vor die systematische und fachspezifische Auswertung und Untersuchung von Ereignissen in in- und ausländischen Kernkraftwerken eine maßgebliche Rolle. Die GRS bereitet Ereignisse von übergreifender Bedeutung auf und bewertet diese sicherheitstechnisch. Im Auftrag des BMU werden die Erkenntnisse - versehen mit Empfehlun-

In 1996, as in the years gone by, GRS once again mastered the challenges and responsibilities that arise from the company's policy to play a leading role in maintaining and further enhancing the safety of nuclear facilities. It is a known fact that the tasks in this area can only be tackled through international co-operation. GRS has long been acting upon this insight and, accordingly, continued to intensify international co-operation during the year.

The international co-operation practised by GRS and its subsidiaries ISTec and RISKAUDIT is not just limited to a mere exchange of information. There is rather more an increase in the number of projects that are performed jointly with foreign partners. Co-operation between GRS and its French partner, the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), is particularly intensive and is growing ever more close. Through their joint activities, GRS and IPSN have assumed the function of a pacemaker to make visions - like the application of uniform safety standards at the highest level - become reality all over Europe and beyond. An important step towards this end is the intensive dialogue cultivated by GRS and IPSN with other European safety organisations. The important task of establishing and maintaining the links to these organisations is performed by RISK-AUDIT, the common subsidiary of GRS and IPSN.

This internationalisation is evident in all major fields of work of GRS - regarding safety-related analyses and assessments, research and development, and the activities in the area of waste management and final storage.

The first of these fields of activities is still dominated by the systematic and subject-specific evaluation and analysis of events in nuclear power plants in Germany and abroad. GRS analyses events of general relevance and assesses them from a safety-related point of view. On the order of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety



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

Jahresbericht 1996 GRS



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

gen für vorsorgliche Maßnahmen - in Form sogenannter Weiterleitungsnachrichten an die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, die Betreiber, Herstellerfirmen und andere relevante Organisationen übermittelt

International bildeten die Analysen und Bewertungen für die osteuropäischen Länder im Auftrag des BMU, der Europäischen Union und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung auch im vergangenen Jahr einen Aufgabenschwerpunkt. Gemeinsam mit IPSN untersuchte die GRS konkrete Nachrüstprojekte für russische RBMK- und WWER-Anlagen und berieten in Ländern wie Russland, Ukraine, Litauen und Bulgarien die dortigen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden sowie die technischen Sicherheitsorganisationen.

Die Kooperation mit westlichen Ländern konzentriert sich nach wie vor auf die Formulierung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Einrichtungen. Gemeinsam mit IPSN hat die GRS die Anforderungen an den von Deutschland und Frankreich entwickelten Druckwasserreaktor EPR im letzten Jahr weiter ausgearbeitet und spezifiziert. Dies beschränkte sich nicht nur auf die Vorgabe von Anforderungen, sondern beinhaltete auch eine aktive Mitwirkung an der Entwicklung von neuen Sicherheitskonzepten für künftige Reaktorgenerationen.

In den vom BMBF geförderten Forschungsaktivitäten der GRS spielen weiterführende Sicherheitseigenschaften neuer Reaktorkonzepte gleichermaßen eine wichtige Rolle. Eine hohe Priorität hat die Simulation der Vorgänge, die im Falle eines schweren Unfalls im Sicherheitsbehälter ablaufen würden. Auf diesem Gebiet arbeiten GRS und IPSN ebenfalls sehr intensiv zusammen, wie die gemeinsame Entwicklung des deutschfranzösischen Rechencodes ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) zeigt. Weitere wichtige Ergebnisse wurden im vergangenen Jahr bei der Systemsimulation neuer Reaktoren mit weitgehend passiven Sicherheitssystemen, wie insbesondere dem amerikanischen Reaktorkonzept AP-600 erzielt. Diese mit dem Rechencode

(BMU), the findings - together with added recommendations for preventive measures - are conveyed in the form of so-called Information Notices to the licensing and supervisory authorities, utilities, manufacturers, and other relevant organisations.

Internationally, the analyses and assessments performed for the countries of Eastern Europe on the order of the BMU, the European Union and the European Bank for Reconstruction and Development were once again a major field of work during the review period. GRS and IPSN jointly analysed concrete backfitting projects for Russian RBMK and VVER plants and acted in an advisory capacity to the licensing and supervisory authorities and technical safety organisations of countries such as Russia, the Ukraine, Lithuania and Bulgaria.

Co-operation activities with Western countries continued to focus on the formulation of common safety requirements for nuclear facilities. During the review period, GRS and IPSN together further elaborated and specified the requirements for the EPR pressurised water reactor developed by Germany and France. These activities were not simply restricted to the definition of requirements but also comprised active participation in the development of new safety concepts for future reactor generations.

Similarly, the development of the safety features of new reactor concepts also plays an important role in the BMBF-sponsored research performed by GRS. High priority is given to the simulation of processes that would develop inside the containment in case of a severe accident. Yet again, there is close co-operation between GRS and IPSN in this area, illustrated e.g. by the joint development of the Franco-German computer code ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code). Important results were also achieved during the year regarding the systems simulation of new reactors with largely passive safety systems, in particular the American AP-

ATHLET durchgeführten Untersuchungen brachten auch Erkenntnisse, die für andere neue Reaktorkonzepte wie den EPR relevant sind.

Daneben befasste sich die GRS 1996 auch mit der Sicherheit künftiger Fusionsreaktoren. Sie erstellte einen Referenzcode für Untersuchungen zum thermo-chemischen Verhalten der Versuchsanlage ITER und leistete damit einen wesentlichen Beitrag zum ersten standortunabhängigen Sicherheitsbericht dieser Anlage.

Auch in der Sicherheitsforschung betraf eine Reihe von Aktivitäten russische Reaktortypen. Unter anderem wurde gemeinsam mit russischen Experten die Simulationstechnik für die Druckwasserreaktoren östlicher Bauart verbessert. Damit wurden wichtige Arbeiten für die Entwicklung eines Analysesimulators für den Reaktortyp WWER-1000 geleistet.

Forschungsarbeiten mit Blick auf den Ausbau des anlageninternen Notfallschutzes stellten 1996 ebenfalls ein wichtiges Arbeitsfeld dar. Hier lieferte das im Berichtsjahr abgeschlossene BMBF-Projekt TRAM (Transients and Accident Management) neue Impulse für den Einsatz des GRS-Rechencodes ATHLET im "präventiven anlageninternen Notfallschutz". Für die Simulation von Reaktorunfällen mit schweren Kernschäden mittels ATHLET-CD (Core Degradation) hat die GRS Arbeiten zur genaueren Erforschung der Wechselwirkung zwischen einem zerstörten Kern und der Wand des Reaktordruckbehälters begonnen.

Die GRS hat auch in diesem Berichtsjahr den BMBF als dessen Projektträger fachlich und administrativ bei der Durchführung der von ihm geförderten Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit unterstützt.

Die Zusammenarbeit zwischen der japanischen Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), dem IPSN und der GRS lieferte 1996 wiederum wichtige Ergebnisse für die Analyse von Wasserstoffverbrennungsvorgängen. Die Experimente an der großmaßstäblichen NUPEC-Versuchsanlage wurden mit dem GRS-Rechencode RALOC sowie mit dreidimensionalen Simulationen zur numerischen Strömungsmechanik analysiert. Diese Arbeiten sind wichtige Grundlagen für die Validierung von Verbrennungsmodellen, wie sie im Rahmen des BMBF-Wasserstoff-Forschungsprogramms entwickelt wurden.

In ihrem Aufgabenfeld Entsorgung und Endlagerung beteiligt sich die GRS ebenfalls intensiv an internationalen Projekten, auch hier häufig gemeinsam mit IPSN. So entstand unter maßgeblicher Mitwirkung von

600 reactor concept. These analyses, which were performed with the ATHLET code, have also produced results that are relevant for other new reactor concepts, like the FPR.

The safety of future fusion reactors was also investigated by GRS in 1996. A reference code was prepared for analyses of the thermo-chemical behaviour of the ITER experimental facility. With these activities GRS made an important contribution to the first site-independent safety analysis report for this facility.

A number of the safety research activities performed during 1996 had to do with Russian reactor types. Among other things, simulation technology for Russian-designed pressurised water reactors was improved jointly with Russian experts. These activities represented an important contribution towards the development of an analysis simulator for the VVER-1000 reactor type.

Another focus of the research activities in 1996 was on the further development of accident management measures. In this context, the BMBF-sponsored TRAM (Transients and Accident Management) project, which was concluded during the reporting period, gave new impetus with respect to the use of the GRS-developed ATHLET code in the area of "preventive accident management". Regarding the simulation of reactor accidents involving severe core damage with ATHLET-CD (Core Degradation), GRS began analysing in greater detail the interactions between the destroyed core and the reactor pressure vessel wall.

In 1996, GRS acted once again as managing representative of the Federal Minister for Education, Science, Research and Technology (BMBF), providing technical and administrative assistance in the performance of BMBF-sponsored reactor safety research projects.

Co-operation between the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), IPSN and GRS during the review period yielded once more important results for the analysis of hydrogen deflagration processes. Experiments performed at the large-scale NUPEC test facility were analysed with the GRS-developed RALOC code and with three-dimensional simulations of numeric flow mechanics. This work is an important basis for the validation of deflagration models that were developed within the framework of the BMBF-sponsored hydrogen research programme.



Die GRS in Köln / GRS in Cologne



Berlin



Moskau / Moscow



Garching b. München / Garching near Munich



Braunschweig



Kiew / Kiev

GRS und IPSN ein Bericht zu den Strategien des nuklearen Brennstoffkreislaufs in Deutschland und Frankreich, der dem Deutsch-Französischen Direktionsausschuss (DFD) im Juni 1996 übergeben wurde. Dieser Bericht zeigt Perspektiven für eine Harmonisierung auf, die nun gemeinsam mit den französischen Partnern umgesetzt werden sollen. Die GRS wirkte auch intensiv an der Revision der Transportvorschriften der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEA) zur Beförderung radioaktiver Stoffe mit, die im September 1996 abgeschlossen wurde.

Auch für nationale Aufgaben spielt die internationale Dimension eine wachsende Rolle. So hat die GRS im Auftrag des BMU nach einer Auswertung der entsprechenden Regeln, Richtlinien sowie Schutzziele und Kriterien anderer westlicher Länder erste Formulierungsvorschläge zur Harmonisierung von Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Stoffe in tiefen geologischen Formationen vorgelegt.

Bei den Forschungsarbeiten der GRS zur Langzeitsicherheit von Endlagern lag 1996 der Schwerpunkt weiterhin bei der Entwicklung und Verfeinerung von Rechencodes sowie der Absicherung der darin enthaltenen Modelle durch entsprechende Laborund In-situ-Versuche zur Beschreibung der physikalisch-chemischen Prozesse, die für die Freisetzung von Schadstoffen aus einem Endlager in die Biosphäre relevant sind. Wichtige Fortschritte brachte das von der GRS entwickelte Software System für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen (SUSA). Die im Rahmen eines europäischen Projektes (EVEREST) erzielten Ergebnisse zeigen u. a., wie die Aussagesicherheit der Rechenmodelle gezielt erhöht werden kann. Die theoretischen und experimentellen Forschungsarbeiten werden überwiegend im Auftrag des BMBF durchgeführt und dienen der Bereitstellung leistungsfähiger Instrumentarien zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern. Ausgehend von den bisherigen Entwicklungsarbeiten für die Endlagerung im Salzgestein war die Weiterentwicklung der Rechenprogramme insbesondere ausgerichtet auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle in granitischen Gesteinen. Die entwickelten Rechencodes werden im Rahmen eines europäischen Projektes (SPA) zur Untersuchung der potentiellen Endlagerung hochaktiver Abfälle in Granitformationen eingesetzt.

Bei den experimentellen In-situ-Forschungsarbeiten spielt die internationale Zusammenarbeit eine wesentliche Rolle. Auch hier gewinnt neben dem klassischen Arbeitsfeld Salzgestein die Untersuchung weiterer Formationen wie beispielsweise

The field of work of waste management and final disposal is also characterised by intensive participation in international projects, frequently also together with IPSN. One example is the report on nuclear fuel cycle strategies in Germany and France, which was prepared with major contributions by GRS and IPSN and was submitted to the German-French Directorate Committee (DFD) in June 1996. This report shows up perspectives for harmonisation which are now to be put into practice with the French partners. GRS also participated intensively in the review of the transport regulations of the International Atomic Energy Agency (IAEA) on the shipment of radioactive waste. The review process was finished in September 1996.

National tasks are getting a more and more international dimension, too. On the order of the BMU, for example, GRS evaluated the corresponding codes, guides, safety objectives and criteria applying in other Western countries and subsequently presented first draft proposals for a harmonisation of safety criteria for the final storage of radioactive materials in deep geological formations.

As regards research carried out by GRS into the long-term safety of final repositories, the focus in 1996 remained on the development and sophistication of computer codes and in the corroboration of the models contained in these codes. This was done in corresponding laboratory and in situ experiments. Great progress was made with the GRS's own SUSA code system for uncertainty and sensitivity analyses. Results contributing to the EU's EVEREST project show i.a. how the reliability of computer codes can be enhanced. The theoretical and experimental research was carried out mainly on the order of the BMBF and served for the provision of efficient instruments for assessing the long-term safety of final repositories. Based on the development activities performed so far regarding final storage in salt rock formations, the further development of computer codes was mainly aimed at simulations of final storage of radioactive waste in granitic rock types. The codes that were developed were used within the framework of a European project (SPA) investigating the potential final storage of high-active waste in granitic formations.

Experimental in situ research is characterised by a great deal of international cooperation. Here, too, apart from the classic field of salt rock, there is increasing emphasis laid on the analysis of other formations, like e.g. granitic rock types. Commissioned by the BMBF, GRS and the

granitischen Gesteinen an Gewicht. Im Auftrag des BMBF hat die GRS mit der schwedischen SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB) Messungen im Hartgesteinslabor ÄSPÖ durchgeführt, die dem Ziel dienten, einen untertägigen Versuchsort für ein Zweiphasenfluss-Experiment auszuwählen. Die experimentellen Arbeiten konnten dort bereits aufgenommen werden.

1996 standen viele Aktivitäten der GRS im Zeichen des zehnten Jahrestages des Reaktorunfalls von Tschernobyl. Aus diesem Anlass hat die GRS die mit wichtigen internationalen Partnerinstituten gewonnenen Erkenntnisse über die Reaktorkatastrophe und ihre Folgen zusammengefasst und bewertet. Vorgestellt wurden die Ergebnisse auf internationalen Konferenzen, wie die von der Europäischen Union (EU), der IAEA und der Weltgesundheitsorganisation (WHO) gemeinsam ausgerichtete Konferenz "One Decade after Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident", die im April 1996 in Wien stattfand. Aufbauend auf diesen Ergebnissen haben GRS und IPSN dann im Auftrag der EU Sicherheitsziele für eine kurzfristige Ertüchtigung des "Sarkophags" sowie für eine langfristige Überführung in ein ökologisch sicheres System formuliert.

Angesichts des großen öffentlichen Interesses organisierte die GRS im Jahre 1996 selbst eine Reihe von Veranstaltungen zur Information der Medien über den aktuellen Erkenntnisstand zu Tschernobyl. So veranstaltete sie im Januar in Bonn eine Wissenschafts-Pressekonferenz, auf der Journalisten die Möglichkeit hatten, mit Experten aus Russland und der Ukraine zu diskutieren. Im Februar stellte sich Bundesumweltministerin Frau Dr. Angela Merkel den Fragen der Medienvertreter auf einem Fachseminar, das von der GRS mit Beteiligung des GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit im Bonner "Haus der Geschichte" ausgerichtet wurde. Bei dieser Gelegenheit legte die GRS ihren Bericht "Tschernobyl - Zehn Jahre danach" vor. Ebenfalls in Zusammenarbeit mit der GSF organisierte die GRS im Februar eine Reise von Journalisten in die vom Reaktorunfall am meisten betroffenen Gebiete Weißrusslands und der Ukraine. Von mitgereisten Experten unterstützt, konnten sich die Medienvertreter so einen authentischen Eindruck vor Ort verschaffen.

Einen Meilenstein auf dem Weg zur internationalen Verbesserung der Sicherheit von zivilen Kernkraftwerken stellt die Unterzeichnung einer nuklearen Sicherheitskonvention dar. Dieses unter IAEA-Schirmherrschaft erarbeitete Abkommen geht maßgeblich auf deutsche Initiative zurück und

Swedish SKB (Svensk Kärnbränslehantering AB) together performed measurements in the ÄSPÖ hard rock laboratory which served the purpose of selecting an underground experiment site for a two-phase flow experiment. Work on the experiments has already started.

Many activities during the year took place against the background of the 10th anniversary of the Chernobyl accident. On this occasion GRS summarised and assessed the findings concerning the catastrophe and its consequences obtained together with other important, international partner institutes. The results were presented at international conferences, like the one jointly conducted by the European Union (EU), the IAEA and the World Health Organisation (WHO) under the title of "One Decade after Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident", which took place in Vienna in April 1996. Building on these results, GRS and IPSN - on the order of the EU - formulated safety objectives for upgrading the "Sarcophagus" in the near future and for transforming the destroyed reactor unit into an ecologically safe system in the long run.

In the face of the great public interest, GRS itself organised a number of events during the year to inform the media about the current state of knowledge concerning Chernobyl. In January, for example, it staged a scientific press conference in Bonn where journalists were given the opportunity to discuss issues with experts from Russia and the Ukraine. In February, the Federal Minister for the Environment, Dr. Angela Merkel, answered journalists' questions at a specialist seminar that was conducted by GRS, with participation of GSF Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit, at the "Haus der Geschichte", Germany's national history museum in Bonn. On this occasion, GRS also presented its report "Chernobyl -Ten Years After". Also together with GSF, GRS organised in February a trip for journalist to the regions of Belorussia and the Ukraine that were and still are most affected by the accident. This way, assisted by the experts accompanying them, the media representatives could get an authentic picture of the situation on site.

A milestone on the way to an international enhancement of the safety of conventional nuclear power plants was the signing of the Nuclear Safety Convention. This agreement was worked out under the auspices of the IAEA and can be mainly put down to German initiative. For the first time, it sets out principles for uniform general standards under international law. It came into



Anläßlich des 20jährigen Bestehens der GRS lud das BMU zu einem Fachseminar für Journalisten ein, auf dem die Bundesumweltministerin, Frau Dr. Merkel, die Position der Bundesregierung zur Kernenergie darlegte.

On the occasion of the 20th anniversary of GRS, the BMU invited journalists to a specialist seminar, where the Federal Minister for the Environment, Dr. Angela Merkel, explained the Government's position on nuclear energy.

Jahresbericht 1996 **CS**



Das Fachgespräch bot auch 1996 wieder ein hervorragendes Podium für internationalen Erfahrungsaustausch.

In 1996, the Fachgespräch provided once again an excellent podium for an international exchange of experiences.

schafft erstmals völkerrechtlich verbindliche Grundlagen für einheitliche generelle Standards. Es trat am 24. Oktober 1996 in Kraft und wurde mittlerweile von 34 Nationen ratifiziert. Zum Nachweis der Erfüllung der eingegangenen Verpflichtungen müssen durch die Signatarstaaten nationale Berichte vorgelegt werden, die dann nach Maßgabe eines Leitfadens überprüft und regelmäßig aktualisiert werden. Die GRS hat den BMU von Beginn an fachlich unterstützt, vor allem bei der Erstellung von präzisen Leitlinien für Aufbau und Inhalt der nationalen Berichte und für das Überprüfungsverfahren.

Die GRS setzte auch 1996 ihr Know-how aus den Kernaufgabenfeldern für eine Reihe nichtnuklearer Projekte ein. Beispiele sind die Eignungsuntersuchung der Deponierung bergbaufremder Rückstände in Grubenräume im Festgestein, die Auswertung der Betriebserfahrungen zur Reduzierung störungsbedingter Ausfälle der Elektrolytbeschichtungsanlage eines Stahlwerkes und die Beurteilung der Leck- und Bruchmöglichkeiten beim Nassbetrieb von Sauergasleitungen.

Auch im Jahr 1996 hat die GRS ihre Struktur den sich wandelnden Anforderungen angepaßt. Die notwendig gewordene Erweiterung des Standorts Garching hat durch den Abschluß des Neubaus III eine architektonisch anspruchsvolle und zugleich wirtschaftliche Lösung erfahren. Damit ist ein wichtiger Schritt zur räumlichen Zusammenfassung der GRS Garching vollzogen, der insbesondere eine effizientere Unterstützung der technisch-wissenschaftlichen Bereiche durch die Datenverarbeitung erlaubt.

Ein wichtiger Beitrag zur Strukturverbesserung war die schrittweise Einführung eines neuen Qualitätsmanagement-Systems mit dem Ziel einer Zertifizierung nach der Norm DIN EN ISO 9000. Dieses QM-System wird die Transparenz der Arbeitsabläufe erhöhen und, insbesondere bei bereichsübergreifenden Projekten, eine effizientere Abwicklung ermöglichen. Die GRS will damit sicherstellen, daß sie auch künftig die Aufträge ihrer Kunden zielgerichtet und flexibel erfüllt.

force on 24 October 1996 and has since been ratified by 34 countries. To demonstrate compliance with the adopted obligations, the signatory states have to present national reports which are then reviewed according to certain guidelines and have to be regularly updated. From the start, GRS provided assistance to the BMU in this context, mainly in preparing precise guidelines relating to the structure and contents of the international reports and to the review procedure.

During 1996, GRS also applied its knowhow obtained from its main fields of work in a number of non-nuclear projects. Example are the analysis of the suitability of the underground structures of a mine in a hard rock formation for storing other than miningrelated wastes, the evaluation of operating experience to reduce disturbance-related stoppages of the electrolyte coating plant of a steel works, and the assessment of the possibilities of leaks and breaks occurring during wet operation of a sour-gas pipeline.

1996 also saw the adaptation of the structure of GRS to changing demands. The necessary extension of the Garching offices was completed with the opening of a new annex, the so-called Neubau III, an architecturally state-of-the-art building representing at the same time an economic solution. Now that even more staff of GRS Garching are working together under one roof, the support provided in particular by the Data Processing Division for the technical and scientific Divisions can become even more effective.

An important contribution to improving company structures was the step-wise introduction of a new quality management system with the aim to be certified according to the norm DIN EN ISO 9000. This QA system will make work processes more transparent and make it possible to ensure more efficient project management, especially in the case of projects in which several different Divisions are involved. This way, looking to the future, GRS wants to ensure that it will continue to fulfil its contracts to the satisfaction of all involved, demonstrating flexibility and readiness to react to the wishes of its customers.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln im Oktober 1997

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

Dr. jur. Walter Leder

Organisation und wirtschaftliche Entwicklung

Organisation and Economic Development

Organisation

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Ihr Auftrag ist die Beurteilung und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit, vorrangig auf dem Gebiet der Kerntechnik. Ihre fachlichen Schwerpunkte, ihre Organisationsstruktur, die unternehmerischen Rahmendaten und die Auftragsstruktur sind in den Bildern 2.1 bis 2.4 dargestellt.

Nach Integration der Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig erhöhte sich die Mitarbeiterzahl der GRS insgesamt auf rund 560, davon etwa 420 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechts- und Betriebswirtschaften.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS an allen Standorten und Büros leistungsfähige, in einem überregionalen Datennetz verbundene Rechner und Kommunikationsmittel zur Verfügung.

Gesellschafter

Die Gesellschafter der GRS sind

- die Bundesrepublik Deutschland (46 %)
- der Freistaat Bayern (4%)
- das Land Nordrhein-Westfalen (4%)
- die Technischen Überwachungs-Vereine (TÜV) und der Germanische Lloyd (zusammen 46 %)

Organe

Die Organe der GRS sind:

- die Gesellschafterversammlung
- der Aufsichtsrat mit dem Vorsitzenden, Staatssekretär Erhard Jauck, sowie dem stellvertretenden Vorsitzenden, Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- die Geschäftsführung mit Professor Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer und Dr. jur. Walter Leder

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching

bei München. Es wurde 1992 gegründet und hat die bis dahin in der GRS durchgeführten anwenderorientierten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet der Schadenfrühdiagnose, Leittechnik und Abfallentsorgung übernommen.

RISKAUDIT

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de Protection et de Süreté Nucléaire (IPSN) mit Sitz in Paris. Die Aktivitäten konzentrieren sich auf die Akquisition, Koordinierung und fachliche Abwicklung von Sicherheitsvorhaben für Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa sowie auf die Koordination gemeinsamer Entwicklungsvorhaben mit dem IPSN.

Wirtschaftliche Grundlage

Eine Übersicht der unternehmerischen Basis gibt Bild 2.2. Es zeigt in wenigen Zahlen für die Jahre 1995 und 1996 Kenngrößen zu

Fachgebiet	Anteil Mio. DM / Contribution DM m	19'	95	19	96
Specialist area	10 20 30 I I	Mio. DM	%	Mio. DM	%
Sicherheitsforschung KKW NPP safety research		26,5	24	23,5	20
Sicherheitsanalysen KKW NPP safety analyses		29,0	27	27,5	23
Entsorgung, BE-Kreis Waste management, nuclear fuel cycle		15,0	14	29,0	25
Internationale Zusammenarbeit International co-operation		27,0	25	28,0	24
Umweltschutz Environmental protection		11,0	10	10,0	8
Gesamt / Total		108,5	100	118	100

Bild 2.1: Zuordnung technischer Leistungen zu Fachgebieten

Figure 2.1: Volume of contracts in the different specialist areas

Jahresbericht 1996 GRS

- Bilanz.
- Gewinn- und Verlustrechnung,
- Investitionen,
- eigene Forschung und Entwicklung
- Mitarbeiter.

Die Ergebnisse zeigen im Leistungs- und Auftragsvolumen, aber auch beim Personal nochmals einen deutlichen Anstieg. Dieser Anstieg resultiert aus der zu Mitte des Jahres 1995 erfolgten Übernahme des Bereiches Endlagersicherheitsforschung in Braunschweig. Dieses zusätzliche Fachgebiet wird mittelfristig durch den BMBF finanziert und erhöht dort den Auftragsanteil entsprechend. Fachlich betreffen die Forschungsaufgaben zur Endlagersicherheit Sicherheitsbewertungen und Analysen für die Entsorgung nuklearer aber auch konventioneller Abfälle.

Einen weiteren steigenden Trend zeigen die Auslandstätigkeiten. Der Anstieg um etwa 20 % betrifft im wesentlichen Aufträge der Europäischen Union zur Unterstützung der osteuropäischen Staaten bei der Lösung ihrer kerntechnischen Sicherheitsfragen.

Für die Zukunft erwartet die GRS, dass trotz einer leichten Reduktion bei den kerntechnischen Aufgaben im nationalen Bereich das Gesamtaufgabenvolumen dank ihrer hohen fachlichen Kompetenz erhalten werden kann.

Organisation

Structure

GRS is a scientific, mainly state-supported non-profit organisation. Its function is to develop and assess technical safety, primarily in the field of nuclear engineering. The major fields of work, organisational structure, as well as the commercial facts and the distribution of contracts are illustrated in Figures 2.1 to 2.4.

When the Braunschweig-based final-repository safety research facilities were integrated, the number of GRS staff increased to about 560, of which about 420 are scientists of such disciplines as physics, mechanical engineering, process engineering, constructional engineering, geotechnics, electrical engineering, nuclear engineering, meteorology, chemistry, geochemistry, biology, mathematics and informatics as well as jurisprudence and economics.

For carrying out its activities, GRS has high-capacity computers and other infor-

mation and communication technology available which connect to all the company's locations via a large DP-network.

Shareholders

The shareholders of GRS are:

- the Federal Republic of Germany (46%),
- the Free State of Bavaria (4%),
- the Land of North Rhine-Westphalia (4%),
- the technical inspection agencies (TÜVs) and the Germanischer Lloyd (together 46%).

Governing Bodies

The governing bodies of GRS are:

- the shareholders' meeting,
- the supervisory board: Staatssekretär

Erhard Jauck is chairman of the board, and Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun is vice-chairman,

the managing directors Prof. Dr. Dr.-Ing.
 h.c. Adolf Birkhofer and Dr. Walter Leder.

Subsidiaries

Institute for Safety Technology (ISTec)

The Institute for Safety Technology is a subsidiary of GRS. Its headquarters are in Garching near Munich. It was founded in 1992 and has taken over the user-oriented research & development tasks in the fields of early damage diagnosis, instrumentation & control, and waste management, which formerly used to be performed by GRS.

		1995	1996
		Mio. DM <i>DM m</i>	Mio. DM <i>DM m</i>
Bilanz / Balance shee	×4		
Passiva / Liabilities	Gesamt / Total	68,3	71,3
	Eigenkapital / Company capital	15,4	15,9
	Fremdkapital / Long-term debt	52,9	55,4
Aktiva / Assets	Gesamt / Total	68,3	71,3
	Anlagevermögen / Fixet assets	17,6	19,8
	Umlaufvermögen / Current assets	50,7	51,5
Gewinn und Verlustre	chnung / Statement of income		
Erträge / Income	Gesamt / Total	114,1	120,8
davon / of which	Personalleistungen / Personnel work	74,7	87,5
	Fremdleistungen / Outside work	16,5	15,7
	Sonstige Erträge / Other income	22,9	17,6
Aufwendungen / Expe	nditure		
	Gesamt / Total	114,0	120,0
davon / of which	Personalaufwand / Personnel expenses	70,1	75,0
	Fremdaufwand / Outside work expenses	17,6	17,6
	Sachaufwand / Cost of materials	25,0	25,6
	Finanzaufwand / Financial expenses	1,3	1,0
Jahresüberschuss / /	Net income	0,1	0,8
Investitionen / Invest	ments	4,0	
Eigene F & E, Weiterk In-house R & D, furth		4,0	5,0
Zahl der GRS-Mitarbe	eiter / GRS personnel figures	533	560
zusätzlich / in addition	Auszubildene und Aushilfen Apprentices an temporary staff	40	30
	ausländische Gastexperten Visiting experts from abroad	35	30

Bild 2.2: GRS-Zahlen auf einen Blick

Figure 2.2: GRS - Facts and figures at a glance

Geschäft

General M

A. Birkhofer

	Fachbereiche / To	echnical Divisions		
Thermohydraulik und Verfahrenstechnik Thermal Hydraulics and Process Engineering	Systemtechnik und Betriebserfahrung Systems Technology and Operating Experience	Entsorgung Waste Management	Endlager- sicherheitsforschung Final Repository Safety Research	Grundsatzfra international Fundamental Issues and In
K. F. Wolfert	D. Rittig	W. Thomas	W. Brewitz	Programmes U. Erven (komr
Störfallmanagement und Sicherheitseinschluss Accident Management and Containment	DWR-Systeme PWR-Systems	Brennstoffkreislauf Nuclear Fuel Cycle	Langzeit- sicherheitsanalysen Long Term Safety Analyses	Grundsatzfra Fundamental Issues
Modellentwicklung Kühlkreislauf Cooling Circuit Model Development	SWR-Systeme BWR-Systems	Strahlen- und Umweltschutz Radiological and Environmental Protection	Geochemie Geochemistry	International International Programmes
Störfallanalysen Incident Analyses	Betriebssicherheit Operational Safety	Endlagerung Final Storage	Geotechnik Geotechnics	Wissenstran
Reaktordynamik Reactor Dynamics	Komponentenintegrität Component Integrity			Kommunikat Öffentlichkei Communicati Public Relatio
Unfallanalyse Accident Analyses	Angewandte Probabilistik Applied Probabilistics			Gesamtkoord Ostvorhaben General Co-o East-Europea
Übergreifende Fachaufgaben	Übergreifende Fachaufgaben			

Bild 2.3: Organisation der GRS (Stand März 1997)

Simulation Technology

Figure 2.3: GRS organisation chart (March 1997)

<mark>sführung</mark> anagement

W. Leder

Technisches Büro Moskau *)

Moscow
Technical Office *)

Technisches Büro Kiew *)

Kiev Technical Office *)

Zentralbereiche / Central Divisions

gen und e Aufgaben Safety ternational

n.) (temporary)

gen Safety

e Aufgaben

sfer ansfer

ion und tsarbeit on and ons

dination rdination of

n Projects

Projekte und Controlling

Projects and Controlling

W. Ullrich

Anlagensicherheit und Entsorgung

Plant Safety and Waste Management

Forschungsvorhaben und internationale Projekte

Research Projects and International Projects

Vertragsfragen
Contract Related Issues

Datenverarbeitung

Data Processing

H. Hoermann

DV-Anwendungen

DP Applications

DV-Systeme

DP Systems

Stabsstelle Netzwerke
Head Office Networks

Verwaltung

Administration

R. Antoni

Finanzen und Controlling

Finances and Controlling

Personal und Recht

Personnel and Legal Matters

Verwaltung Köln

Administration Cologne

Verwaltung Garching

Administration Garching

Verwaltung Berlin

Administration Berlin

Verwaltung Braunschweig

Administration Braunschweig Forschungsbetreuung

Research Management

P. Erlenwein

Programme und Anlagen

Programmes and Facilities

Störfälle und Komponenten

Incidents and Components

Stabsstelle Zentralaufgaben

Head Office Central Activities

Geschäftsstellen

General Secretariats

Störfall-Kommission und Techn. Ausschuß für Anlagensicherheit

Accident Commission and Technical Commitee for Plant Safety

Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch

Expert Commission on the Environmental Code

^{*)} gemeinsam mit IPSN / RISKAUDIT

^{*)} jointly with IPSN / RISKAUDIT

RISKAUDIT

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG) was jointly founded by GRS and its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) with its headquarters located in Paris. Activities are focused on the acquisition, co-ordination and technical performance of safety-related projects relating to nuclear power plants in Central and Eastern Europe and on the co-ordination of joint development projects of IPSN and GRS.

Economic Basis

Figure 2.2 provides a survey of the commercial basis of GRS. With only a few

figures, it presents the relevant data for the years 1995 and 1996 regarding

- balance
- profits and losses
- investments
- in-house research & development
- staff.

The end results show a considerable increase in the number of contracts and the work performed. Staff numbers also grew once more, which was due to the take-over of the Final Repository Safety Research Division in Braunschweig in the summer of 1995. For the time being, this technical Division will be financed through BMBF funds, which brings with it a corresponding increase in contracts. The

functions of final repository safety research are safety assessments and analyses relating to the disposal of nuclear and conventional wastes.

Activities abroad also showed an upward trend. The increase of about 20 % was mostly due to contracts awarded by the European Union to support the countries of Eastern Europe in finding solutions for their problems relating to the safety of nuclear facilities

For the future GRS expects that, despite an anticipated slight reduction in activities in the national nuclear sector, the company will be able to maintain the overall volume of orders owing to its high competence in the nuclear field.

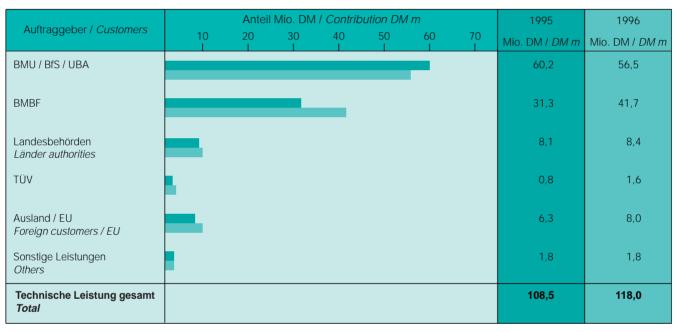


Bild 2.4: Zuordnung der technischen Leistungen nach Auftraggebern

Figure 2.4: Different customers' contributions to the overall volume of orders

Jahresbericht 1996 **GS**

Aufgabenfelder der GRS

Fields of Work of GRS

Die GRS forscht, entwickelt und analysiert im Rahmen von Aufträgen in vielfältigen Themenbereichen der nuklearen und konventionellen Sicherheitstechnik sowie des Strahlen- und Umweltschutzes. Sie lassen sich in vier Aufgabenfelder unterteilen. Ihr Anteil am Gesamtaufgabenumfang für die beiden letzten Jahre ist in Tabelle 3.1 dargestellt. Ein wesentlicher Teil aller Aufgaben bezieht sich auf Sicherheitsfragestellungen im Ausland und im internationalen Bereich. Ihr Anteil beträgt ca. 25 %.

Im Aufgabenfeld "Sicherheit KKW" bildete die vertiefte Auswertung gemeldeter Ereignisse und der Betriebserfahrung aus inund ausländischen Anlagen wieder einen Schwerpunkt. Die Arbeiten zur Ermittlung von Frühindikatoren für sicherheitsrelevante Phänomene und Ansätze für Sicherheitsverbesserungen wurden systematisch fortgeführt. Weitere wichtige Arbeiten betrafen die Weiterentwicklung der Beurteilungsgrundlagen für die bestehenden westlichen Anlagen und Anlagen russischer Bauart sowie die Entwicklung von Anforderungen an die Sicherheit neuer Anlagen. Ebenfalls wurden die umfangreichen Arbeiten mit unseren westlichen und östlichen Partnern zur Beurteilung von Sicherheitsverbesserungen für die Anlagen russischer Bauart fortgesetzt. An der inhaltlichen Ausrichtung des internationalen Review-Prozesses zur nuklearen Sicherheitskonvention wurde intensiv mitgearbeitet.

Im Aufgabenfeld "Sicherheitsforschung KKW" stand die Entwicklung und Validierung von Methoden zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen im Vordergrund. Der internationalen Zusammenarbeit kommt hierbei eine besondere Bedeutung zu. Gemeinsam mit unserem französischen Partnerinstitut IPSN wird ein schnellaufender Integralcode Beschreibung der Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter entwickelt. Die Adaptierung von Stör- und Unfallcodes der GRS für die Analyse von WWFR- und RBMK-Reaktoranlagen erfolgt in Zusammenarbeit mit russischen und osteuropäischen Institutionen. Kooperationspartner in Rußland sind vor allem das Kurchatov-Institut und der Entwickler der RBMK-Anlagen NIKIET. Wichtige Beiträge zur Validierung der WWER-Codeversionen wurden von Ungarn und der Tschechischen Republik geleistet.

Im Aufgabenfeld "Entsorgung Brennstoffkreislauf" wurden die Forschungsaktivitäten unseres neuen Fachbereiches vertraglich mit dem BMBF neu formuliert. Ziel ist es, durch eigene Programmentwicklung und Beteiligung an nationalen und internationalen experimentellen Forschungsvorhaben die Instrumentarien zur Bewertung der Endlagersicherheit für verschiedene geologische Formationen, Einlagerungsbedingungen und Abfallarten bereitzustellen. Gemeinsam mit französischen Experten wurden Strategien des nuklearen Brennstoffkreislaufes analysiert und übergreifende Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Stoffe in tiefen geologischen Formationen erarbeitet. Ein besonderes Vorhaben konzentriert sich auf die Sicherheitsbewertung zu Untertagedeponien von Sondermüll. Das gemeinsame Projekt für ein Konzept zur Umwandlung von Waffenplutonium in MOX-Brennelemente für Kernkraftwerke mit dem russischen Energieministerium MINATOM und

der deutschen Industrie im Auftrag des Auswärtigen Amtes wurde abgeschlossen. Ein Fortsetzungsvorhaben wurde abgestimmt.

Zu den Vorhaben im Aufgabenfeld "Anlagensicherheit und Umwelt" zählen die Betreuung der Störfall-Kommission, des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit sowie der vom BMU berufenen unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch. Für die Erstellung eines Altlastenkatasters und einer Bewertung von Maßnahmen zur Sanierung wurden für den ehemaligen Bereich des Uranerzbergbaus in der sogenannten Südregion umfangreiche Messungen sowie ein DV-gestütztes Dokumentations- und Auswertesystem fortgeführt.

Im Rahmen sonstiger internationaler Aufgaben wurden Arbeiten zur Unterstützung von BMU und BMBF bei der internationalen Zusammenarbeit durchgeführt. Das Seminarprogramm zur Ausbildung osteuropäischer Experten in sicherheitsrelevanten Fragestellungen sowie die Aufgaben zur Unterstützung (Know how-Transfer) osteuropäischer Behörden wurde weitergeführt.

Aufgabenfelder Fields of Work	Anteile [%] Share [%]	
	1995	1996
Sicherheit KKW Safety of NPPs	36	33
Sicherheitsforschung KKW NPP safety research	34	27
Sicherheit Entsorgung und Brennstoffkreislauf Waste management and fuel cycle safety	24	34
Anlagensicherheit und Umwelt Plant safety and environment	6	6

Tabelle 3.1: Die GRS ist auf allen in der Tabelle genannten Aufgabenfeldern tätig. Table 3.1: GRS is active in all the fields of work listed in the table above.



Die GRS forscht, entwickelt und analysiert in vielfältigen Themenbereichen der nuklearen und konventionellen Sicherheitstechnik sowie des Strahlen- und Umweltschutzes.

GRS performs research, development and analyses in many different areas of nuclear and conventional safety technology as well as radiological and environmental protection.

GRS carries out research, development and analyses within the framework of contracts involving many topics of nuclear and conventional safety technology as well as radiological and environmental protection. There are four major fields of work. Their share of the total range of tasks over the last two years is given in table 3.1, a major proportion (ca. 25%) being related to general international safety issues and individual problems in foreign countries.

In the area of "Safety of NPPs", the in-depth evaluation of reported events and operating experience from domestic and foreign facilities again constituted a major point. The work on determining early indicators of safety-relevant phenomena and approaches to safety improvements was systematically pursued. Other important work had to do with the further development of the basis for assessments of existing Western facilities and those of Russian design, as well as the development of safety requirements for new facilities. Likewise, extensive work was continued together with our Western and Eastern partners to judge safety improvements for Russian-designed facilities. Intensive collaboration was carried out on the subject matter of the international review process concerning the Nuclear Safety Convention.

In the field of "NPP safety research", the focus was on the development and valida-

tion of methods for the analytical simulation of incidents and accidents. Here, international co-operation is particularly important. A fast-running integral code for describing processes in the reactor coolant circuit and the containment is jointly developed with our French partner IPSN. The adaptation of GRS-developed incident and accident codes for analysing VVER- and RBMK-reactors ensues in co-operation with the Russian and East-European institutions. Co-operating partners in Russia are above all the Kurchatov Institute and NIKIET, the RBMK designer. Important contributions to the validation of the VVER code versions were made by Hungary and the Czech Republic.

In the area of "Waste management and fuel cycle", the research activities in our new Division were formulated anew in a contract with the BMBF. The aim is to provide the instruments to evaluate repository safety for various geological formations, storage conditions, and waste types through in-house code development and participation in national and international experimental research projects. Working together with French experts, strategies concerning the nuclear fuel cycle were analysed and general safety criteria for the disposal of radioactive materials in deep geological formations worked upon. A special project centres

upon evaluating the safety of underground storage facilities for special wastes. The joint project for a concept for the conversion of weapons plutonium into MOX fuel elements for nuclear power plants was concluded; it had been performed together with the Russian Ministry of Energy MINATOM and the German industry under contract from the Foreign Ministry. A follow-up project was agreed upon.

Projects in the field of "Plant safety and environment" include the running of general secretariats for the Accident Commission, the Technical Committee on Plant Safety and the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the BMU. For the creation of a register of contaminated sites and objects and the assessment of clean-up measures, numerous measurements as well as a DP-supported documentation and evaluation system were continued for the former areas of uranium ore mining in the so-called Southern Region.

Within the context of other international tasks, support for the BMU and the BMBF was continued in the field of these Ministries' international co-operation activities. The programme of seminars for the further qualification of East-European experts in safety relevant matters was continued, as was the know-how transfer to strengthen East-European Authorities.

Jahresbericht 1996 SS

Forschungsergebnisse zur Reaktorsicherheit

Results of Reactor Safety Research

Die Analyse neuer Reaktorkonzepte – eine besondere Herausforderung an die Simulationstechnik

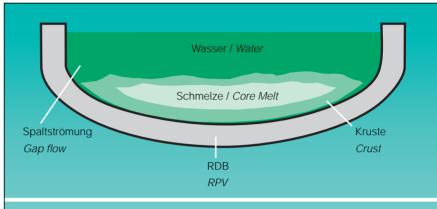
Parallel zur stetigen Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus der heute in Betrieb befindlichen Reaktoranlagen, wie z. B. der Erweiterung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts durch Einbeziehen von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, wird weltweit an der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte gearbeitet. Die Neuentwicklungen zeichnen sich durch eine Vielfalt neuer Ideen und Lösungswege aus. Insgesamt wird zwischen vier Grundkonzepten unterschieden, die auf evolutionären und innovativen Ansätzen beruhen.

Evolutionäre Konzepte

Diese basieren auf einer gezielten Weiterentwicklung bewährter Reaktorlinien, wobei auf eine sehr umfangreichen Betriebserfahrung und eine mehr als dreißigjährige Reaktorsicherheitsforschung zurückgegriffen werden kann. Dazu gehören z.B. die Neuentwicklungen APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) und ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), die gemeinsam von amerikanischen und japanischen Firmen entwickelt werden. Der ABWR geht in der Sicherheitstechnik allerdings kaum weiter als die neuesten derzeit in Deutschland betriebenen Anlagen. So sind die meisten "neuen Sicherheitsmerkmale" der gegenwärtig in Japan gebauten ABWR bereits in den Anfang der 70er Jahre erstellten KWU-Siedewasserreaktoren realisiert, wie beispielsweise der Einsatz interner Umwälzpumpen.

Reaktoranlagen mit evolutionärem Dampferzeugungssystem und innovativem Sicherheitsbehälter

Sie unterscheiden sich von den rein evolutionären Konzepten durch eine wesentliche Stärkung der Sicherheitsbehälterfunktion. Hier ist z.B. der EPR (European Pressurized Water Reactor) einzuordnen, eine gemeinsame deutsch-französische Entwicklung. Bei der Auslegung des Sicher-



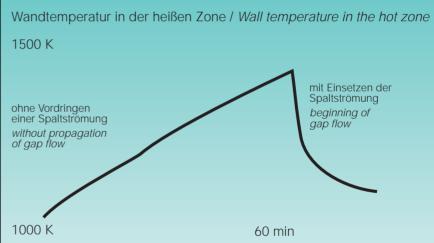


Bild 4.1: Nachwärmeabfuhr aus dem unteren Plenum während des TMI-Unfalls, simuliert mit ATHLET

Figure 4.1: Residual-heat removal from the lower plenum during the TMI-accident, simulated by the ATHLET-code

heitsbehälters werden im Gegensatz zu den bisherigen Reaktorbaulinien Unfälle mit Kernschmelze explizit berücksichtigt, so dass die Unfallauswirkungen weitestgehend auf die Reaktoranlage begrenzt bleiben. Dies bedeutet gegenüber den bisherigen Reaktorkonzepten eine wesentliche Anhebung der Sicherheitsqualität.

Reaktoren auf der Basis evolutionärpassiver Konzepte

Diese zeichnen sich durch eine verstärkte Nutzung passiver Systeme aus. Deren Funktion ist dadurch charakterisiert, dass sie von externer Energieversorgung weitgehend unabhängig ist. In diese Kategorie sind z.B. die amerikanischen Entwicklungen AP-600 (Advanced Pressurized Water-Reactor-600MWe) und SBWR (Simplified Boiling Water Reactor) sowie der russische WWER-407 und der Siedewasserreaktor SWR-1000 von Siemens einzuordnen.

Innovative Konzepte

Innovative Konzepte lösen sich von den bisher gebauten Reaktortypen und sind durch völlig neue Ansätze gekennzeichnet. Diese Konzepte beruhen vorwiegend auf der Ausnutzung inhärenter und passiver Mechanismen. Ziel ist, ein Schmelzen des Kerns mittels naturgesetzlich wirksamer Sicherheitseigenschaften weitgehend auszuschließen. Ein typischer Vertreter dieser Kategorie ist der Reaktor PIUS (Process Inherent Ultimate Safety), der von ABB entwickelt wurde. Der in Deutschland entwickelte Hochtemperaturreaktor kleiner Leistung (HTR-Modul) kann ebenfalls in diese Gruppe innovativer Konzepte eingeordnet werden.

Sicherheitstechnische Anforderungen

Parallel mit der weltweiten Entwicklung neuer Reaktorkonzepte werden die sicherheitstechnischen Anforderungen fortgeschrieben. Wichtige Anstöße hat z.B. 1991 die IAEA Konferenz "The Safety of the Nuclear Power: Strategies for the Future" gegeben, auf der gefordert wurde, Reaktorunfälle mit Kernschmelzen explizit und systematisch in der Auslegung zu berücksichtigen, wobei dem Sicherheitsbehälter eine Schlüsselrolle zugeordnet wurde. Mit dem "Artikelgesetz", dem siebten Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes, hat Deutschland als erstes Land den gesetzlichen Rahmen für die Entwicklung neuer Reaktoren vorgegeben. In dem 1994 verabschiedeten Gesetz ist festgelegt, daß die Genehmigung neuer Kernkraftwerke nur dann erteilt werden darf, "wenn auf Grund der Beschaffenheit und des Betriebs der Anlage auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden". Das Gesetz leat weiterhin fest, daß die hierfür zugrunde zu legenden Ereignisse in Leitlinien näher zu bestimmen sind.

In diesem Zusammenhang sind in den vergangenen Jahren im Vorlauf zur technologischen Entwicklung des EPR in vielen Bereichen detaillierte Anforderungen entwickelt worden. Sie wurden in Empfehlungen fixiert, die gemeinsam von der französischen Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR) und der deutschen Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) im Auftrag ihrer Regierungen erstellt wurden. Hierfür erarbeitete die GRS gemeinsam mit ihrer französischen Partnerorganisation IPSN die wissenschaftlichtechnischen Grundlagen.

Die Anforderungen betreffen sowohl die Unfallprävention als auch die Beherrschung von Kernschmelzunfällen. Eine verbesserte Unfallprävention soll durch die

18

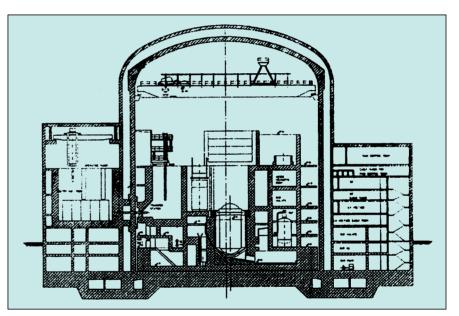
weitere Optimierung des mehrstufigen Schutzkonzepts erreicht werden. Die Forderung nach einer weiteren Verringerung der Kernschmelzhäufigkeit soll vor allem durch eine Verbesserung des Anlagenverhaltens bei Transienten erfüllt werden. Maßnahmen hierzu sind

- die Erhöhung der thermischen Trägheit des Systems und damit der Karenzzeiten für Operatoreingriffe,
- die Reduzierung möglicher Common-Cause-Ausfälle (Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache) durch Erhöhung des Diversitätsgrades von Sicherheitsfunktionen,
- eine weitere Verbesserung der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine,
- die Vereinfachung des Systemaufbaus sowie
- die Nutzung des Fortschritts in der Informationstechnik.

Ein grundlegendes Ziel besteht darin, Unfallsituationen bzw. Phänomene, die zu großen Freisetzungen führen könnten, praktisch auszuschließen. Dazu gehören

- Ereignisse mit einer Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung unter Umgehung der Barriere Sicherheitsbehälter.
- Kernschmelzen unter hohem Druck,
- globale Wasserstoffdetonationen im Sicherheitsbehälter und Dampfexplosionen innerhalb und außerhalb des Reaktordruckbehälters, die die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden könnten

Die Konsequenzen von Unfallsituationen oder Phänomenen, die nicht ausgeschlossen werden, z. B. Kernschmelzen bei niedrigem Druck, müssen so begrenzt werden, dass sie zu keiner Integritätsgefährdung des Sicherheitsbehälters führen.



Parallel zur industriellen deutsch-französischen Entwicklung EPR erarbeitet die GRS gemeinsam mit IPSN die sicherheitstechnischen Anforderungen an die künftige Reaktorgeneration. Parallel to the Franco-German development of the EPR, GRS and IPSN are together working out the safety-related requirements for the next generation of reactors.

Die erhöhten Anforderungen an die Funktion des Sicherheitsbehälters stellen einen wesentlichen Schritt zu einer neuen Sicherheitsqualität dar. Entsprechend dem Artikelgesetz muss sichergestellt werden, dass auch bei einem Kernschmelzunfall die hierbei mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe so weit begrenzt wird, dass nur ein zeitlich begrenztes Verbleiben in Häusern, jedoch keine Evakuierungsmaßnahmen außerhalb der unmittelbaren Umgebung des Kraftwerks und keine langfristige Einschränkung beim Verzehr von Nahrungsmitteln erforderlich werden.

Für alle neuen Reaktorkonzepte ist ein Sicherheitsnachweis zu führen. Diese Aufgabe stellt einen Schwerpunkt der GRS-Tätigkeit dar. Die sicherheitstechnische Bewertung des EPR-Konzeptes wird von der GRS gemeinsam IPSN durchgeführt.

Grundsätzlich wird der Sicherheitsnachweis deterministisch geführt. Ergänzend sind probabilistische Methoden zur Schwachstellenanalyse und zur Überprüfung der Ausgewogenheit des Gesamtkonzepts heranzuziehen. Hierzu müssen die analytischen Werkzeuge bereitgestellt werden, die sich auf experimentelle Daten

Jahresbericht 1996 GCS

aus entsprechenden Reaktorsicherheitsexperimenten abstützen. Die Entwicklung und Verifizierung der benötigten Rechenprogramme – und dies betrifft sowohl die deterministische als auch die probabilistische Sicherheitsanalyse – ist ein Schwerpunkt der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten der GRS.

Rechencodes

Zur Analyse des Kühlkreislaufvehaltens neuer Reaktorkonzepte werden die Rechenprogramme ATHLET und ATHLET-CD weiterentwickelt. Bei ATHLET steht die Simulation von Naturumlaufvorgängen und die Nachbildung passiver Systemfunktionen im Vordergrund. Die Erweiterung von ATHLET-CD betrifft vor allem die Beschreibung der Spätphase eines Kernschmelzunfalls.

Zur Analyse der während eines Stör- oder Unfalls im Sicherheitsbehälter ablaufenden Vorgänge wird das Programm COCO-SYS entwickelt. Das auf mechanistischen Modellen basierende Codesystem baut im wesentlichen auf den Programmen RAL-OC (Thermohydraulik und Wasserstoffverhalten) und FIPLOC (Aersol-und Jodverhalten) auf. Hauptziel der COCOSYS-Entwicklung ist die Erfassung aller für den Unfallablauf relevanten Wechselwirkungen. Für die sicherheitstechnische Nachweisführung neuer Reaktorkonzepte, charakterisiert durch eine wesentlich höhere Anforderung an die Containmentfunktion, erlangt COCOSYS einen besonderen Stellenwert

Gemeinsam mit IPSN wird für die Untersuchung von Stör- und Unfällen im Rahmen probabilistischer Sicherheitsanalysen der

schnellaufende Integralcode ASTEC mit teilweise vereinfachten Modellen zur Simulation des Gesamtsystems Kühlkreislauf/Sicherheitsbehälter entwickelt.

Mit der Forderung für neue Reaktoren, Unfälle mit Kernschmelzen bereits bei der Auslegung zu berücksichtigen, kommt den Fragen zur langfristigen Kühlung der Kernschmelze eine besondere Bedeutung zu. Die Untersuchung der Schmelzekühlung, und dies betrifft sowohl die Schmelzekühlung im Reaktordruckbehälter (RDB) als auch im Sicherheitsbehälter, ist ein neuer Forschungsschwerpunkt der GRS.

Ausgehend von der Auswertung des Kernschmelzunfalls in der amerikanischen Anlage Three Mile Island (TMI) wird die Möglichkeit einer Schmelzekühlung innerhalb des RDB untersucht. Der Unfall in der TMI-Anlage hat gezeigt, dass die RDB-Integrität auch bei einer größeren Schmelzeverlagerung in das untere Plenum durch interne Kühlmechanismen erhalten werden kann

Dabei handelt es sich im wesentlichen um das Vordringen einer Wasserströmung in einen Spalt zwischen der RDB-Wand und der Kruste des geschmolzenen Materials, der sich aufgrund der thermoplastischen Verformung des Druckbehälters ausbilden kann

Bei der GRS wurde unter Verwendung des Thermohydraulik-Codes ATHLET ein Modell für die Nachwärmeabfuhr aus dem unteren Plenum entwickelt. Die Simulationen zeigten, daß es mit einer vergleichsweise geringen Spaltströmung von 0,2 kg/s möglich ist, das durch Materialuntersuchungen ermittelte thermische Verhalten der RDB-Wand zu reproduzieren. Die

Frage, wie sich diese Strömung ausbilden konnte und ob es sich hierbei um einen inhärenten Mechanismus handelt, wird zur Zeit im Rahmen eines BMBF-Forschungsvorhabens von der GRS in Zusammenarbeit mit verschiedenen Hochschulen und der Industrie näher untersucht. Ziel ist die Entwicklung belastbarer Verfahren zur realistischen Simulation der Wechselwirkung zwischen dem Kernmaterial und der RDB-Wand im unteren Plenum. Die Verifizierung und Quantifizierung der internen Kühlmechanismen könnte eine Möglichkeit zur Schmelzerückhaltung auch für Reaktoren mit höherer Leistung eröffnen.

Zur analytischen Simulation der Schmelzeausbreitung und Schmelzekühlung im Sicherheitsbehälter wird, ausgehend von einem Modell zur Beschreibung vulkanischer Lavaströme, das Programmodul LAVA für den Code COCOSYS entwickelt. LAVA basiert auf der Modellierung eines Bingham-Fluids und beschreibt die Schmelzeausbreitung und Schmelzekühlung unter Einbeziehung der Wechselwirkungen mit Beton und Opferschichten einschließlich der damit verbundenen Spaltproduktfreisetzungen.

Die GRS nimmt mit LAVA an dem von der Fa. Siempelkamp initiierten EU-Benchmark teil. Aufgabe ist die Nachrechnung eines großskaligen COMAS-Experiments, bei dem die Ausbreitung von 1200 kg Schmelze bei einer Anfangstemperatur von etwa 2000 °C simuliert wurde. Erste LAVA Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung mit der experimentellen Ausbreitungs-Charakteristik und der maximal erzielten Ausbreitungslänge.

The analysis of new reactor concepts – a special challenge for simulation technology

Parallel to the constant development of the safety level of the currently operating reactor plants – like e.g. the broadening of the defence-in-depth concept by the inclusion of accident management measures – new reactor concepts are being developed world-wide. These new developments are marked by a variety of new ideas and solutions. In all, there are four basic concepts that rest on evolutionary and innovative approaches.

Evolutionary concepts

These are based on a targeted further development of proven reactor types, with the possibility of drawing on extensive operating experience and more than thirty years of reactor safety research. They include e.g. the new developments APWR (Advanced Pressurised Water Reactor) and ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) that are jointly developed by US and Japanese companies. The safety concept of the ABWR, however, hardly differs from that of the most recent BWR plants operated in Germany. For example, most of the "new safety features" of the ABWRs currently built in Japan were already implemented in the BWR plants built by KWU in the early 70s, like e.g. the use of internal recirculation pumps.

Reactor plants with evolutionary steam generator systems and innovative containments

These differ from the purely evolutionary concepts in a considerable enhancement

of the containment function. This category includes e.g. the EPR (European Pressurised Water Reactor), a joint Franco-German development. Contrary to former reactor types, core meltdown accidents are explicitly considered in the design of the containment so that accident consequences remain largely confined to the reactor plant itself. Compared to the existing reactor concepts, this represents a considerable enhancement of the quality of safety.

Reactors based on evolutionary passive concepts

These are characterised by an increased use of passive systems. Their function is marked by the fact that it is largely independent of external energy supplies. This category includes e.g. the US develop-

ments AP-600 (Advance Pressurised Water Reactor 600 MWe) and SBWR (Simplified Boiling Water Reactor) as well as the Russian VVER-407 and the SWR-1000 boiling water reactor design of the Siemens company.

Innovative concepts

Innovative concepts break with the reactor types built so far and are characterised by completely new approaches. These concepts are mainly based on the exploitation of inherent and passive mechanisms. The aim is to exclude to the widest possible extent a melt-down of the core through safety features that act according to the laws of nature. A typical representative of this category is the PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) reactor developed by ABB. The low-capacity High Temperature Reactor (HTR module) developed in Germany can also be classified in this group of innovative concepts.

Safety requirements

Parallel to the world-wide development of new reactor concepts, safety requirements are also constantly amended. New, important impulses were given e.g. by the IAEA conference on "The Safety of Nuclear Power: Strategies for the Future" that took place in 1991 and which demanded that reactor accidents involving core meltdown should be explicitly and systematically considered in the design, with the containment being attributed a key role. With the so-called "Article Law", the seventh amendment of the Atomic Energy Act, Germany has been the first country to provide a legal framework for the development of new reactors. This law, which was passed in 1994, stipulates that a licence for a new nuclear power plant may only be granted , where, because of the characteristics and the operation of an installation, even if incidents were to occur which the preventive action taken is practically guaranteed to exclude, these would not require radical action to ensure protection against the damaging effects of ionising radiation outwith the enclosed installation site". The law furthermore specifies that the incidents on which the structure of the installation shall be based shall be determined in greater detail in the form of guidelines.

In this context, detailed requirements for many areas have been worked out during the last couple of years in the run-up to the technological development of the EPR. These were laid down in recommendations put together jointly by the French Groupe Permanent chargé des Réacteurs nu-

20

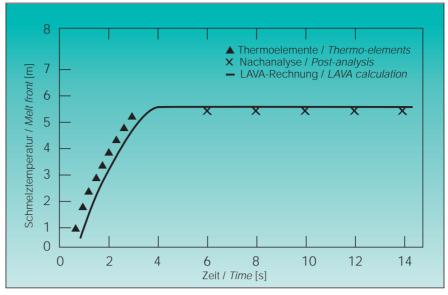


Bild 4.2: COMAS-Experiment.

COMAS-5a: 50/50-Metall/Oxid-Kernschmelzeausbreitung entlang der Versuchsbahn

Figure 4.2: COMAS-Experiment.

COMAS-5a: 50/50-metal/oxide core melt spreading along the experimental allev

cléaires (GPR) and the German Reactor Safety Commission (RSK) on the order of their respective governments. The scientific and technical groundwork for these recommendations was performed by GRS and its French partner IPSN.

The requirements concern accident prevention as well as the control of core meltdown accidents. Improved accident prevention is to be achieved by a further optimisation of the defence-in-depth concept. The call for a further reduction in core meltdown occurrence frequencies is to be answered above all by an improvement of plant behaviour during transients. The possible measures in this connection are

- the increase of thermal inertia of the system and thus also of the grace period allowing operator interventions,
- the reduction of possible commoncause failures by increasing the degree of diversity of safety functions,
- a further improvement of the manmachine interface,
- the simplification of the system structure,
- the use of the progress made in information technology.

The increased requirements for the containment function represent an important step towards a new quality of safety. The Article Law stipulates that even in the case of a core meltdown accident the possible associated release of radioactive substances has to be limited to such an extent that it will only be necessary for the population to remain indoors for a limited period of time, but that no evacuation measures outside the immediate surroundings of the power plant and no long-term restrictions on the consumption of foodstuffs will be necessary.

One fundamental aim is to practically exclude any accident situations or phenomena that may lead to a large-scale release. These include

- events involving a release of fission products into the environment, bypassing the containment barrier,
- core meltdown at high pressure,
- global hydrogen detonations in the containment and in-vessel and ex-vessel steam explosions that might put containment integrity at risk.

The consequences of accident situations or phenomena that cannot be excluded, e.g. core meltdown at low pressure, have to be thus limited that they cannot jeopardise containment integrity.

A safety analysis has to be performed for all new reactor concepts. This is one of the central tasks of GRS. The safety-related assessment of the EPR concept is performed jointly by GRS and IPSN.

In principle, safety analyses are performed on a deterministic basis. Probabilistic methods are to be applied in addition to analyse weak points and examine the overall balancing of the general concept. For this purpose, analytic tools have to be pro-

Jahresbericht 1996 **GSS**

vided that are based on experiment data from relevant reactor safety experiments. The development and verification of the computer codes needed – and this concerns both deterministic as well as probabilistic safety analyses – is one major aspect of the research and development activities at GRS.

Computer codes

The ATHLET and ATHLET-CD codes are further developed for the analysis of the cooling circuit behaviour of new reactor concepts. In ATHLET, the main emphasis is on the simulation of natural circulation processes and the modelling of passive system functions. The code extension ATHLET-CD is mainly designed for a description of the late phase of a core meltdown accident.

The COCOSYS code is developed for the analysis of processes developing in the containment during incidents and accidents. This code system, which builds on mechanistic models, is mainly based on the RALOC (thermal-hydraulics and hydrogen behaviour) and FIPLOC (aerosol and iodine behaviour) codes. The major objective of COCOSYS development is the registration of all interactions relevant for the progression of the accident. COCOSYS plays a particularly important role in the demonstration of the safety of new reactor concepts, which are characterised by considerably higher demands on the containment function.

The high-performance ASTEC integral code is developed jointly with IPSN for the analysis of incidents and accidents within the framework of probabilistic safety analyses. ASTEC incorporates some simplified models for the simulation of the overall cooling circuit/containment system.

The requirement for new reactors that core meltdown accidents already have to be considered in the design lends special importance to the issue of long-term cooling of the core melt. Investigations into melt cooling represent a new major field of research for GRS, concerning melt cooling inside the reactor pressure vessel (RPV) as well as inside the containment.

Based on the evaluation of the core meltdown accident in the Three Mile Island (TMI) plant in the USA, the possibilities of in-vessel melt cooling are investigated. The TMI accident has shown that RPV integrity can be maintained with the help of internal cooling mechanisms even in case of a larger dislocation of the melt into the lower plenum.

This mainly concerns the propagation of a flow of water into a gap between the RPV wall and the crust of the molten material; this gap may form as a result of thermoplastic deformations of the pressure vessel.

Using the ATHLET thermal-hydraulics code, experts at GRS developed a model simulating residual-heat removal from the lower plenum. The simulations showed that at a comparatively low flow rate of 0.2 kg/s through the gap it is possible to reproduce

the thermal behaviour of the RPV wall that was determined in material tests. The questions how this flow was generated and whether an inherent mechanism was involved are currently being investigated by GRS in co-operation with several universities and the industry. The aim is to develop a reliable procedure for a realistic simulation of the interaction of core material and the RPV wall in the lower plenum. The verification and quantification of the internal cooling mechanisms could open up a possibility of melt retention for reactors with higher capacity, too.

On the basis of a model for the description of volcanic lava streams, the LAVA module is developed to be included in the COCOSYS code for the analytic simulation of melt spreading and melt cooling inside the containment. LAVA is based on the modelling of a Bingham fluid and describes melt spreading and melt cooling under consideration of the interaction with concrete and sacrificial layers including the associated fission product release.

GRS is participating with the LAVA module in the EU benchmark initiated by the Siempelkamp company. The task set by this benchmark is to recalculate a large-scale COMAS experiment in which the spreading of 1200 kg of melt at an initial temperature of about 2000 °C was simulated. First results obtained with LAVA showed good agreement with the experimental spreading characteristics and the maximum achieved length of the spread.

K. F. Wolfert



GRS-Rechencodes werden auch für Kernkraftwerke russischer Bauart eingesetzt, wie z.B. bei der Sicherheitsbeurteilung des litauischen Kernkraftwerks Ignalina.

GRS-developed codes are also applied to Russian-designed nuclear power plants, like e.g. in the safety assessment of the Lithuanian Ignalina nuclear power plant.

4.1 Untersuchungen zum Einsatz katalytischer Rekombinatoren in großen Trockencontainments in Deutschland

In den letzten Jahren wurden, insbesondere in Deutschland und Kanada, umfangreiche Anstrengungen unternommen, um den Einsatz katalytischer Rekombinatoren zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentrationen in der Containmentatmosphäre bei einem schweren Unfall zu untersuchen. Basierend auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen in Deutschland wurde von der Reaktor-Sicherheitskommission im Juni 1994 empfohlen, katalytische Rekombinatoren in großen Trockencontainments von Druckwasserreaktoren einzusetzen. Im Rahmen eines BMU-geförderten Projektes führt die GRS detaillierte Untersuchungen durch, um die laufenden Diskussionen bezüglich der Grundanforderungen zum Einsatz eines Systems katalytischer Rekombinatoren in großen Trockencontainments zu unterstützen.

Kurz nach dem Eintritt eines schweren Unfalls, der zu Kernzerstörung und Kernschmelzen führt, wird erwartet, daß eine große Menge Wasserstoff in das große Trockencontainment eines Druckwasserreaktors freigesetzt wird. Entsprechend der örtlichen Wasserstoffansammlung, der Gasgemischzusammensetzung, den Turbulenzen, und der Anordnung von Strukturen im Containment, kann das Gasgemisch Bedingungen erreichen, unter denen eine deflagrative Verbrennung oder lokale Detonationen möglich sind. Da das Containment die letzte Barriere gegen die Spaltproduktfreisetzung bildet, sind sorgfältig geplante Maßnahmen erforderlich, um Wasserstoffkonzentrationen zu verhindern, die das Potential in sich bergen, die Containmentintegrität zu gefährden.

Mit dem Integralcode MELCOR wurde eine Auswahl repräsentativer schwerer Störfallszenarien berechnet. Das Ergebnis der MELCOR-Rechnungen, d.h. die Gasentstehungsraten und Spaltproduktwärme als Ergebnis der Kernzerstörung und der Schmelze-Beton-Wechselwirkung werden als Eingabe für den Containment-Code

RALOC MOD4 benötigt. Folgende spezielle Punkte sind dabei zu klären:

- die Anordnung von katalytischen Rekombinatoren in einem vielfach unterteilten Containment (Entwicklung von generellen Kriterien),
- die Bestimmung der lokalen und der Gesamtkapazität eines Rekombinatorsystems, das benötigt wird, um hohe Wasserstoffansammlungen zu vermeiden
- der Einfluss des Rekombinatorsystems auf die Gasverteilung im Containment unter Unfallbedingungen (Förderung der Gasdurchmischung) und
- die Auswirkungen eines lokalen Versagens von Katalysatoren wegen der Nähe zum Bruchort (Strahlkräfte) oder durch katalytischer Gifte.

Zusätzlich soll, wenn Zahl und Anordnung der katalytischen Rekombinatoren feststehen, die Gesamtwirksamkeit eines solchen Systems durch die analytische Simulation demonstriert werden. Alle diese Untersu-

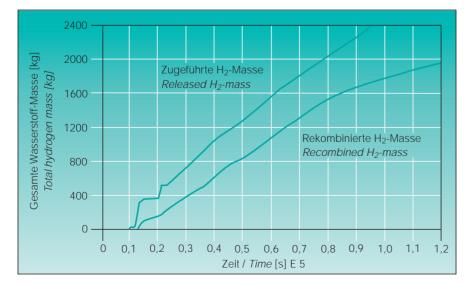


Bild 4.3: Gesamte in den Sicherheitsbehälter freigesetzte und rekombinierte Wasserstoffmasse Figure 4.3: Total mass of hydrogen released into the containment and recombined there

chungen werden zur Zeit mit dem Containment-Code RALOC MOD4 durchgeführt, der ein validiertes Katalysatormodell enthält. Der Status und erste Ergebnisse der RALOC-Rechnungen für die Referenzanlage eines deutschen Druckwasserreaktors (Typ Konvoi, 1300 MW) soll hier zusammen mit einigen vorläufigen Schlussfolgerungen beschrieben werden, die die Erfordernisse für den Einsatz eines Systems katalytischer Rekombinatoren in großen Trockencontainments betreffen.

Untersuchungen von Abläufen schwerer Unfälle mit dem Code MELCOR

Für detaillierte Untersuchungen über die Wirksamkeit eines Systems, das aus einer Anzahl katalytischer Rekombinatoren besteht, die im Containment verteilt angeordnet sind, werden die Daten der in das Containment freigesetzten Massen und Energien als Eingabe für die Berechnung mit dem Containment-Code RALOC benötigt. Mit der aktuellen von der Nuclear Regulatory Commission (NRC) Ende 1994 freigegebenen MELCOR-Version 1.8.3 berechnet die GRS die Ereignisabläufe in Druck- und Siedewasserreaktoranlagen, die zu Kernzerstörungen führen.

Der MELCOR-Datensatz gibt ein relativ detailliertes Bild der deutschen Konvoi-Anlage wieder. Die Nodalisierung des Primär- und Sekundärkreises basiert auf den Erkenntnissen thermohydraulischer Detailanalysen mit dem Detailcode ATHLET und orientiert sich an den Erfordernissen einer integralen Codeanalyse.

Die Ereignisabläufe "Vollständiger Ausfall der Speisewasserversorgung mit gleichzeitiger Druckentlastung des Primärkreises (typischer ND*-Fall)" und "2F-Bruch der Druckhalterverbindungsleitung an der Verbindung zum heißen Strang (typischer ND-Fall)" sind analysiert worden. Damit handelt es sich um zwei Fälle, die sich hinsichtlich des Beginns und des weiteren Ablaufes der Kernzerstörung vollständig unterscheiden.

Daten für die Simulation eines großen Trockencontainments im Code RALOC

Um ein hohes Maß an Prognosegüte zu erreichen, ist prinzipiell eine große Detaillierung mit hoher Auflösung bei den Eingabedaten für die Analyse mit RALOC erforderlich. Dies gilt insbesondere für die Wiedergabe realer Räume der Referenzanlage durch die sogenannten Modellräume des Codes. Der hohe Detaillierungsgrad ist für die wirklichkeitsnahe Simulation langzeitiger Konvektionsvorgänge in

Jahresbericht 1996 **GS**

einem Containment notwendig. Dies bestimmt letztendlich die sich ergebenden lokalen Wasserstoffkonzentrationen und hierdurch die lokale Positionierung der Rekombinatoren.

Ebenso ist ein hohes Maß an Detaillierung erforderlich, um die Verbindungen zwischen benachbarten Räumen entsprechend ihrer Größe, Anordnung und Richtung abzubilden. Bei diesen Öffnungen unterscheidet man zwischen freien Öffnungsflächen, Öffnungen, die druckabhängig öffnen, wie Türen, Berstklappen, Berstfolien, sowie zwischen Ventilationsund Drainageverbindungen.

Hierfür muss das reale Containment genau bekannt sein. Diese detaillierten Angaben werden aus den Gebäudezeichnungen, aus zusätzlichen Dokumenten des Herstellers und Betreibers sowie aus Anlagenbegehungen entnommen. Für die freien Volumina der einzelnen Räume sowie für die wärmeleitenden Strukturen in den Räumen und für die Decken und Wände aus Beton, Stahl oder anderen Materialien sind nur realistische Werte anzusetzen.

Unter Berücksichtigung der erwähnten Erfordernisse für die Erstellung eines Eingabedatensatzes wurde eine RALOC-Nodalisierung entwickelt, die aus 106 Modellzonen für den Bereich innerhalb des Containments, 14 Modellzonen für den äußeren Ringraum und 9 Modellzonen für das Hilfsanlagengebäude besteht. Weiterhin enthält der RALOC-Eingabedatensatz insgesamt 462 Verbindungen, 226 Wärmeleitstrukturen und als ersten Ansatz ein System von 53 Rekombinatoren verschiedener Größe.

Randbedingungen, Annahmen und Eingabedaten für die detaillierten RALOC-Untersuchungen aus den MELCOR-Rechnungen

Aus den MELCOR-Rechnungen zu den jeweiligen Unfallabläufen wurden für den Code RALOC die Eingabedaten zur Freisetzung von Wasser, Dampf, Wasserstoff, Kohlenmonoxid, Kohlendioxid, Systemwärme und der Wärme, die von flüchtigen Spaltprodukten abgegeben wird, aufbereitet. Für die RALOC-Untersuchungen zur ND*-Unfallsequenz wurden zwei Rechnungen durchgeführt

- eine Referenzrechnung ohne Rekombinatoren (bis zu 56 Stunden Problemzeit)
- eine Rechnung mit katalytischen Rekombinatoren (bis zu 33 Stunden Problemzeit).

Die erste Rechnung für wurde beendet, sobald der Auslegungsdruck des Containments erreicht war. Für die RALOC-Rechnung mit katalytischen Rekombinatoren war die Abnahme der O2-Konzentrationen auf einen minimalen Wert das Hauptkriterium zur Beendigung der Rechnung.

Für den ND*-Unfallablauf wurde als Freisetzungsort für Wasser und Energie in das Containment der Raum, in dem der Druckentlastungstank steht, angenommen (Invessel-Phase). Nach dem Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters wechselt der Freisetzungsort in die Reaktorkaverne (Ex-vessel-Phase).

Die Verteilung der Rekombinatoren auf die einzelnen Räumen wurde aus der Referenzrechnung abgeleitet. Als erste Annahme wurden Rekombinatoren vornehmlich serstoffmasse dargestellt, zusammen mit dem Integral der Wasserstoffmenge, die in der Zeitspanne der Analyse rekombiniert wird. Bild 4.4 beschreibt die Druckverläufe der beiden Berechnungen für eine Reihe von charakteristischen Räumen ohne (obere Kurve) und mit Rekombinatoren (untere Kurve).

Zunächst ist der Druck für den Fall mit Rekombinatoren leicht höher als ohne Rekombinatoren. Hier macht sich der zusätzliche Energieeintrag durch die katalytische Reaktion bemerkbar. Langzeitig jedoch fällt der Druck für den Fall mit Rekombinatoren stärker ab und bleibt niedriger als die Druckkurve für die Referenzrechnung. Während der Rekombination werden die nichtkondensierbaren Gase

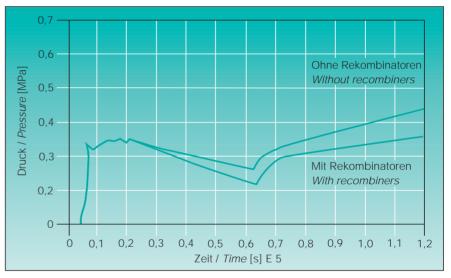


Bild 4.4: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter mit und ohne Rekombinatoren Figure 4.4: Containment pressure with and without recombiners

in den Räumen angeordnet, in denen eine kritische Wasserstoffsituation (örtliches Überschreiten der Brennbarkeitsgrenze bis zur Detonationsgrenze) durch den Ablauf des Unfalls erreicht wurden. Die Auswahl der Größe der Rekombinatoren wurde entsprechend der räumlichen Gegebenheit vorgenommen. In den Bereichen, in denen beim ND*-Störfall die Freisetzung von Masse und Energie stattfindet, wurden keine Rekombinatoren vorgesehen.

Vergleich der berechneten Ergebnisse mit und ohne Rekombinatoren

Im folgenden werden einige Ergebnisse der beiden Rechnungen für die ND*-Sequenz beschrieben. In Bild 4.3 ist das Integral der gesamten in die Containmentatmosphäre freigesetzten Was(O₂ und H₂) zu kondensierbarem Dampf umgewandelt. Die zunehmende Dampfkondensation an den Oberflächen der Strukturen (Beton) wie auch der zunehmende Wärmeübergang an die Strukturen wegen höherer Temperaturdifferenzen führt letztendlich zu einem etwas niedrigeren Druckniveau im Containment.

Für die folgende Ergebnisdiskussion wurden charakteristische Räume ausgewählt, für die die örtliche Wirksamkeit der katalytischen Rekombinatoren dargestellt wird. Bild 4.5 zeigt den Konzentrationsverlauf in einem 3-Stoff-Diagramm für den unteren Dampferzeugerraum (Loop 1/2) mit und ohne Rekombinatoren. Wie zu ersehen ist, bewegt sich der Konzentrationsverlauf ohne Rekombinatoren auf die Detonationsgrenze zu, während mit Rekombinatoren die Gemischzusammensetzung nicht einmal die Brennbarkeitsgrenze überschreitet.

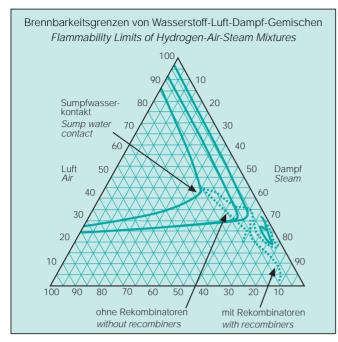


Bild 4.5: Konzentrationsdiagramm unterer Dampferzeuger-Raum, Loop 1/2

Figure 4.5: Concentration diagram lower SG room, loop 1/2

Ein ähnliches Verhalten zeigt sich in der höchsten Kuppelzone, für die der Konzentrationsverlauf in Bild 4.6 dargestellt ist. Dort reduziert ein großer Rekombinator die Wasserstoffkonzentration so stark, daß die Brennbarkeitsgrenze nicht erreicht wird. Zusätzlich ist ein starker Anstieg der Dampfkonzentration in diesem Bereich zu beobachten. Die gegebenen Beispiele sind typisch für das Konzentrationsverhalten bei einem Unfall, bei dem - ausgehend von einer dampfreichen Gemischzusammensetzung - die Wasserstoffkonzentration die Brennbarkeitsgrenze erreicht und sogar überschreitet und sich der Detonationsgrenze nähert. Die eingesetzten Rekombinatoren verbessern die Situation eindeutig.

Weitere charakteristische Räume, in denen ohne Rekombinator eine extreme Wasserstoffsituation zu erwarten ist, sind solche mit niedriger Dampfkonzentration, die schnell die Grenze zu detonationsfähigen Gasgemischen erreichen. Bild 4.7 zeigt den typischen Raum eines Treppenhauses, wo durch die Installation eines kleinen Rekombinators eine drastische Verbesserung erreicht wird.

Ein anderer Raum, in dem die langzeitige Wasserstoffsituation als gefährlich erwartet werden kann, ist der sogenannte Rohrkanal (Bild 4.8), der einen Sackraum außerhalb des Trümmerschutzzylinders bildet. Wenn Wasserstoff und Dampf dorthin gelangen, kann der Dampf schnell an den kalten Wän-

24

den des Containments kondensieren, was zu einer hohen örtlichen Wasserstoffkonzentration führt.

Bisher sind in der RALOC-Rechnung in diesem Rohrkanal keine Rekombinatoren eingesetzt worden. Dennoch ist durch die installierten Rekombinatoren vornehmlich in den Anlagenräumen eine wesentliche Verbesserung der Wasserstoffsituation ersichtlich. Eine Wasserstoffdeflagration kann in diesen Bereichen wegen der Konzentrationsentwicklung allerdings nicht ausgeschlossen wer-

In Bild 4.9 ist der Sauerstoffverbrauch bei der katalytischen Reaktion zu erkennen. Dieses Bild verdeutlicht die Sauerstoffabnahme in der späten Phase des Unfalls, die zu einer inerten Atmosphäre führt, so dass im weiteren die Bildung von brennbaren Gasgemischen verhindert wird.

Vorläufige Ergebnisse und weitere Untersuchungen

Die analysierte ND*-Sequenz wird charakterisiert durch die Langzeitentwicklung des Unfalls, die zu einer späten Wasserstofffreisetzung in eine Containmentatmosphäre mit hohem Dampfgehalt führt. Einige wesentliche Ergebnisse sind:

- Nur in einigen örtlich begrenzten Bereichen des Containments treten für eine begrenzte Zeitspanne brennbare Gasgemische auf.
- Die Grenze von 10 Vol.-% Wasserstoff wird in der untersuchten Zeitspanne nur in sehr begrenzten Bereichen überschritten.
- Langzeitig wird mehr Wasserstoff in das Containment freigesetzt als rekombiniert wird.
- Das Druckniveau im Containment ist für den Fall mit Rekombinatoren geringer als im Fall ohne Rekombinatoren wegen der Molreduktion und verstärkter Dampfkondensation.
- Gegen Ende des ersten Tages wird die Rekombinatorwirksamkeit durch die Sauerstoffabnahme eingeschränkt.

 Der Verbrauch an Sauerstoff durch die katalytische Reaktion führt zu einer Inertisierung der Contaimentatmosphäre (< 5 Vol.-% Sauerstoff), so dass langzeitig während des Unfalls keine Verbrennung mehr auftreten kann. Dies ist von wesentlicher Bedeutung für das Langzeitverhalten des Containmentsystems.

Um grundlegende Erkenntnisse zur Entwicklung von generischen Richtlinien für die Installation eines Systems katalytischer Rekombinatoren zu erhalten, sind noch weitere Untersuchungen erforderlich.

In erster Linie sind zusätzliche Unfallsequenzen zu analysieren, d.h. ein Niederdruck-Szenario (ND-Fall), das - ausgelöst von einem Bruch der Druckhalterverbindungsleitung oder vom einleitenden Ereignis "Versagen von vielen Dampferzeugerrohren" - zu einem schweren Unfall führt. Besonders das ND-Szenario ist durch eine frühe Kernzerstörung gekennzeichnet, wobei es zu einer Wasserstofffreisetzung in eine Containmentatmosphäre mit weniger Dampfgehalt als im ND*-Fall kommt. Die verschiedener Auswahl Sequenzen schwerer Unfälle, die die Randbedingungen für die Auslegung eines Systems katalytischer Rekombinatoren abdecken, wird zur Zeit in Deutschland noch diskutiert.

Generell zeigen die dargestellten ersten Rechenergebnisse, dass die Installation eines Systems katalytischer Rekombinatoren eine wirksame Maßnahme zur Reduzierung der Wasserstoffkonzentrationen im Containment bei schweren Unfällen darstellt. Der alleinige Einsatz katalytischer Rekombinatoren kann wegen spezifischer, örtlicher Bedingungen die Bildung eines brennbaren Gasgemisches jedoch nicht verhindern. Dies führt zur Diskussion über die Notwendigkeit zusätzlicher Maßnahmen, um den gesamten Bereich der Unfallbedingungen in einem großen Trockencontainment abzudecken. In Deutschland wird der zusätzliche Einsatz einer begrenzten Anzahl von batteriebetriebenen Zündern an ausgewählten Positionen im Containment (DUAL-System) noch weiter untersucht.

Jahresbericht 1996 GRS

4.1 Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany

Extensive efforts have been undertaken in the past years, especially in Germany and Canada, to investigate the use of catalytic recombiners to limit hydrogen concentrations in the containment atmosphere during the course of a severe accident. Based on the outcome of these research activities in Germany it was recommended by the Reactor Safety Commission (RSK) in June 1994 to implement catalytic recombiners in large dry containments of PWR plants. Within the scope of a project sponsored by the German Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS is carrying out detailed investigations to support the ongoing discussions concerning the basic requirements for the implementation of a catalytic recombiner system in large dry containments.

A large amount of hydrogen is expected to be released within a large dry containment of a PWR shortly after the onset of a severe accident, leading to core degradation and melting. According to local hydrogen accumulation, gas mixture composition, turbulence and structural configurations within the containment, the gas mixture can reach the conditions for a deflagration type of combustion or local detonations. As the containment acts as the last barrier against fission product release, carefully planned measures are required to prevent hydrogen concentrations reaching a potential level to threaten its integrity.

A set of representative severe accident scenarios were calculated with the system code MELCOR. The output of the MELCOR calculations, e.g. gas production rates and fission product heat resulting from core degradation and molten core concrete interaction (MCCI), is required as input for the containment code RALOC MOD4. The following specific questions remain to be addressed:

- positioning of catalytic recombiners in a multi-compartment containment configuration (development of generic criteria)
- determination of the local and overall capacity of a recombiner system, needed to prevent high hydrogen accumulation
- influence of the recombiner system on the gas distribution in the containment under accident conditions (extent of gas-mixing)
- consequences of a failure of local catalytic devices due to blow-down forces or catalytic poisons.

In addition, when the number and location of catalytic recombiners have been fixed, the overall efficiency of such a system has to be demonstrated by analytical simulation. All these investigations are in progress, using the containment code RALOC MOD4, which contains a verified catalytic recombiner model /ROH 96/. The status and first results of the RALOC-calculations

for the German PWR reference plant (Konvoi-type) will be described together with some preliminary conclusions concerning the requirements for the implementation of a catalytic recombiner system in large dry containments.

Investigations of severe accident sequences with the MELCOR code For detailed investigations about the

For detailed investigations about the effectiveness of a system consisting of a number of catalytic recombiners distributed within a containment, the data of released masses and energy within the containment are required as input for the calculation with the containment code RALOC. Using the most recent version of MELCOR 1.8.3 as released by the NRC at the end of 1994, GRS is calculating the event sequences that can lead to core damage in PWR and BWR plants.

The data set of MELCOR reproduces a relatively detailed picture of German Konvoi plants. The applied nodalisation of the primary and secondary circuits is based on the knowledge of thermal-hydraulic analyses essentially derived from the detailed ATHLET code and is oriented on the requirements of integral code analyses.

The event sequences of a total loss of feedwater supply with primary system depressurisation (typical ND* case) and a double-ended break of the surge line at the connection to the hot leg (typical ND case) have been analysed. Thus, two completely different events concerning the times of onset as well as the progression of core damage were analysed.

Data required for the simulation of a large dry containment in RALOC

In order to achieve a high degree of predictability, large-scale resolution capacity of the input data for the analyses with RALOC is principally required. This concerns especially the representation of real compartments of the reference plant by the so-called model compartments of the code. The high degree of detailing is required for the realistic simulation of long-term convection processes in a containment, which eventually determines the resulting local H₂-concentrations and hereby the local positioning of recombiners.

A high degree of detailing is also required to cover the junction openings between adjacent compartments according to sizes, places, positions and direction. These junction openings can be split into free openings, openings resulting from pressure differences like doors, burst flaps, rupture discs as well as into ventilation and drainage junctions.

For this purpose, exact knowledge of the real containment is required. This detailed information is gained from the drawings of the building, supplementary documents of the vendor and utilities as well as from plant walk-downs. Only the most realistic values are to be applied for the free volumes of individual compartments as well as for the heat-conducting structures within them and for the ceiling and walls of

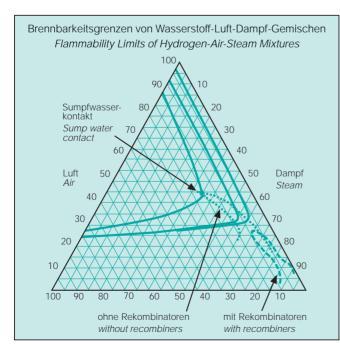


Bild 4.6: Konzentrationsdiagramm oberster Kuppelraum Figure 4.6: Concentration diagram upper dome area

the rooms made of concrete, steel and other materials.

Out of the above-mentioned requirements for the preparation of the input-data, the RALOC nodalisation was developed. It consists of 106 compartments for the containment vessel, 14 for the outer annulus section and 9 for the auxiliary building. Moreover, the input data set for RALOC contains a total of 462 junctions, 226 heat slabs and for the first application a system of 53 recombiners of different sizes.

Boundary conditions, assumptions and input data taken from MELCOR calculations for the detailed RALOC investigations

From calculations of accident sequences with the code MELCOR, input data relating to specific accidents were prepared for the RALOC code on the release of water, steam, hydrogen, carbon monoxide, carbon dioxide, system heat and the heat developed by volatile fission products. For the RALOC investigations of the ND* accident sequence, the following two calculations have been carried out:

- one reference calculation without recombiners (up to 56 h of problem time)
- one calculation with catalytic recombiners (up to 33 h of problem time)

The first calculation was stopped when the design pressure of the containment was reached. For the RALOC-calculation with catalytic recombination, the diminishing O₂-concentration was the main factor to terminate the calculation.

The compartment of the pressuriser relief tank within the containment has been was assumed as the location of release of mass and energy into the containment concerning the ND* accident sequence (in-vessel phase). After the melt-through of the reactor pressure vessel, the location of release was changed to the reactor cavity (exvessel phase).

The criteria for the arrangement of the recombiners within the individual compartments have been derived from the reference calculations. Primarily, recombiners were arranged as a first concept in those compartments where a critical H₂-situation was reached due to the accident progression (exceeding locally the limits of deflagration up to the limits of detonation). The selection of the sizes of recombiners was made according to local availability of space. No recombiners were provided in the regions where the release of mass and energy will take place for the ND* accident.

Comparison of calculated results without and with a recombiner system

In the following, some results of the two calculations performed for the ND*-sequence will be described. The total mass of hydrogen released into the containment atmosphere is given in Fig. 4.3, together with the integral value of the mass of hydrogen recombined during the time span of analysis. Fig. 4.4 illustrates the pressure behaviour of both calculations for a number of characteristic compartments without (upper curve) and with the recombiners (lower curve).

At first, the pressure for the case with recombiners is slightly higher than without the recombiners. Here, the additional energy input from the catalytic reaction becomes noticeable. However, the long-term pressure behaviour for the case with recombiners slides down and remains lower than the pressure curve of the reference calculation. During the recombination, the non-condensable gases (O2 and H₂) are transformed into condensable steam. The increased condensation of steam on the surfaces of structures (concrete) as well as the increased heat transfer at the structures due to a higher temperature difference leads finally to a somewhat lower pressure level in the containment.

For the following discussions, characteristic rooms were selected where the local

effectiveness of catalytic recombination is illustrated. Fig. 4.5 shows the concentration behaviour within a ternary diagram for the lower steam generator compartment (loop 1/2) with and without recombiners. As is evident, the concentration behaviour without recombiner proceeds towards the boundary for detonable mixture compositions, while with recombiner the hydrogen concentration never exceeds the limits of combustion.

A similar behaviour is indicated in the highest dome compartment for which

the concentration behaviour is given in Fig. 4.6. A large recombiner reduces the hydrogen concentration here in such a way that the limits of deflagration can no longer be reached. In addition, a stronger increase of the steam concentration is observed in this area. The examples given are typical of the behaviour of concentrations where during the progress of the accident and coming from a steam-rich mixture composition, the H₂-concentration reaches and even exceeds the deflagration limits and approaches the boundary of detonation. The positioned recombiners improve the situation distinctly.

Further characteristic compartments where without recombiners an extreme H₂-situation has to be expected are those of low steam concentrations, reaching rapidly the boundary of detonable gas mixtures. Fig. 4.7 illustrates the typical room of a stairway, where by the installation of a small recombiner spectacular improvements are achieved.

Another room where the long-term hydrogen situation can be anticipated as dangerous is the so-called tube channel (Fig. 4.8) designated as a dead-end-zone, located outside the missile protection wall. If hydrogen and steam reached this zone, the steam would rapidly condense on the cold walls of the containment leading to high local hydrogen concentrations.

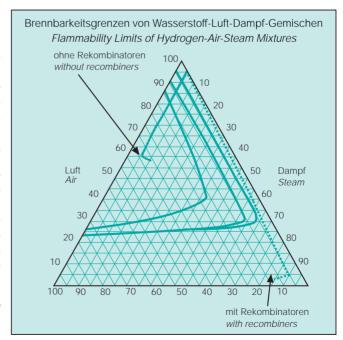


Bild 4.7: Konzentrationsdiagramm unteres und mittleres Treppenhaus, Loop 1

Figure 4.7: Concentration diagram lower and middle stairway, loop 1

Jahresbericht 1996 **GS**

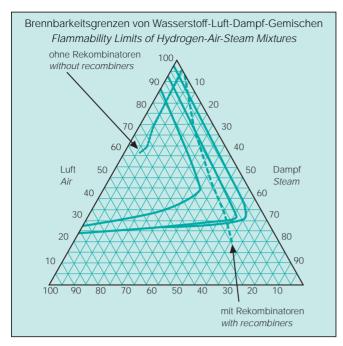


Bild 4.8: Konzentrationsdiagramm Rohrkanal, Level 5, 1. Hälfte Figure 4.8: Concentration diagram tube channel, level 5, 1st half

So far, no recombiners have been placed in this tube channel in the RALOC nodalisation. Nevertheless, an essential improvement of the hydrogen situation can be noticed - primarily in the equipment rooms - owing to the installed recombiners. A hydrogen deflagration cannot, however, be excluded in these areas due to the concentration behaviour.

Fig. 4.9 shows the consumption of oxygen by the catalytic reaction. This figure demonstrates the oxygen depletion during the late phase of the accident, leading to an inert situation of the atmosphere, so that the formation of combustible gas mixtures are prevented.

Provisional results and further investigations

The analysed ND* sequence is characterised by the long-term evolution of the accident, leading to a late release of hydrogen into a containment atmosphere with a high content of steam. Some of the most relevant results are as follows:

- only in some local areas of the containment are combustible gas mixtures formed for a limited time span
- the margin of 10 % by volume of hydrogen is exceeded only in very limited areas during the analysed time period
- in the long run, more hydrogen is released into the containment than recomhined
- the pressure level in the containment is less compared to the sequence without

any catalytic recombination due to the mol-reduction and steam condensation

- at the end of the first day, the effectiveness of the recombiners is limited due to oxygen depletion
- the consumption of oxygen by the catalytic reaction leads to an inertisation of the containment atmosphere (< 5 % by volume of oxygen) so that during the long-term phase of the accident no combustion of hydrogen can occur. This is of major importance for the

long-term behaviour of the containment system.

But there is still a need for further investigations to achieve the basic knowledge necessary for the development of generic guidelines for the implementation of a catalytic recombiner system in a large dry containment.

First of all, additional severe accident sequences have to be analysed, e.g. a low pressure scenario (ND-case), resulting from the break of the surge line or the initial event of multiple steam generator tube failures, propagating into a severe acci-

dent. Especially the ND-scenario is characterised by early core degradation, leading to the release of hydrogen into a containment atmosphere with less steam than in the ND*-case. The selection of different severe accident sequences, covering the boundary conditions for the lay-out of a catalytic recombiner system, is still under discussion in Germany.

In general, the first calculations presented above demonstrated that the installation of a catalytic recombiner system is a very effective measure to reduce the level of hydrogen in a containment during the propagation of a severe accident. However, due to specific local conditions, the generation of a combustible gas-mixture cannot be prevented by the use of catalytic recombiners alone. This leads to the discussion concerning the need for complementary measures to cover the whole range of accident conditions in a large dry containment. In Germany, the additional implementation of a limited number of battery-powered igniters in selected positions in the containment (DUAL-concept) is still under investigation.

J. Rohde, M. Tiltmann

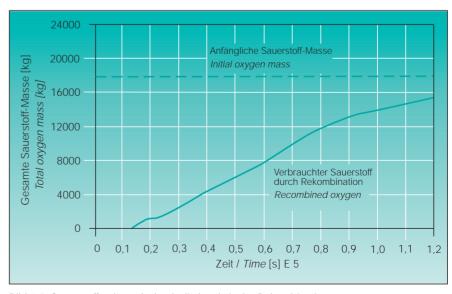


Bild 4.9: Sauerstoffverbrauch durch die katalytische Rekombination Figure 4.9: Consumption of oxygen by the catalytic recombination

4.2 Internationale Standardprobleme (ISP) als Beitrag zur Programmvalidierung

Seit Beginn des Einsatzes von Rechenprogrammen zur Bestimmung der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen stellte sich für Programmentwickler und -anwender sowie die Genehmigungsbehörden die Frage, welche Zuverlässigkeit und Genauigkeit diese Rechenprogramme haben. Da eine unmittelbare und allgemeingültige Antwort wegen der Vielzahl der zu betrachtenden physikalischen Phänomene nicht gegeben werden konnte, wurde versucht, die Frage der Genauigkeit durch den direkten Vergleich von geeigneten Experimenten mit den Ergebnissen von Rechenprogrammen zu beantworten. Daraus entstand die Idee der Standardprobleme.

Erste Arbeiten zu Standardproblemen wurden Anfang der siebziger Jahre in den USA durchgeführt, zunächst mit rein nationaler, später mit internationaler Beteiligung. Hauptziel dieser nationalen Standardprobleme war es, ein besseres Verständnis über die angewendeten physikalischen und mathematischen Methoden wie auch über die Genauigkeit der Ergebnisse von Rechenprogrammen zu erlangen. Ende der siebziger Jahre wurde auch in Deutschland mit Arbeiten zu nationalen

Standardproblemen begonnen.

Der Erfolg der ersten nationalen US-Standardprobleme veranlasste das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD Internationale Standardprobleme (ISP) bearbeiten zu lassen. Während die nationalen Standardprobleme noch sehr eng an die Anforderungen des Genehmigungsverfahrens angelehnt waren, dehnte das CSNI den Anwendungsbereich auf die Reaktorsicherheitsforschung im allgemeinen aus. Die gene-

Dampf-Aerosol-Einspeisung / Steam-Aerosol-Injection

Bild 4.10: Das Battelle-Modell-Containment in der VANAM Test-Konfiguration Figure 4.10: Battelle Model Containment in VANAM Test Configuration

rellen Zielsetzungen eines Internationalen Standardproblems sind u. a.

- Ermittlung und Dokumentation des Wissensstandes bei der Rechenprogrammentwicklung,
- Aufzeigen zukünftiger Entwicklungserfordernisse,
- Bestimmung der Zuverlässigkeit und Genauigkeit der eingesetzten Rechenprogramme,
- internationaler Erfahrungsaustausch zwischen Experimentatoren, Rechenprogrammentwicklern und -anwendern.

Die Internationalen Standardprobleme haben wesentlich zur Weiterentwicklung der Reaktorsicherheitsforschung und der Programmentwicklung beigetragen, sowohl auf nationaler als auch internationaler Ebene. Für die Durchführung eines ISP hat das CSNI eine detaillierte Richtschnur veröffentlicht, in der sowohl der organisatorische Ablauf als auch die Vorgehensweise bei der Bewertung erläutert sind. Während des gesamten Ablaufes wird die Durchführung des ISP von den Arbeitsgruppen des CSNI beratend begleitet.

Insgesamt wurden bereits mehr als 40 ISP bearbeitet, wobei die GRS für Deutschland über 10 organisatorisch abgewickelt und bewertet hat. Während die ersten ISP sich überwiegend auf Fragestellungen der Thermohydraulik im Primärkreis und im Containment im Rahmen von Auslegungsstörfällen bezogen haben, verlagerte sich die Fragestellung hin zu schweren Störfällen. Hier sind insbesondere die ISP zum Containmentverhalten (HDR, Wasserstoffverteilung), Kernschmelzen (CORA, Abschmelzen eines elektrisch beheizten Brennstabbündels) und Aerosolverhalten im Containment (BMC) nach einem schweren Störfall zu nennen, die alle von der GRS organisiert und bewertet wurden.

Beispiel Aerosolverhalten im Containment

Am Beispiel des Internationalen Standard Problems Nr. 37 (ISP37) zum Aerosolverhalten im Containment sollen der Ablauf und die gewonnenen Ergebnisse grundsätzlich diskutiert werden. Es handelte sich um ein sogenanntes "offenes" ISP, d.h. die experimentellen Ergebnisse waren den Teilnehmern zu Beginn der Rechnungen bekannt.

Als experimentelle Vergleichsbasis diente der im Battelle Modell Containment (BMC) durchgeführte Versuch VANAM M3. Ziel des Versuchs war die experimentelle Untersuchung des thermohydraulischen

Jahresbericht 1996 **GS**

Verhaltens sowie der Aerosolverteilung und -ablagerung in einem Mehrraum-Containment nach einem schweren Unfall mit Abblasen aus dem Druckhaltersicherheitsventil (Niederdruckpfad ND* aus der Deutschen Risikostudie, Phase B). Bild 4.10 gibt einen Eindruck von der Raumaufteilung des 625 m³ großen Modellcontainments mit Angabe der Einspeisestellen für Dampf und Aerosole (hygroskopisch). Mit einem umfangreichen Mess-System werden die zeit- und zum Teil ortsabhängigen Werte von Größen wie Druck, Temperatur, Feuchtigkeit und Aerosolkonzentration ermittelt.

Der Ablauf des Experimentes, d.h. der Verlauf von Druck und Aerosolkonzentration lässt sich aus Bild 4.11 entnehmen. Nach der Konditionierungsphase (ab 17 Stunden) werden zur Simulation des Druckhalterabblasens Dampf und Aerosol in das Containment eingespeist.

Während dieser Phase steigen Druck und Aerosolkonzentration steil an. An die Abblasephase folgt der sogenannte "trockene" Aerosolabbau in leicht überhitzter Dampf-Luft-Atmosphäre. Ein zweite Dampf- und Aerosoleinspeisung erfolgt nach 23 Stunden. Diese Einspeisung simuliert die Sumpfwasserverdampfung, nachdem der geschmolzene Kern den Reaktordruckbehälter-Boden zerstört hat und in den Containmentsumpf abgestürzt ist. Der zweiten Einspeisung folgt erneut ein Anstieg von Druck und Temperatur und anschließend ein sogenannter "nasser" Aerosolabbau in leicht übersättigter Atmosphäre mit Dampfkondensation an den Aerosolpartikeln.

Durch die Dampfeinspeisung bildete sich in Teilen des Containments eine Konvektionswalze aus, während die übrigen Containmenträume Stratifikation aufweisen. Einen Hinweis für das Auftreten von Konvektion und Stratifikation ergibt der Temperaturverlauf in Bild 4.12.

Das ISP erweckte großes Interesse bei den relevanten Forschungszentren. Vertreter aus 22 Ländern (West- und Osteuropa, Ostasien) beteiligten sich sowohl am thermohydraulischen als auch am Aerosolteil des ISP. Für die insgesamt 26 eingereichten Beiträge wurden u.a. die Rechenprogramme CONTAIN, FIPLOC, MELCOR und RALOC angewendet.

Bewertung des ISP 37

Bei der Bewertung der Ergebnisse des ISP werden für alle untersuchten Variablen Messung und Rechnung gegenübergestellt und die Ursachen für die Abweichun-

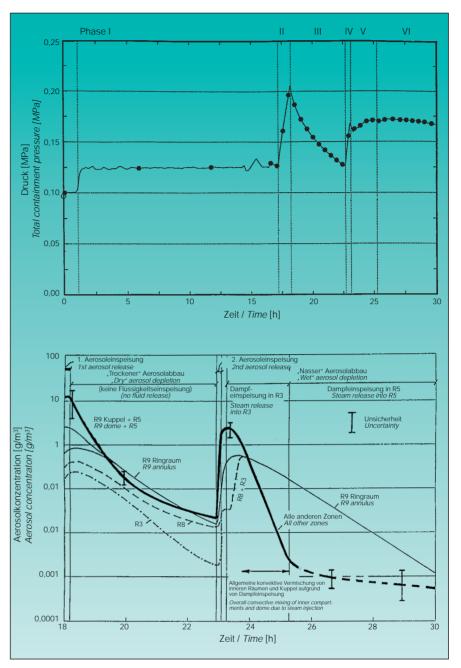


Bild 4.11: Experimenteller Verlauf von Druck und Aerosolkonzentration (Verlauf der Aerosolkonzentration ohne Konditionierungsphase)

Figure 4.11: Experimental Pressure and Aerosol Concentration History (Aerosol Concentration History excluding Preconditioning Phase)

gen ermittelt. Sie sind u.a. in der Messtechnik, dem Simulationsmodell des Teilnehmers und in den Eigenschaften der Rechenprogramme begründet. Letzteres ist von besonderem Interesse, da damit die Leistungsfähigkeit der Rechenprogramme dokumentiert wird. Als Beispiel für einen Vergleich ist in Bild 4.13 die Gegenüberstellung für den zeitlichen Verlauf der Aerosolkonzentration wiedergegeben.

Es hat sich gezeigt, dass die angewendeten Rechenprogramme das thermohydraulische Containmentverhalten mit

zufriedenstellender Genauigkeit berechnen können. Die Abweichungen des Containmentdruckes lagen bei maximal 0,035 MPa, also im Bereich der Messgenauigkeit. In Räumen mit Durchmischung wurde die Temperatur mit einer Genauigkeit von 10 K bestimmt, in den übrigen Räumen hing die Genauigkeit von der Fähigkeit des Programms ab, den hydraulischen Zustand - Durchmischung oder Stratifikation - zu berechnen.

Hinsichtlich der Anforderungen von der Aerosolseite sind bei der Bestimmung der thermohydraulischen Größen Feuchte, Kondensation und Wärmeübergang Verbesserungen notwendig, sowohl experimentell als auch analytisch.

Für das Aerosolverhalten haben alle integralen Rechenprogramme - Thermohydraulik und Aerosolverhalten werden gekoppelt berechnet - die Tendenz des zeitlichen Verlaufs gut wiedergegeben. Sie berechneten korrekt die Maxima bei der Einspeisung und einen steileren Abfall während des "nassen" Aerosolabbaus. Die Ergebnisse unterschieden sich um zwei bis maximal fünf Größenordnungen. Die Ursachen für die Abweichungen bei

der Aerosolkonzentration liegen u.a. in einer ungenauen Bestimmung des Partikelwachstums aufgrund der Dampfkondensation.

Wird das Containment dem physikalischen Problem entsprechend korrekt nodalisiert, so zeigt sich, daß das "lumped parameter" Konzept grundsätzlich geeignet ist, die inhomogene Verteilung von Gasen, Dämpfen und Aerosolen im Containment zu berechnen. Allerdings ist für das Erzielen guter Ergebnisse die Erfahrung der Programmanwender bei der Auswahl von speziellen Nodalisationsmerkmalen und Programmoptionen von großer Bedeutung.

Bei der Übertragung der Ergebnisse des ISP37 auf reale Anlagen sind zusätzlich der Maßstabseinfluß und die besonderen Bedingungen der Versuchsdurchführung zu berücksichtigen.

Das ISP37 bestätigte erneut die Notwendigkeit von vergleichenden Untersuchungen dieser Art. Wie andere ISP gab es den in der internationalen Reaktorsicherheitsforschung beteiligten Organisationen Gelegenheit, die Erfahrungen und den Kenntnisstand auf dem Gebiet des Containmentverhaltens weiter fortzuentwickeln.

4.2 International Standard Problems (ISP) as Contribution to Code Validation

Since the first use of computer programs for the determination of the safety of nuclear installations, code developers and users as well as the licensing authorities have been faced with the question of how reliable and exact these computer codes really are. As a direct and generally valid answer cannot be given owing to the large number of physical phenomena to be considered, it was attempted to answer the question of exactness by direct comparison of relevant experiment results and the results of computer code calculations. This is how the idea of Standard Problems was born.

The first activities were performed in the USA in the early 70s, initially on a purely national level, but later on with international participation. The overriding objective of these national Standard Problems was the achievement of a better understanding of the applied physical and mathematical methods as well as of the exactness of the results obtained from computer code calcu-

lations. At the end of the 70s, work on national Standard Problems was also begun in Germany.

The success of the first national Standard Problems in the USA lead the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the OECD to initialise work on International Standard Problems (ISP). While the national Standard Problems were still oriented very

closely on the requirements of the licensing procedures, the CSNI expanded the scope of activities in this area to reactor safety research issues in general. The major objectives of an International Standard Problem are amongst others

- the investigation and documentation of the current knowledge of code development,
- the demonstration of future development needs,
- the determination of the reliability and exactness of the computer codes used,
- an international exchange between experimenting scientists, code developers and code users.

International Standard Problems have contributed considerably to the progress made in reactor safety research and code development, both nationally and internationally. The CSNI has published detailed guidelines on how to perform an ISP, explaining the organisational steps as well as the assessment procedure. During the entire process, the work on the ISP is monitored by a CSNI working group which also assumes an advisory function.

In all, work has been performed on more than 40 ISPs so far. More than 10 of them were conducted and assessed by GRS for Germany. While the first ISPs mainly dealt with issues of thermal-hydraulics in the primary circuit and the containment in the context of design basis accidents, later on there was a shift towards problems relating to severe accidents. Worth mentioning in this connection are the ISPs on containment behaviour (SSR, hydrogen distribution), core melting (CORA, melting of an electrically heated fuel rod bundle) and aerosol behaviour in the containment (BMC) following a severe accident, all of which were conducted and assessed by GRS.

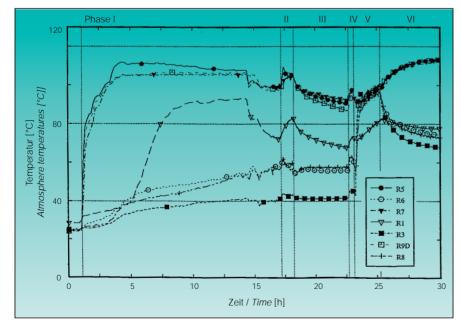


Bild 4.12: Experimenteller Temperaturverlauf in R9 (Kuppel), R1, R3, R5, R6, R7, R8 Figure 4.12: Experimental Atmospheric Temperature in R9 (Dome), R1, R3, R5, R6, R7, R8

Jahresbericht 1996 **GRS**

Example of aerosol behaviour in the containment

The example of the International Standard Problem No. 37 (ISP37) on aerosol behaviour in the containment is to give a principle overview of the course of an ISP and the presentation of the results. This ISP is a so-called "open" ISP, which means that the experiment results were known to the participants before they started their recalculations.

The VANAM M3 experiment carried out in the Battelle Model Containment (BMC) served as the basis of comparison. The aim of this experiment was the experimental analysis of the thermal-hydraulic behaviour as well as of aerosol distribution and depositing in a multi-compartment containment following a severe accident, involving a discharge via the pressuriser safety valve (low-pressure path ND* as applied by the German Risk Study, Phase B). Fig. 4.10 shows the distribution of compartments in the 625-m³ model containment, indicating the points of injection for steam and aerosols (hygroscopic). The time- and place-dependent values of parameters such as pressure, temperature, moisture and aerosol concentration are determined with the help of a comprehensive measuring system.

The distribution of pressure and aerosol concentration is illustrated in Fig. 4.11. After the conditioning phase (from 17 hours onwards), steam and aerosol are injected into the containment to simulate the discharge via the pressuriser.

During this phase, there is a sharp rise in pressure and aerosol concentration. After the discharge phase there follows the socalled "dry" aerosol depletion phase in a slightly superheated steam/air atmosphere. A second injection of steam and aerosol takes place after 23 hours. This injection simulates sump water evaporation after the molten core has penetrated the reactor pressure vessel bottom and has crashed into the containment sump. Following this second injection there is a renewed rise in pressure and temperature and subsequently a so-called "wet" aerosol depletion phase in a slightly supersaturated atmosphere, with steam condensing on the aerosol particles.

The steam injection causes the formation of a convection roll in some parts of the containment, while there is stratification in the other compartments of the containment. The temperature distribution shown in Fig. 4.12 gives an indication to the occurrence of convection and stratification.

All relevant research centres were very interested in this ISP. Representatives from 22

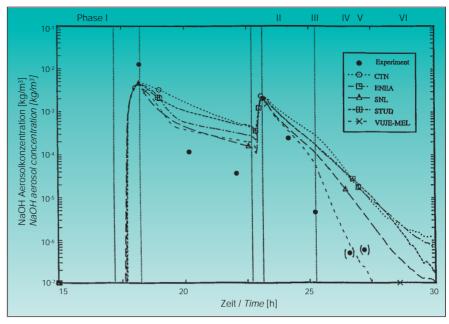


Bild 4.13: NaOH-Aerosolkonzentration in R9 (Kuppel)

Figure 4.13: NaOH-aerosol concentration in R9 (Dome)

countries (Western and Eastern Europe, East Asia) participated both in the thermal-hydraulic and in the aerosol-related part of the ISP. The computer codes used in the in all 26 contributions were among others the CONTAIN, FIPLOC, MELCOR and RALOC codes.

Assessment of the ISP37

For the assessment of the results of the ISP, the calculation results for all parameters are compared with the measurements, and the causes of any deviations are established. They can be put down i.a. to the measuring technique, the participants' individual simulation models, and characteristic features of the different codes. The latter aspect is particularly interesting as it documents the capacity of the codes. For example, Fig. 4.13 shows the comparison of the time-dependent aerosol concentrations of the experiment and the calculations.

It was shown that the computer codes used are capable of calculating the thermal-hydraulic behaviour of the containment with satisfactory exactness. Deviations regarding containment pressure lay at a maximum of 0.035 MPa, which is within the range of accuracy of measurement. In rooms where mixing occurred, the calculated temperatures deviated by only 10 K from the measured values; in the other compartments, the exactness depends on the capacity of the respective codes to calculate the hydraulic condition, namely mixing or stratification.

As regards the requirements for the aerosol part, improvements are necessary regarding the determination of the thermal-hydrau-

lic parameters of moisture, condensation and heat transfer, with respect to both experiments and code analyses.

Concerning aerosol behaviour, all the integral codes (thermal-hydraulics and aerosol behaviour calculations are coupled) have delivered good simulations of the tendency of the time-dependent distribution. They correctly calculated the maximum values of the injection and a steeper fall during the "wet" aerosol depletion phase. The results differed by two to up to five orders of magnitude. The causes of these deviations in aerosol concentrations can be put down i.a. to an imprecise determination of particle growth owing to steam condensation.

If the containment is nodalised correctly according to the physical problem, it turns out that the lumped-parameter concept is suited in principle for the calculation of inhomogeneous distributions of gases, steam and aerosols in the containment. However, the experience of the code user in selecting special nodalisation features and code options is very important for an achievement of good results. In addition, on applying the results of the ISP37 to real plants, scaling influences and the special conditions associated with the performance of the experiment need to be taken into account.

The ISP37 has confirmed once again the need for comparative investigations of this kind. Like other ISPs, it provided an opportunity for the organisations performing reactor safety research to gain more experience and widen their knowledge in the field of containment behaviour.

M. Firnhaber

Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken

Studies Relating to the Safety of Nuclear Power Plants

Betriebsauswertung und Sicherheitsanalyse zur laufenden Verbesserung der Sicherheit von Kernkraftwerken

Schlagwörter aus der öffentlichen und fachlichen Diskussion, wie Leck im Atomkraftwerk, Risse in Rohrleitungen, Brandgefahr, verbogener Druckbehälter, Gefahrenverdacht, Widerruf der Betriebsgenehmigung, ergeben selbst für Fachleute manchmal Bilder, die nur schwer zu ordnen sind. Ein gutes Mittel, die tatsächliche Bedeutung feststellen zu können, ist die systematische Auswertung der Betriebserfahrung und die Einordnung der Sachverhalte aufgrund einer fundierten Sicherheitsanalyse. Dies ist bewährte Praxis in der Kerntechnik und Grundlage der technischen Beurteilungen. Jedoch verstärkt sich mehr und mehr der Eindruck, dass in Teilen der Kerntechnik nicht technische Erfahrungen, sondern formale bzw. vordergründige Gesichtspunkte dominieren.

Seit mehr als 20 Jahren hat es sich die GRS zur Aufgabe gemacht, dass die Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke im Lichte der angefallenen Betriebserfahrung, neuerer Erkenntnisse aus Sicherheitsanalysen sowie Ergebnissen aus Forschung und Entwicklung Bestand hat und laufend verbessert wird..

Kernkraftwerke und deren Sicherheitsgrundlage

In einer marktwirtschaftlich ausgerichteten Industriegesellschaft müssen sich großtechnische Produktionsanlagen zwar rechnen, dürfen aber bei allen Vorteilen für die Bevölkerung für diese auch keine unkalkulierten Risiken darstellen.

Kernkraftwerke sind großtechnische Produktionsanlagen zur Energieversorgung. Ihr Vorteil ist vor allem die große Energieausbeute bei geringem Einsatz von Kernbrennstoff. So entspricht z.B. der jährliche Brennstoffbedarf eines KKW großer Leistung (1300 MWe) mit ca. 30 t Uran der Ladekapazität eines großen LKW. Da-

32

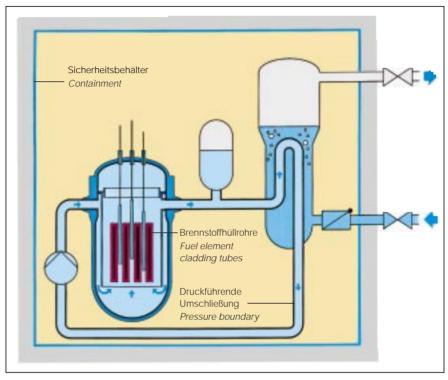


Bild 5.1: Barrieren zur Rückhaltung der radioaktiven Stoffe in Kernkraftwerken Figure 5.1: Barriers for the retention of radioactive substances in nuclear power plants

gegen benötigen Steinkohlekraftwerke zur gleichen jährlichen Stromerzeugung mehr als 11 000 LKW voll beladen mit Steinkohle. Darüber hinaus entstehen bei der Stromerzeugung durch Steinkohle pro Jahr noch zusätzlich knapp 12 Mio. t CO₂, was etwa einem Prozent der jährlichen CO₂-Emission von ganz Deutschland entspricht.

Nachteil der Kernkraftwerke sind im wesentlichen die im Betrieb gebildeten radioaktiven Stoffe, deren Freisetzung so zu verhindern ist, daß praktisch kein Risiko für die Bevölkerung entsteht. Dies wird durch eine sicherheitstechnische Auslegung der Kernkraftwerke erreicht, die auf mehreren Barrieren aufbaut (Bild 5.1). Zum Schutz dieser Barrieren sind 4fach gestaffelte Maßnahmen vorhanden, die so aufgebaut sind, dass bei Ausfall der Maßnahmen einer Stufe die der nächst folgenden wirksam werden. Jede Stufe repräsentiert wiederum ein breites Spektrum

von Maßnahmen, bezeichnet als "Sicherheitsebene".

In der 1. Stufe bzw. Ebene sind es die Maßnahmen, die eine hohe Qualität der Einrichtungen gewährleisten, die für die Zweckbestimmung der Kernkraftwerke, d.h. für die Energieversorgung erforderlich sind. Als 2. Ebene sind spezielle Regelungseinrichtungen vorhanden, durch die größere betriebliche Störungen begrenzt werden. Zusammen mit den Maßnahmen der ersten Stufe dienen sie der Vermeidung von Störfällen beim bestimmungsgemäßen Betrieb der Kernkraftwerke. Außerdem gibt es in zwei weiteren Ebenen Einrichtungen mit entsprechenden Maßnahmen, die ausschließlich der Sicherheit dienen. Als Ebene 3 sind es hochzuverlässige Einrichtungen, durch die Störfälle sicher beherrscht werden. Als weitere vierte Ebene sind Einrichtungen bzw. Maßnahmen vorgesehen, durch die die Freisetzung radioaktiver Stoffe auch noch bei

Jahresbericht 1996 GRS

Anlagenzuständen verhindert wird, die weit über die Störfälle hinausgehen. Dieses gestaffelte Sicherheitskonzept (Bild 5.2) ist bei allen deutschen Kernkraftwerken realisiert. In den Details der technischen Ausführungen gibt es aber erhebliche Unterschiede. Dies liegt in erster Linie an den unterschiedlichen Auslegungskonzepten und Errichtungszeiträumen sowie dem Ermessensspielraum der jeweils gültigen Regelwerke.

Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken

Die Betriebserfahrung ist kennzeichnend für den Betriebsablauf einer technischen Einrichtung oder Anlage. Als gängiger Beurteilungsmaßstab für die Betriebserfahrung werden in erster Linie unplanmäßig im Betrieb aufgetretene Ereignisse und Befunde herangezogen. In der Technik wird sie genutzt, um die Verfügbarkeit, Zuverlässigkeit und Sicherheit der eingesetzten Einrichtungen zu verbessern. Darüber hinaus ist sie wichtige Grundlage für Neuentwicklungen.

Weltweit sind rund 440 Kernkraftwerke in Betrieb, davon in Deutschland 20 Anlagen. Die Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken umfasst ca. 7000 Jahre. Der Anteil deutscher KKW beträgt davon nur etwa 4 Prozent (Bild 5.3).

Repräsentative Betriebserfahrung gibt es hauptsächlich für die Einrichtungen, die dauerhaft betrieben werden. Beim KKW sind das alle Einrichtungen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb vorhanden sind und damit den Ebenen 1 und 2 des gestaffelten Sicherheitskonzepts angehören. Hierzu schlägt sich die jährliche Betriebserfahrung der einzelnen deutschen KKW großer Leistung in etwa 2000 Ereignissen und Befunden nieder, die nahezu ausschließlich durch die etwa 8000 vorgesehenen Maßnahmen der Betriebsüberwachung und durch Prüfungen festgestellt werden.

Störfälle bzw. darüber hinausgehende Ereignisse sind bei Kernkraftwerken äußerst selten. Für die Sicherheitseinrichtungen fällt damit unmittelbar keine Betriebserfahrung an, so dass auf die Erfahrung aus den regelmäßigen Funktionsprüfungen zurückgegriffen wird. Dabei werden jährlich etwa 2000 Funktionsprüfungen pro Kernkraftwerk großer Leistung durchgeführt, wobei ca. 4 bis 5 sicherheitstechnisch relevante Befunde festgestellt werden.

Sicherheitstechnisch bietet die Betriebserfahrung aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb die Möglichkeit, die Qualität der betrieblichen Einrichtungen und deren Betriebsführung zu verbessern und damit die Störungsanfälligkeit der Kernkraftwerke noch weiter zu reduzieren. Bei sachgerechter Übertragung kann die Betriebserfahrung aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb zusammen mit der Erfahrung aus den Funktionsprüfungen genutzt werden, um die Beherrschung von Störfällen und darüber hinausgehenden Ereignissen durch die Sicherheitseinrichtungen noch weiter zu verbessern. Denn die Sicherheitseinrichtungen sind aus gleichen oder ähnliche Komponenten wie die betrieblichen Einrichtungen aufbaut, genügen aber zum Teil erhöhten Qualitäts- und Prüfanforderungen.

In der Betriebserfahrung beobachtete Ereignisse und Befunde sagen allerdings allein nichts über deren sicherheitstechnische Bedeutung aus. So sind z. B. Lecks in Rohrleitungen jeweils anders zu beurteilen, wenn Leitungen des Reaktorkühlkreislaufs oder von Hilfssystemen betroffen oder diese absperrbar oder nicht absperrbar sind. Auch kann ein Riss eine ganz andere Bedeutung haben, wenn er auf ein

Zweckoptimierte Sicherheitseinrichtungen Optimised purpose-designed safety systems	Beherrschung störfallüber- schreitender Ereignisse Control of accidents	Verbesserung von Sicherheitseinrichtungen Improvement of safety sytems
Hochzuverlässige Sicherheitseinrichtungen Highly reliably safety systems	Beherrschung von Störfällen Control of incidents	
Zuverlässige Begrenzugseinrichtungen Admissible limitation systems	Begrenzung größerer betrieblicher Störungen Limitation of larger operational disturbances	Verbesserung von Qualität und Betriebs- führung der betrieblichen Einrichtungen
Hohe Qualität von betrieblichen Einrichtungen und Betriebsführung High quality of operational systems and operation	Vermeidung/Beherrschung betrieblicher Störungen Prevention/control of operational disturbances	Improvement of the quality and operational management of operational systems
Maßnahmen/Einrichtungen Measures/Systems	Sicherheitsziele Safety objectives	Ansätze für Sicherheitsverbesserungen Starting points for safety improvements
	Sicherheitseinrichtungen Optimised purpose-designed safety systems Hochzuverlässige Sicherheitseinrichtungen Highly reliably safety systems Zuverlässige Begrenzugseinrichtungen Admissible limitation systems Hohe Qualität von betrieblichen Einrichtungen und Betriebsführung High quality of operational systems and operation Maßnahmen/Einrichtungen	Sicherheitseinrichtungen Optimised purpose-designed safety systems Hochzuverlässige Sicherheitseinrichtungen Highly reliably safety systems Zuverlässige Begrenzugseinrichtungen Admissible limitation systems Hohe Qualität von betrieblichen Einrichtungen und Betriebsführung High quality of operational systems Maßnahmen/Einrichtungen Maßnahmen/Einrichtungen Schreitender Ereignisse Control of accidents Beherrschung von Störfällen Control of incidents Limitation of incidents Vermeidung größerer betrieblicher Störungen Vermeidung/Beherrschung betrieblicher Störungen Prevention/control of operational disturbances Maßnahmen/Einrichtungen Sicherheitsziele

Bild 5.2: Gestaffeltes Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke in 4 Ebenen

Figure 5.2: Defence-in-depth concept for nuclear power plants

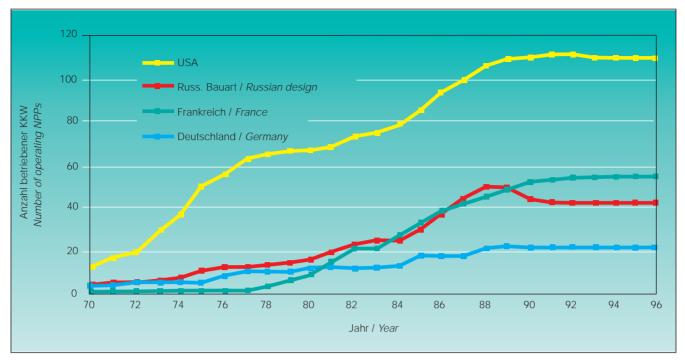


Bild 5.3: Jährlich anfallende Betriebserfahrung von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren Figure 5.3: Annual operating experience with nuclear power plants with light water reactors

herstellungsbedingtes Einzelereignis oder eine systematische Schadensursache zurückzuführen ist. Eine Übertragung der anfallenden Betriebserfahrung bedarf daher immer einer vertieften fachlichen Auswertung einschließlich einer Beurteilung und Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung, wobei die spezifischen Details der einzelnen Anlagen zu berücksichtigen sind.

Vertiefte Auswertung der Betriebserfahrung

Bei der vertieften Auswertung der Betriebserfahrung (Bild 5.4) werden zunächst die national und international gemeldeten Ereignisse selektiert (Bild 5.5). Dabei wird geprüft, ob eine grundsätzliche Bedeutung generell für die deutschen Kernkraftwerke vorliegt. Dies geschieht anhand ingenieurtechnischer Einschätzungen und unserer jahrelangen Erfahrung mit der Auswertung von Betriebserfahrungen bei KKW.

Wird bei dieser Selektion ein Hinweis auf eine generelle Übertragbarkeit festgestellt, werden zur Ursachen- und Sachverhaltsklärung detaillierte Recherchen durchgeführt. Dies erfordert ein interdisziplinäres Verständnis der für die Sicherheit der Kernkraftwerke relevanten technischen und physikalischen Fachgebiete, wie z. B. der System-, Leit- und Prüftechnik sowie Thermohydraulik, Werkstoff- und Strukturmechanik. Dazu müssen auch detaillierte Unterlagen über alle Anlagen im

Inland und über die gängigen Typen im Ausland griffbereit sein.

Im Wechselspiel mit der Ursachen- und Sachverhaltsklärung erfolgt die sicherheitstechnische Beurteilung der Ereignisse. Hierbei wird im einzelnen festgestellt, welche Bedeutung dem Ereignis in dem in den Anlagen ausgeführten Sicherheitskonzept zukommt. Dies erfordert vielfach aufwendige Sicherheitsanalysen, um insbesondere auch belastbare Aussagen zu erhalten, welche Sicherheitsverbesserungen am effektivsten sind. Hierzu sind oftmals umfangreiche Störfallsimulationen durchzuführen, um die unterschiedlichsten Einflüsse bei der Übertragung sachgerecht zu erfassen. Sind Ursachen und Sachverhalt geklärt und die sicherheitstechnische Bedeutung eines Ereignisses festaestellt, muss die Notwendiakeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen bewertet werden.

Die Kriterien der 8stufigen internationalen Bewertungsskala (Bild 5.6) reichen dafür nicht aus. Sie geben nur einen ersten Anhaltspunkt und gelten ausschließlich für die Anlage, bei der das Ereignis aufgetreten ist. Denn diese Bewertungsskala wurde in erster Linie dafür geschaffen, um die Bevölkerung objektiv und schnell über die Bedeutung von Ereignissen zu informieren, die in einzelnen kerntechnischen Anlagen aufgetreten sind. Daher liefert diese Bewertung keine Hinweise zur Übertragbarkeit des Ereignisses auf andere

Anlagen. Ungefähr 95 Prozent der jährlich etwa 200 gemeldeten Ereignisse in Deutschland betreffen die unterste Stufe 0, d.h., sie haben praktisch keine sicherheitstechnische Bedeutung. Die vertieften Analysen dieser Ereignisse zeigten aber, dass auch aus diesen Ereignissen weit im Vorfeld von Störungen sehr sinnvolle Verbesserungsmaßnahmen für andere Anlagen abgeleitet werden können. Dies gilt auch für die restlichen 5 Prozent der gemeldeten Ereignisse, deren sicherheitstechnische Bedeutung ebenfalls gering ist und der Stufe 1 zugeordnet sind.

Die nationalen Meldekriterien sind ebenfalls kein Maß für solche sicherheitstechnischen Bewertungen. Denn diese orientieren sich im wesentlichen am zeitlichen Handlungsbedarf der zuständigen Behörde in Bezug auf definierte Ereignisse. So sind Ereignisse, die mit geringer Freisetzung radioaktiver Stoffe verbunden sind. zum Teil nach der höchsten Kategorie S zu melden. Damit soll erreicht werden, daß vorsorglich zusätzliche Überwachungsmaßnahmen, z.B. in der Umgebung, von den Behörden eingeleitet werden. Für die beiden Ereignisse der Kategorie S in den letzten 10 Jahren hat sich aber im Nachhinein gezeigt, daß eine Gefährdung von Personen oder der Umgebung bei weitem nicht gegeben war und eine sicherheitstechnische Bedeutung nicht vorlag.

Ebenso hilft auch in den meisten Fällen das kerntechnische Regelwerk nicht als Maßstab für solche sicherheitstechnische

Jahresbericht 1996

Bewertungen weiter. Denn dieses wurde in erster Linie für die Errichtung von Neuanlagen erstellt und ist daher mehr ein Planungshilfsmittel als eine Grundlage zur Bewertung von betrieblich aufgetretenen Ereignissen und Befunden. So kann z.B. der Ausfall einer Sicherheitseinrichtung zu einem Anlagenzustand führen, der nicht mit dem Regelwerk konform ist, was formal einer wesentlichen sicherheitstechnischen Bedeutung gleichkäme. Die Praxis zeigt jedoch, dass im allgemeinen unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten noch beträchtliche Sicherheitsreserven vorhanden sind und dadurch die tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung gering ist.

Daher nutzt hier zur technischen Bewertung der Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen letztlich nur ein fortschrittliches Hilfsmittel der cherheitsanalyse, und zwar die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA). Ohne auf Einzelheiten einzugehen werden mit der PSA alle wichtigen Informationen über Anlagenauslegung, Betriebsweise, Betriebserfahrung, Komponenten- und Systemzuverlässigkeit und menschliches Handeln realistisch zu einer Gesamtbetrachtung des Anlagenverhaltens zusammengeführt. Anhand der Ergebnisse einer PSA kann das Sicherheitskonzept eines Kernkraftwerks ganzheitlich bewertet und das erreichte Sicherheitsniveau quantitativ ausgewiesen werden. Sicherheitstechnische Schwachstellen können erkannt werden.

Die GRS beschäftigt sich seit ihrer Entstehung mit der Entwicklung, Durchführung und Beurteilung von PSA für Kernkraftwerke. So liegen ihr auch die von den Betreibern im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen durchgeführten PSA vor. Auf dieser Grundlage werden von uns in den letzten Jahren systematisch bei der sicherheitstechnischen Bewertung der Betriebserfahrungen die Möglichkeiten der probabilistischen Bewertung durch die PSA genutzt.

Dazu gehören auch die sogenannten Precursor-Analysen. Sie dienen der Identifizierung und Bewertung von "Vorläuferereignissen" (Precursor). Darunter versteht man Ereignisse, bei denen die Sicherheit der Anlage im konkreten Fall zwar nicht beeinträchtigt war, bei denen aber unter anderen ungünstigen Bedingungen eine Beeinträchtigung möglich ist. Hier sind die Wahrscheinlichkeiten für solche Bedingungen zu ermitteln, um zu zeigen, dass auch für diese Fälle die Sicherheitsvorkehrungen ausreichen oder eventuell zu verbessern sind.

Als Orientierungshilfe zur Beurteilung der Notwendigkeit und Dringlichkeit sicherheitstechnischer Verbesserungen dienen probabilistische Kriterien. Diese repräsentieren die Erfahrungen mit probabilistischen Sicherheitsanalysen für deutsche Kernkraftwerke sowie Empfehlungen von INSAG, der Beratergruppe der IAEA zur kerntechnischen Sicherheit, zum Sicherheitsniveau bestehender Kernkraftwerke. Als Argumente gegen die Anwendung der Probabilistik bei der Sicherheitsbewertung werden stets die Unsicherheiten probabilistischer Kenngrößen ins Feld geführt. Inzwischen liegt aber über die Durchführung von PSA eine so breite Erfahrung vor, daß gerade bei vergleichender Betrachtung diese Unsicherheiten praktisch keine Rolle mehr spielen.

Bei den bisher bewerteten Ereignissen hat sich gezeigt, daß jährlich in etwa 10 bis 15 Fällen Sicherheitsverbesserungen empfehlenswert sind. Sie betreffen jeweils Überprüfungen oder technische und administrative Verbesserungen, die mittel- bis langfristig zu realisieren waren. Nur in einem Fall wurde ein unmittelbarer Handlungsbedarf festgestellt. Anlass war die erkannte Schwergängigkeit bestimmter wichtiger Armaturen am Reaktorkühlkreislauf von Siedewasserreaktoren. Bis zur Klärung der Ursachen und Durchführung von Abhilfemaßnahmen erfolgte bei einer Anlage eine vorübergehende Leistungsreduzierung und bei einer anderen Anlage eine verzögerte Wiederinbetriebnahme nach vorangegangener Revision. Ansonsten ergab sich in keinem Fall die Notwendigkeit für eine vorübergehende Außerbetriebnahme eines deutschen Kernkraftwerks aus sicherheitstechnischen Gründen.

Erfahrungsrückfluss

Der Erfahrungsrückfluss aus der vertieften Auswertung der Betriebserfahrung erfolgt direkt durch sogenannte Weiterleitungsnachrichten und indirekt durch das Einbringen der Erkenntnisse in die fachbezogenen Tätigkeiten der GRS, der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und in Fachdiskussionen mit nationalen und internationalen Experten.

In den Weiterleitungsnachrichten werden die Ergebnisse der Ursachen- und Sachverhaltsklärung dargestellt, die sicherheitstechnische Bedeutung begründet und die Notwendigkeit und Dringlichkeit von Sicherheitsverbesserungen aufgezeigt. Die Weiterleitungsnachrichten sind an alle zuständigen Behörden, Sachverständigenorganisationen sowie Betreiber und einschlägige

Hersteller gerichtet und stellen ein bewährtes Instrument im Rahmen des Erfahrungsrückflusses aus dem weltweiten Betrieb der Kernkraftwerke dar. Sie sind Auslöser für umfangreiche Sicherheitsverbesserungen und tragen wesentlich zum hohen Stand der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke bei. Pro Jahr werden zu den etwa 200 gemeldeten Ereignissen aus deutschen KKW 10 bis 15 Weiterleitungsnachrichten erstellt. Aus der Auswertung der etwa 150 aus ausländischen KKW jährlich gemeldeten Ereignisse resultieren weitere 2 bis 3 Weiterleitungsnachrichten. Von deutscher Seite werden andererseits pro Jahr im Mittel 5 Ereignisse aus deutschen KKW an das internationale Meldesystem weitergegeben, für die eine Übertragbarkeit auf ausländische Anlagen ermittelt wurde.

Durch den indirekten Erfahrungsrückfluss wird erreicht, daß die mit der Kerntechnik befassten Experten aktuelle Erkenntnisse erhalten, die Schwerpunkte wissenschaftlicher Untersuchungen realitätsnah gesetzt und bedarfsgerechte Anregungen für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gegeben werden.

Ein weiterer Erfahrungsrückfluss ergibt sich aus Sicherheitsanalysen genereller Art. Sie bilden ebenfalls eine objektive Grundlage für die Beantwortung sicherheitstechnischer Fragestellungen aufgrund neuerer Erkenntnisse aus Sicherheitsforschung und Entwicklung oder Expertenmeinungen.

Sicherheitsanalysen sind obligatorischer Bestandteil der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren. Sie werden im klassischen Sinn anhand des bestehenden kerntechnischen Regelwerks und der darin fast ausschließlich deterministisch formulierten Anforderungen durchgeführt und daher auch kurz als deterministische Sicherheitsanalysen bezeichnet.

Das bestehende Regelwerk ist jedoch nicht ohne weiteres auf ältere Anlagen anwendbar. Hier ist die PSA eine fortschrittlichere Analysenmethodik, die die deterministische Sicherheitsanalyse sinnvoll ergänzt. So wurden für alle Kernkraftwerke im Zusammenhang mit PSA zahlreiche Ansätze für sinnvolle Sicherheitsverbesserungen festgestellt. Diese dienten zwar in erster Linie der weiteren Risikominderung, trugen aber ganzheitlich zu einer deutlichen Verbesserung des jeweiligen Sicherheitsniveaus bei. Die mit den Ergebnissen von PSA verbundenen - und teilweise auch quantifizierten - Aussageunsicherheiten sind überwiegend nicht durch die probabilistische Vorgehenswei-

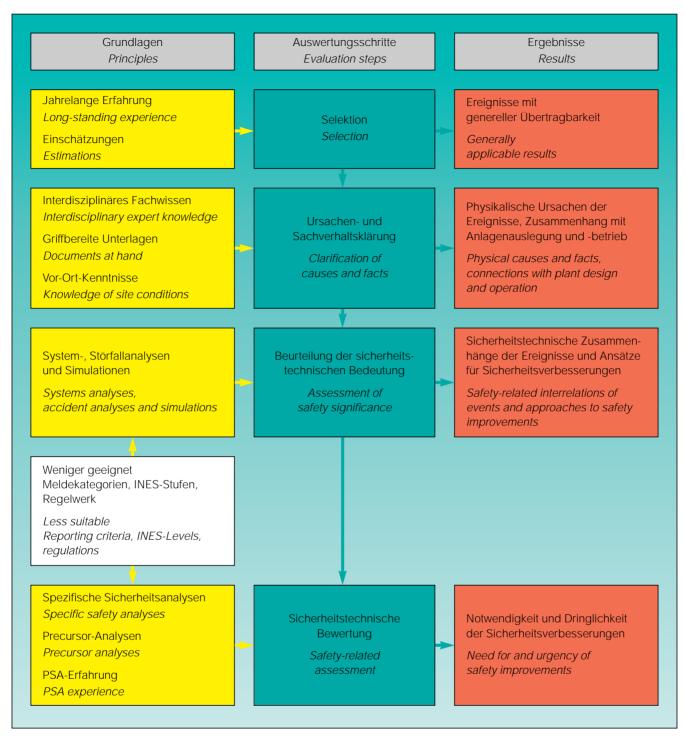


Bild 5.4: Vertiefte Auswertung der gemeldeten Ereignisse der nationalen und internationalen Betriebserfahrung Figure 5.4: Detailed evaluation of reported events from national and international operating experience

se verursacht. Ihr Ursprung liegt vielmehr in unvollständiger Kenntnis der tatsächlichen Zusammenhänge. Bei der Deterministik verbergen sich diese Kenntnislücken hinter "pessimistischen" Annahmen.

Ergebnisse des Erfahrungsrückflusses

Der Erfahrungsrückfluss zur laufenden Verbesserung der Sicherheit deutscher Kernkraftwerke ergibt sich einmal aus der Auswertung der Betriebserfahrung und zum anderen aus den Ergebnissen von Sicherheitsanalysen. Dabei haben probabilistische Bewertungsmethoden in beiden Fällen eine zunehmende Bedeutung. Die GRS befaßt sich seit ihrem Bestehen als zentrale Stelle mit der fachlich vertieften anlagenübergreifenden Auswertung der in deutschen und ausländischen KKW anfal-

lenden Betriebserfahrung. Bei Sicherheitsanalysen kommt ihr aufgrund ihres breiten und tiefgängigen kerntechnischen Fachwissens eine Vordenkerrolle zu.

Der Nutzen des Erfahrungsrückflusses aus Betriebserfahrungen und Sicherheitsanalysen ist unmittelbar erkennbar am weitgehend ungestörten Betrieb der deutschen Kernkraftwerke. Quantitativ drückt sich dies auch in einer hohen Anlagenverfüg-

Jahresbericht 1996 **GS**

barkeit von über 90 Prozent aus, d.h. die betriebenen Kernkraftwerke sind, von geplanten Revisionszeiten abgesehen, praktisch ständig im Betrieb. Dass dabei die Verfügbarkeit älterer Anlagen auf dem gleichen Niveau wie die von neueren Anlagen liegt, ist wesentlich auf Erfahrungsrückfluss und laufende Sicherheitsverbesserungen zurückzuführen. Weiterer Indikator für die Nutzung des Erfahrungsrückflusses ist z.B. die Anzahl störungsbedingter Abschaltungen des Reaktors. Hier zeigt sich seit vielen Jahren eine global abfallende Tendenz bzw. ein im internationalen Vergleich sehr niedriges Niveau.

Eine weitere wesentliche Erkenntnis ist, dass die Anzahl und die sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignissen in deutschen Kernkraftwerken, die auf einzelne Fehler, z.B. aus der Herstellung, aus Instandhaltungsarbeiten oder Betriebsprozeduren, zurückzuführen sind, in den letzten Jahren stetig abgenommen hat. Dadurch treten allerdings systematische Störungsursachen, wie z.B. Störungen mehrerer gleichartiger Komponenten auf-

grund desselben Fehlers, stärker als früher in Erscheinung, auch wenn ihre Anzahl absolut gesehen gering ist (Bild 5.7 und 5.8). Hier wird die GRS zukünftig vertieft die Entwicklungen verfolgen, um eventuell auch alterungsbedingte Effekte zu ermitteln und diesen vorzubeugen.

Als spezielles Beispiel für den Nutzen des Erfahrungsrückflusses aus Sicherheitsanalysen sind die Ergebnisse der GRS-Arbeiten zur deutschen Risikostudie zu nennen. So wurde schon in Phase A der Studie der Ereignisablauf des späteren schweren Störfalls im amerikanischen Kernkraftwerk TMI erkannt und die wesentlichen physikalischen Phänomene betrachtet. Damit hat die Studie - von anderen aus den Ergebnissen resultierenden Sicherheitsverbesserungen abgesehen - einen konkreten Beitrag zur Verhinderung eines vergleichbaren Störfalls in Deutschland geleistet.

Die Umsetzung des Erfahrungsrückflusses führt bei den Kernkraftwerken zu hohen finanziellen Aufwendungen. Ein Anhaltspunkt dafür ist der Instandhaltungs- und Änderungsaufwand für sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen, der sich bei ca. 40 bis 50 Mio. DM pro Jahr und Anlage bewegt. Dazu werden in den Aufsichtsund Genehmigungsverfahren pro Anlage jährlich etwa 150 bis 200 Änderungen an technischen Einrichtungen oder in Regelungen zur Betriebsführung durchgeführt. Inwieweit diese Änderungen und die damit verbundenen Sicherheitsverbesserungen unmittelbar auf Arbeitsergebnisse der GRS zurückzuführen sind, ist quantitativ schwierig einzuschätzen. Sicher ist aber, daß die von der GRS zum Erfahrungsrückfluss erstellten Weiterleitungsnachrichten bei allen Anlagen zu intensiven Überprüfungen geführt haben. Dabei kann in erster Näherung davon ausgegangen werden, daß aus etwa 20 Prozent der Weiterleitungsnachrichten sicherheitsverbessernde Maßnahmen resultieren. Darüber hinaus fließen die Empfehlungen auch dann in die Betriebs- und Instandhaltungsführung ein, wenn der in der Empfehlung angesprochene Sachverhalt nicht unmittelbar auf eine Anlage zutrifft.

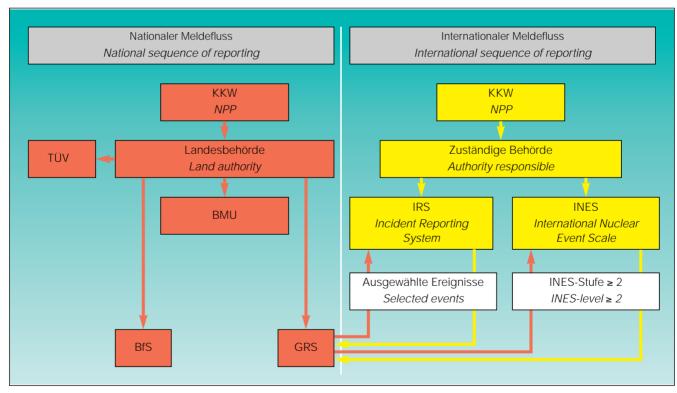


Bild 5.5: Nationaler und internationaler Meldeablauf von meldepflichtigen Ereignissen der Kernkraftwerke Figure 5.5: National and international sequence of reporting of notifiable events in nuclear power plants

Evaluation of operating experience and safety analyses for the constant improvement of nuclear power plant safety

Catchwords from public debates and discussions among experts, like e.g. 'leak in nuclear power plant', 'cracks in pipes', 'fire hazard', 'bent pressure vessel', 'suspected danger' or 'revocation of operating licence' sometimes conjure up images which even experts find hard to judge. A good way to find out their real significance is the systematic evaluation of operating experience and the categorisation of the facts on the basis of a well-

Nuclear power plants and their safety principles

Even though in an industrialised nation with a market economy large-scale production facilities have to be profitable, they must not pose any incalculable risks for the population, disregarding the advantages the latter may enjoy as a result of their operation.

Nuclear power plants are large-scale production facilities for electric power supply. Their advantage lies in the fact that they produce large amounts of energy from small quantities of nuclear fuel. For example, the annual fuel demand of a high-capacity NPP (1300 MWe) is about 30 t of uranium, which is the loading capacity of a

one stage fail, those of the next stage can become effective. Each stage represents in turn a broad spectrum of measures, which is commonly known as a "safety level".

The measures of level 1 are those which ensure the quality of the systems that are needed for fulfilling the purpose of the nuclear power plants, which is to supply electric power. On level 2, special control systems are available that have a limiting effect on any larger operational disturbances. Together with the measures of level 1, they serve for preventing incidents from occurring during normal operation of the nuclear power plants. Other systems and the corresponding measures are



Kernkraftwerk Emsland
The Emsland nuclear power plant

founded safety analysis. This is common practice in nuclear engineering and the foundation for any technical assessments. However, one can more and more get the impression that in some areas of nuclear engineering it is not technical experience that counts but that formal aspects or other pretexts are dominating.

For more than 20 years, GRS has considered it its function to ensure constancy and on-going improvement of the safety of the existing nuclear power plants in the light of the operating experience accumulated so far, also taking recent insights from safety analyses as well as research and development results into account.

large truck. Conventional coal-fired power plants, on the other hand, require more than 11000 truckloads of hard coal to produce the same amount of electricity in a year. Also, almost 12m t of CO2 are generated every year by coal-fired power plants, which is about 1% of the entire annual CO2 pollution output in the whole of Germany. A major drawback of nuclear power plants are the radioactive substances that form during operation; their release has to be prevented in a way that there is practically no risk for the population. For the nuclear power plants themselves this is achieved by a safety-related design that is based on several barriers (Fig. 5.1). To protect these barriers, there are four stages of measures designed in a way that if the measures of

provided on two further levels that are exclusively earmarked for safety-related purposes. Level 3 contains highly reliable systems for the safe control of incidents. On level 4, systems and measures are provided which prevent a release of radioactive substances even during plant states that go far beyond incident conditions. This defence-in-depth concept (Fig. 5.2) has been realised in all German nuclear power plants. However, there exist considerable differences in its technical implementation. This is mainly due to the different design concepts and periods of construction as well as to the possible interpretations of the regulatory framework applicable at each particular time.

Jahresbericht 1996 **GS**

Merkmale Features	Nationale Meldeskala National reporting scale	Internationale Bewertungsskala International assessment scale
Gültigkeitsbereich Validity range	In einzelnen Anlagen aufgetretene Ereignisse Events / inspection results in the individual pla	
Regelungsanlass Cause for regulation	Zeitlicher Handlungsbedarf der Behörden für vorsorgliche Maßnahmen Time-dependent need for action by the authorities for preventive measures	Objektive und schnelle Unterrichtung der Bevölkerung Objective and fast information of the public
Regelungsinhalte Contents of regulation	Dringlichkeit nach den Meldekategorien S, E, N, V Urgency according to the reporting categories S, E, N, V	Sicherheitstechnische Bedeutung in den Stufen 0 bis 7 Safety significance according to levels 0 to 7
Skaleneinheiten Scale categories	S = Sofort-Meldung E = Eilt-Meldung N = Normal-Meldung V = Meldung vor Inbetriebnahme S = immediate reporting E = urgent reporting N = normal reporting V = reporting before commissioning	0 = keine oder geringe sicherheitstechnische Bedeutung 1 = Abweichungen vom zulässigen Betrieb 2-7 = Störungen bis schwerer Unfall 0 = no or little safety relevance 1 = deviation from specified operation 2-7 = disturbance up until severe accident

Bild 5.6: Wichtige Merkmale der nationalen Meldeskala und internationalen Bewertungsskala von Ereignissen/Befunden in Kernkraftwerken. Figure 5.6: Important features of the national reporting scale and the international assessment scale for events/inspection results in nuclear power plants.

Nuclear power plant operating experience

Operating experience shows how well the operational processes of a technical system or plant are developing. Out-of-the-ordinary events or inspection results are normally used as a measure of assessment in the context of operating experience. From a technical point of view, operating experience is used to improve the availability, reliability and safety of the systems in service. It is furthermore an important basis for new developments.

Around 440 nuclear power plants are operating all over the world, 20 of them in Germany. Operating experience with nuclear power plants comprises approx. 7000 years, to which German NPPs contribute a mere 4 % (Fig. 5.3).

Representative operating experience is available mainly from those systems that are constantly operated. In nuclear power plants these are the systems that exist for normal operation and thus belong to the levels 1 and 2 of the defence-in-depth concept. In this context, the operating experience of one year's operation of the individual German high-capacity NPPs usually shows that there are about 2000 events

and faults that are almost exclusively detected by way of the around 8000 measures provided for operational monitoring and during the course of inspections.

Incidents or even more serious events are very rare in nuclear power plants. This means that there is no immediate operating experience available for the safety systems; here, regular function tests have to be used to build up experience. 2000 of these function tests are carried out every year in each high-capacity nuclear power plant, yielding approx. 4 to 5 safety-relevant results.

From a safety-related point of view, experience from normal operation offers the possibility to improve the quality and the operation of the systems in service and thereby to reduce the nuclear power plants' susceptibility to disruptions even further. If the experience from normal operation is properly evaluated, it can be used - together with the experience obtained from the function tests - to improve even further the control of incidents and other, even more serious events by the safety systems, as these are composed of the same or similar components as the operational systems, only differing from the latter in the fact that they are partly subject to more stringent

quality and inspection requirements.

However, the events and inspection results alone that come up during operation do not give any indication as to their safety significance. Leaks in pipes, for example, always have to be assessed differently according to whether pipes of the reactor cooling circuit or of auxiliary systems are affected, or whether these pipes can be isolated or not. A crack, too, can assume completely different degrees of significance if put down to a single, manufacturing-related event or to systematic damage causes. Any transfer of operating experience therefore requires an in-depth technical evaluation, including an assessment and judgement of the safety significance of each particular event or inspection result, also taking plant-specific details into consideration.

Detailed evaluation of operating experience

The first step of a detailed evaluation of operating experience (Fig. 5.4) is the selection of reported national and international events (Fig. 5.5). Checks are made whether these are generally relevant for the German nuclear power plants. This is done by judgements from an engineering-related

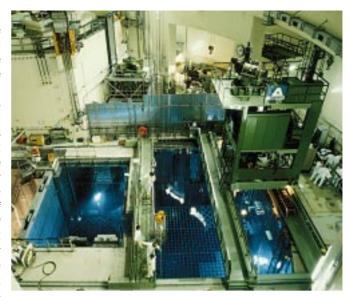
point of view and on the basis of our longstanding experience of evaluating NPP operating experience.

If during this selection process there are any indications of a general applicability, detailed investigations are carried out to clarify the causes and establish the facts. This requires an interdisciplinary understanding of the technical and physical subject areas relevant for nuclear power plant safety, like e.g. systems technology, instrumentation and control system, inspection systems, thermal hydraulics, material mechanics, and structural mechanics. Moreover, the relevant documentation about all German plants as well as the most common foreign types also has to be at hand. Once the causes and facts have been established, the events are assessed with regard to their safety significance. Here, each individual event is analysed with regard to its relevance for the safety concept implemented in the plant concerned. This often makes it necessary to perform comprehensive safety analyses, especially in order to obtain reliable information as to which safety improvements are most effective. For this purpose it is often indispensable to carry out comprehensive incident simulations to properly register all possible influences affecting the application process. Once the causes and facts have been clarified and the safety significance of an event has been established, the need for and urgency of safety improvements has to be assessed.

The criteria of the eight-level international assessment scale (Figure 5.6) are not suf-

ficient to this end. They only provide first clues and apply exclusively to the plant where the incident happened. The reason for this is that this assessment scale was devised in the first place to inform the public objectively and fast about the significance events that may occur at different individual nuclear facilities. Therefore assessment according to this scale does not deliver any indications as to the applicability of the event to other faci-

lities. About 95% of the around 200 events reported in Germany every year are classified as Level 0, which means that they have practically no safety-related significance. However, the detailed analyses of these events showed that it is possible to derive – even from events like these – very useful improvement measures for other plants long before any such disturbances may arise there. This also applies to the remaining 5% of the reported events which are also of little relevance to safety and are classified as Level 1.



Blick in das Kernkraftwerk Philippsburg 2: Reaktorgrube, Absetzbecken für Kerneinbauten, Brennelement-Naßlager.

A view of the Philippsburg 2 nuclear power plant: reactor cavity, setdown pool for core internals, wet fuel element store.

The national reporting criteria are no measure for safety assessments of this kind, either. This is because they are mainly oriented on the time-dependent need for action by the authorities with regard to predefined events. For example, some events involving a small release of radioactive substances have to be reported according to the highest category S. This is done to bring the authorities to initiate additional, preventive surveillance measures, e.g. in the surroundings of the facility. In the case of the two events that

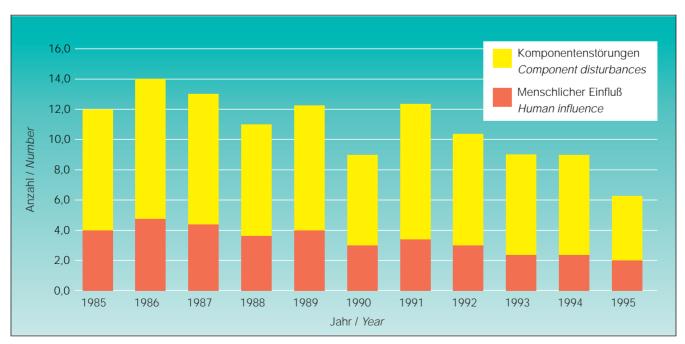


Bild 5.7: Anzahl der national gemeldeten Ereignisse pro Kernkraftwerk von 1985 bis 1995 Figure 5.7: Number of nationaly reported events per NPP from 1985 to 1995

Jahresbericht 1996 GRS

were classified in the category S during the last 10 years, however, it turned out in the end that there had by far been no hazard to humans or the environment and that there was no significance to safety.

Similarly, in most cases the nuclear regulations do not help either as a measure for such safety-related assessments as they were devised in the first place for the design and construction of new plants and are thus rather more a planning aid than a basis for assessing operational events and inspection results. The failure of a safety system, for example, can lead to a plant state that is not conform with the regulations, which formally would mean that significance to safety would be considerable. In practice, however, it turns out that under consideration of the plant-specific conditions there still exist large safety reserves and that therefore the actual significance to safety is

For all those reasons there is in the end only one advanced safety analysis tool to assess the need for and urgency of safety improvements, namely the probabilistic safety analysis (PSA). Without considering every little detail, the PSA compiles all relevant pieces of information on plant design, modes of operation, operating experience, component and system reliability as well as human actions to form one realistic overall picture of the plant's behaviour. With the results of a PSA it is possible to make an integral assessment of the safety concept of a nuclear power plant and to describe quantitatively the level of safety that has actually been achieved. Safety-related deficiencies can thus be detected.

Since its early days, GRS has been working on the development, performance and assessment of PSAs for nuclear power plants. The PSAs performed by the utilities within the framework of periodic safety reviews are also at our disposal, and on this basis we have been using during the last years the possibilities of a probabilistic assessment using PSA results in the safety-related evaluation of operating experience.

This also includes the so-called precursor analyses. They serve for the identification and assessment of precursor events. These are events that have not jeopardised the safety of the plant in that particular case but which may have undesired effects under different, adverse conditions. Here, the probabilities of these conditions have to be investigated in order to demonstrate that the safeguards provided will also be sufficient for these cases or that they can possibly be improved.

Probabilistic criteria can be used as a help in assessing the need for and urgency of safety-related improvements. These criteria embody the experience with probabilistic safety analyses in German nuclear power plants as well as the recommendations INSAG. the IAFA's advisorv group on nuclear safety, concerning the safety level of existing nuclear power plants. The main argument always raised against the use of probabilistics in safety assessments is the uncertainty attached to probabilistic values. However, there is now such wide-ranging experience in performing PSAs that these uncertainties play practically no

role any more, especially in the case of comparative analyses.

As regards all the events assessed so far, safety improvements were recommended in about 10 to 15 cases per year. They concerned either checks or technical and administrative improvements that had to be implemented in the medium or long term. A need for direct action was only seen in one single case. This was triggered by the detection of the tightness of certain important valves in the reactor cooling circuits of boiling water reactors. Until the causes were clarified and elimination measures were carried out, the capacity of one particular plant was temporarily reduced, and another plant was restarted with a delay following a preceding refuelling outage. Otherwise, none of the remaining events resulted in the need for any temporary shutdowns of German nuclear power plants for safety reasons.

Feedback of experience

The feedback of experience relating to the detailed evaluation of operating experience comes in the concrete form of the so-called Information Notices and is also included indirectly in the task-related activities of GRS, the Reactor Safety Commission (RSK) and in technical discussions with national and international experts.

The Information Notices describe the causes and the facts of the events, explain

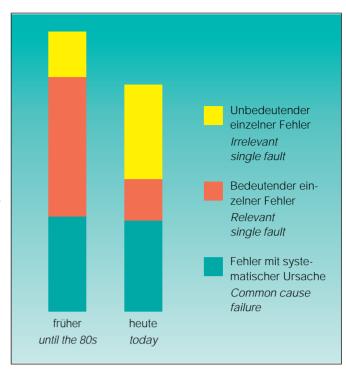


Bild 5.8: Schwerpunktverlagerung der meldepflichtigen Ereignisse früher (bis 80er Jahre) und heute (seit 90er Jahre)

Figure 5.8: Change in notifiable events then (until the 80s) and now (since the 90s)

the safety significance, and show up the need for and urgency of safety improvements. They are directed at all authorities responsible, expert organisations as well as utilities and main plant vendors and are a proven instrument within the framework of the feedback of experience in the context of nuclear power plant operation world-wide. They are the trigger of comprehensive safety improvements and contribute considerably to the high level of safety of nuclear power plants in Germany. Every year, 10 to 15 Information Notices are prepared from the around 200 reported events in German NPPs. A further 2 to 3 Information Notices result from the evaluation of the around 150 events reported from nuclear power plants abroad. Germany in turn reports an annual average of 5 events with relevance to foreign plants from its NPPs to the International Reporting System.

By indirect feedback of experience the expert nuclear engineers can obtain the latest know-how; the focus of scientific analyses can be centred on realistic targets, and feasible and sensible suggestions can be made for research and development activities.

Another feedback source is represented by safety analyses of a general kind. These are also an objective foundation for judging safety-related issues on the basis of new findings gained from safety research and developments or from expert opinions.

Safety analyses are an obligatory part of the nuclear licensing and supervisory procedure. They are performed in the classical sense in accordance with the existing nuclear regulations and their almost exclusively deterministically phrased requirements, which is why they are shortly described as deterministic safety analyses. However, the current regulations cannot be applied to older plants without restrictions. Here, the PSA is a more advanced analysis method which makes a useful supplement to the deterministic safety analysis. Thus, in connection with the performed PSAs, a number of sensible points for safety improvements were identified for all nuclear power plants. Although these were primarily targeted at risk reduction, they still contributed to a clear overall improvement of the respective levels of safety. Most of the - sometimes quantified - uncertainties attached to PSA results are not caused by the probabilistic procedure. They originate rather more from incomplete knowledge of the actual connections. In deterministic analyses, these knowledge gaps hide themselves behind "pessimistic" assumptions.

Results of the feedback of experience

The feedback of experience, aimed at an on-going improvement of the safety of German nuclear power plants, comes on the one hand from the evaluation of operating experience and on the other hand from the results of safety analyses. In both cases, probabilistic assessment methods have become more and more important. Since assuming the function of a central evaluation office, GRS has been dealing with the general, detailed technical evaluation of operating experience in German and foreign NPPs. As regards safety analyses, it takes a leading role owing to its staff's broad and deep knowledge of nuclear engineering.

The usefulness of the feedback of experience from operating experience and safety analyses is mirrored directly by the largely undisturbed operation of the German nuclear power plants. Quantitatively, this is also expressed in the high rate of availability of more than 90 %, which means that – apart from planned outage periods – the operating nuclear power plants are constantly in operation. The fact that the availability of older plants is on the same level as that of more recent plants can be mainly put down to the feedback of experience and the constantly im-



Kernkraftwerk Biblis / Biblis nuclear power plant

plemented safety improvements. Another indicator of the use of experience feedback is e.g. the number of disturbance-related reactor shut-downs. Here, there has been for many years a generally decreasing tendency and, compared with international experience, a very low frequency level.

One further elementary insight is that the number and the safety-related significance of events in the German nuclear power plants that can be put down to single faults, e.g. from manufacturing, maintenance work or operational procedures, has constantly decreased over the last years. For this reason, however, systematic failure causes - like e.g. disturbances of several similar components due to a common cause - become more prominent than before, although their absolute number is still low (Fig. 5.7 and 5.8). In future, GRS will be following developments in this area very closely so that any possible ageing-related effects can be identified early on and preventive measure can be taken.

One special example of the usefulness of experience feedback from safety analyses are the results of the work GRS performed for the German Risk Study. Phase A of this study already described the event sequence and considered the most relevant physical phenomena of the severe accident scenario that would later develop in the TMI nuclear power plant in

the United States. This means that this study – apart from other safety improvements derived from its results – made a concrete contribution to the prevention of a comparable accident occurring in Germany.

The application of experience feedback leads to great expenses for the nuclear power plants. One figure demonstrating the extent of the required funds is the around DM 40m to 50m needed by each plant every year for the maintenance and modification of safety-relevant systems. In addition, the licensing and supervisory procedures for each plant involve approx. 150 to 200 modifications per year of technical system or operational regulations. Whether these modifications and the related safety improvements can be put down directly to the results of GRS work is difficult to estimate quantitatively. What is certain, however, is that the Information Notices prepared by GRS for the purpose of experience feedback have led to intensive examinations in all plants. One can assume that about 20 % of the Information Notices result in safety improvement measures. The recommendations are furthermore included into operating and maintenance regimes even if the description of the event which is the subject of the recommendation does not apply directly to every single plant.

D. Rittig

Jahresbericht 1996 **CS**

Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz

Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management, and Radiological and Environmental Protection

Im Bereich Entsorgung werden sicherheitstechnische Untersuchungen für alle Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufes und zum Strahlenund Umweltschutz durchgeführt. Der Schwerpunkt der Tätigkeiten liegt auf der Entsorgung der Kernkraftwerke und der Behandlung und Endlagerung der anfallenden radioaktiven Abfälle. Entsprechend den wichtigsten Arbeitsfeldern ist der Fachbereich Entsorgung in drei Abteilungen gegliedert.

Brennstoffkreislauf

Die Abteilung Brennstoffkreislauf bearbeitet Sicherheitsfragen für

- Anlagen der Brennstoffversorgung, d.h. Anreicherung von Kernbrennstoff und Brennelementherstellung,
- die technischen Anlagen zur Zwischenlagerung und Konditionierung abgebrannter Brennelemente,
- Wiederaufarbeitung und Rezyklierung von Kernbrennstoffen und Konditionierung von radioaktiven Abfällen, insbe-

sondere Verglasung hochradioaktiver Abfälle.

Außerdem werden Entsorgungsstrategien des Brennstoffkreislaufes im Vergleich und die Entsorgungskonzeption insgesamt untersucht. Schwerpunkte hierbei sind die Überprüfung des Entsorgungsnachweises der Kernkraftwerke, Vergleiche nationaler und ausländischer Entsorgungskonzeptionen und Rezyklierstrategien zur Wiederverwendung von Kernbrennstoffen und zur Abfallreduzierung.

Die besondere fachliche Kompetenz der Abteilung liegt in hochentwickelten Methoden und langjährigen Erfahrungen auf den Gebieten Abbrandberechnung, Kritikalitätssicherheit und Abschirmungsberechnung. Außerdem wird durch eine systematische, vertiefte technische Auswertung von aufgetretenen Störfällen und Störungen in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs im In- und Ausland ein wichtiger Beitrag zum Erfahrungsrückfluss und zur laufenden Verbesserung der Sicherheit geleistet.

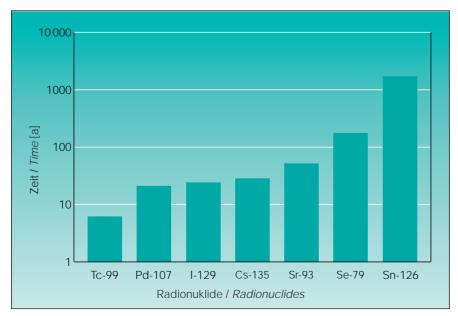


Bild 6.1: Einsatzzeiten im thermischen Reaktor, in der die Radionuklide zur Hälfte abgebaut werden

Figure 6.1: Periods of use in a thermal reactor in which radionuclides are decomposed by half

Strahlen- und Umweltschutz

Die Abteilung Strahlen- und Umweltschutz analysiert das Verhalten von radioaktiven oder chemotoxischen Schadstoffen bei einer Freisetzung aus der Anlage in die Biosphäre und die dabei auftretenden Wirkungen auf Mensch und Umwelt. Entsprechend der großen Palette von Radionukliden und deren physikalisch-chemischer Eigenschaften sowie der noch größeren Bandbreite chemotoxischer Stoffe und ihres Verhaltens in der Biosphäre ist das Arbeitsfeld der Abteilung sehr breit und auf interdisziplinäres Arbeiten von Ingenieuren, Physikern, Chemikern und Biologen angelegt. Zudem gibt es eine enge Verbindung zur Analyse der technischen Sicherheit von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

Besondere Arbeitsschwerpunkte liegen in der Entwicklung und Absicherung von Modellen des Schadstoffverhaltens bei Freisetzung durch Stör- und Unfälle, insbesondere bei Kernkraftwerken, sowie der Modellierung der Ausbreitung freigesetzter Schadstoffe in die Atmosphäre. Auf beiden Gebieten sind leistungsfähige Rechenprogramme verfügbar, die durch systematisch ausgewertete experimentelle Befunde abgesichert werden. Weitere Schwerpunkte sind der radiologische Arbeitsschutz in kerntechnischen Anlagen und die radioökologischen Aspekte der abgelagerten Rückstände aus dem Uranerzbergbau in Sachsen und Thüringen bzw. anderer bergbaulicher Hinterlassenschaften und die daraus resultierende Belastung der Umwelt. Außerdem werden radiologische Aspekte der Sicherung von Kernanlagen und des Transports radioaktiver Stoffen bearbeitet. Eine besondere Bedeutung auch in der öffentlichen Diskussion hat in den letzten Jahren das Arbeitsfeld Sicherheit und Risiken von Transporten radioaktiver Stoffe erlangt.

Endlagerung

Die Abteilung Endlagerung ist mit Arbeiten zur Analyse und Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive

Abfälle oder gefährliche chemotoxische Abfälle befasst.

Der Sachverstand der Mitarbeiter dieser Abteilung liegt vor allem auf physikalischchemischem und geologischem Gebiet. Da ein Großteil der Arbeiten tiefgehende theoretische Kenntnisse und anspruchsvolle Rechenprogramme erfordert, sind enge Bezüge zu den Grundlagen der physikalischen Chemie, der Gebirgsmechanik, zur Mathematik und zur Umsetzung von Rechenmodellen in Rechenprogramme gegeben. Tätigkeitsschwerpunkte sind die Charakterisierung der Abfälle und ihres Verhaltens in einem Endlager bezüglich der damit verbundenen Sicherheitsaspekte, die Analyse der Betriebssicherheit von Endlagern, die Entwicklung von Kriterien und Bewertungsgrundlagen für den Nachweis der Langzeitsicherheit nach Verschluss des Endlagers und vor allem die Qualifizierung und Absicherung der Nachweismethoden sowie die Abstimmung dieser Aspekte in internationalem Rahmen.

Vorhaben / Ergebnisse

Von den im Berichtszeitraum bearbeiteten Vorhaben werden nachfolgend einige wesentliche Arbeiten und ihre Ergebnisse kurz dargestellt:

Entsorgungskonzeption

Die Bestrebungen, einen Entsorgungskonsens zu erreichen, wurden durch Bereitstellung fachlich-technischer Grundlagen und fachlicher Einschätzungen von Strategien und Projekten unterstützt. Wesentliche Aspekte betrafen Anfall und Verbleib der abgebrannten Brennelemente, die Rezvklierstrategie für Plutonium aus der Wiederaufarbeitung und die Endlagerungskonzeption mit dem Endlager Morsleben und den Projekten Konrad und Gorleben. Ein in einer deutsch-französischen Arbeitsgruppe durchgeführter Vergleich der Strategien des nuklearen Brennstoffkreislaufs in Deutschland und Frankreich ergab weitgehende Übereinstimmung in den Sicherheitszielen. Entsprechend dem unterschiedlichen Stellenwert der Kernenergie in beiden Ländern sind die Entsorgungskonzepte verschieden. Im Auftrag des Deutsch-Französischen Direktionsausschusses werden in speziellen Arbeitsgruppen die Freigabe und Entsorgung sehr schwach radioaktiver Abfälle und die Sicherheitskonzeption für die Langzeitsicherheit von Endlagern mit dem Ziel einer Annäherung und Harmonisierung näher analysiert.

Im Rahmen der Entsorgungskonzeption, bzw. der Kernkraftnutzung insgesamt,

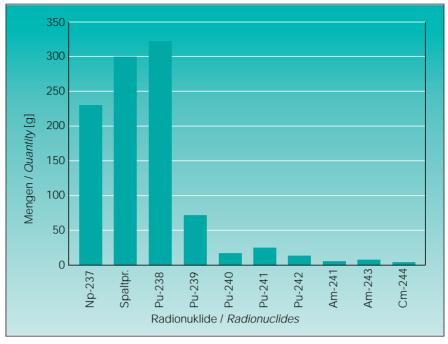


Bild 6.2: Aktinidenzusammensetzung nach Bestrahlung von 1000 Gramm Neptunium-237 im thermischen Reaktor

Figure 6.2: Actinide composition after irradiation of 1000 g neptunium 237 in a thermal reactor

spielt der Einsatz von Plutonium eine entscheidende Rolle. Nach Aufgabe von Schnellem Brutreaktor und Wiederaufarbeitung in Deutschland geht das Bestreben dahin, das anfallende Plutonium möglichst zu verbrauchen und die Bildung von Plutonium zu verringern.

International werden die Möglichkeiten, langlebige Radionuklide durch Transmutation abzubauen, und ihr Stellenwert für die Entsorgungskonzeption diskutiert. Unsere Berechnungen zur Transmutation im thermischen Reaktor ergeben die Zeit, in der während des Einsatzes im Reaktor die jeweils betrachteten Radionuklide zur Hälfte abgebaut werden (Bild 6.1). Nur bei Tc-99 ist dieser Abbau nennenswert (40% innerhalb einer Brennelementeinsatzdauer von vier Jahren). Beim Abbau langlebiger Aktiniden ist außerdem der damit verbundene Aufbau anderer Aktiniden zu beachten. So führt die Bestrahlung von Np-237 zu einem hohen Aufbau von Pu-238 (Bild 6.2).

Betriebsauswertung

Die Auswertung der Daten zur Strahlenexposition des Eigen- und Fremdpersonals in kerntechnischen Anlagen in Deutschland ergibt weiterhin sehr niedrige Dosiswerte trotz der in mehreren Anlagen durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen. Die Kollektivdosis in Druckwasserreaktor-Konvoi-Anlagen liegt bei 0,2 – 0,3 Personen-Sv/Jahr. Die Kollektivdosen in älteren Druck- und Siedewasserreaktoren sind mit einigen Personen-Sv/Jahr höher (Bilder 6.3 und 6.4). Die Grenzwerte für die Strahlenexposition des Betriebspersonals wurden in keinem Falle überschritten. Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Fortluft und Abwasser aus deutschen Kernkraftwerken ist sehr gering. Mit Ausnahme des Tritiums werden die zugelassenen Ableitungswerte nur zu Bruchteilen eines Prozentes ausgeschöpft.

Zu Störfällen in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs im Ausland führt die GRS eine Datenbank, die derzeit 1400 besondere Vorkommnisse enthält. Im Jahr 1996 wurden etwa 60 Vorkommnisse erfaßt und sicherheitstechnisch bewertet. Die gravierendsten Vorkommnisse betrafen Kontaminationen in Dounreay und Sellafield, die in Stufe 2 der internationalen Meldeskala INES eingeordnet wurden. Die Ableitungen aus den Wiederaufarbeitungsanlagen La Hague und Sellafield, in denen deutsche Brennelemente aufgearbeitet werden, gegenüber den achtziger Jahren deutlich geringer geworden (mit Ausnahme der durchsatzbezogenen Ableitungen von Krypton, Tritium und Jod 129). Die generell fallende Tendenz gilt jedoch nicht durchgehend. Am Standort Sellafield ist die Ableitung von Beta-Gamma-Nukliden mit dem Abwasser in den letzten Jahren wieder angestiegen.

Jahresbericht 1996 **CS**

Zum Betrieb deutscher Anlagen des Brennstoffkreislaufs hat die GRS den BMU zu den Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen, zur Anwendung der Meldekriterien, zum Leerfahrprogramm der Hanauer Nuklearanlagen und zur Lagerung von Uran in Form von Uranhexafluorid beraten.

Tschernobyl

Im Jahr 1996 jährte sich die Reaktorkatastrophe von Tschernobyl zum zehnten Male. Die GRS hat zu diesem Anlaß einen zusammenfassenden und für die Allgemeinheit verständlichen Bericht zu Ablauf und Auswirkungen des Unfalls erstellt. Die Kenntnisse über die radioaktive Kontamination sind heute detailliert und kartographisch erfaßt, die gesundheitlichen Folgen manifestieren sich am deutlichsten im Auftreten von Schilddrüsenkrebs bei Kindern (565 Fälle bis 1994). Bislang zeigte sich noch kein strahlenbedingter Anstieg an Leukämieerkrankungen, die weitere Entwicklung bleibt jedoch abzuwarten. Unklare und widersprüchliche Informationen gibt es nach wie vor insbesondere zu der Gruppe der sogenannten Liquidatoren und zu mittelbaren Gesundheitsschäden unter der von der Evakuierung betroffenen Bevölkerung.

Im Auftrag der EU hat die GRS zusammen mit ihrer Partnerorganisation IPSN Sicherheitsziele für eine Verbesserung des Einschlusses (Sarkophags) des zerstörten Reaktorblocks erstellt. Ziel ist dabei die kurzfristige Ertüchtigung des Sarkophags und die langfristige Überführung in ein ökologisch sicheres System. Die erarbeiteten Sicherheitsziele beinhalten Anforderungen des Strahlenschutzes, Lastannahmen für zu planende Baumaßnahmen und dienen als Grundlage für technische Lösungen. Durch Unterstützung der ukrainischen Genehmigungsbehörde in Vorbereitung und Durchführung der für die Ertüchtigungsschritte erforderlichen Genehmigungsverfahren, durch die Beratung des BMU als deutschem Vertreter im Kreis der G7-Staaten und durch Kontakte mit den industriellen Planern der Ertüchtigungsmaßnahmen fällt der GRS eine wichtige fachliche Aufgabe zu.

Gemessene erhöhte Neutronenzählraten im Sarkophag und Spekulationen, daß die spaltstoffhaltigen Massen wieder kritisch werden könnten, waren der Anlass für Untersuchungen zum Zustand der spaltstoffhaltigen Massen und ihres neutronenphysikalischen Verhaltens. Modellrechnungen zeigen, daß nur unter sehr pessimistischen Randbedingungen ein kritischer Zustand in den spaltstoffhaltigen Massen bei Moderation durch eindringendes Wasser erreicht werden könnte. Da die Verteilung des verbleibenden Kernbrennstoffs und seine Zusammensetzung bisher nur lückenhaft bekannt sind und die messtechnische Ausrüstung unzureichend ist. werden die Frage einer Rekritikalität und die dagegen möglichen Maßnahmen weiterhin intensiv untersucht. Auch die möglichen Folgen von Störfällen im Sarkophag wurden analysiert. Von besonderer Bedeutung ist dabei der vorhandene radioaktive Staub, der bei Unfällen, z.B. beim Einsturz des Daches, aufgewirbelt werden könnte (Bild 6.5). Die Analysen zeigen für diesen Fall, dass gravierende radiologische Folgen auf den Standort beschränkt bleiben.

Jod- und Aerosolverhalten

Für die Beurteilung des Verhaltens und der Freisetzung von radioaktivem Jod bei schweren Reaktorstörfällen haben die chemischen Bedingungen entscheidende Bedeutung. Parameteruntersuchungen mit dem Jodmodell IMPAIR-3 zeigen einen starken Einfluß des pH-Wertes auf das Freisetzungsverhalten. Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes müssen darauf ausgerichtet werden, im Sumpf einen pH-Wert größer 8 einzuhalten, um die Jodfreisetzung gering zu halten.

Die langjährige Entwicklung des Aerosolprogramms FIPLOC wurde mit der Erstellung eines Benutzerhandbuches abgeschlossen. Dieses Rechenprogramm zur Simulation des Spaltproduktverhaltens im Containment und zur Berechnung des Quellterms für eine Freisetzung bei schweren Störfällen ist durch die Analyse vieler Experimente validiert. Im Jahre 1996 wurde gemeinsam mit IPSN das Standardproblem ISP-37 der OECD berechnet. Die FIPLOC-Ergebnisse waren ausgezeichnet.

Schadstoffausbreitung in der Atmosphäre

Die Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre in orographisch stark gegliedertem Gelände wurde mit zwei unterschiedlichen Modellansätzen untersucht. Der erste Ansatz bestand in einer Modellkette, bei der auf der Basis der im 14-km-Raster vorliegenden Wettervorhersagedaten des Deutschen Wetterdienstes Windund Turbulenzfelder mit einen detaillierten Strömungsmodell berechnet wurden. Die fein aufgelösten Ergebnisfelder wurden dann in Ausbreitungsrechnungen mit einem Teilchensimulationsmodell eingesetzt. Der zweite Ansatz war weniger komplex und basierte auf standortmeteorologischen Messungen, einem einfachen diagnostischen Strömungsmodell und Ausbreitungsberechnungen mit einem Gauß-Puff-Modell. Beide Ansätze sind Bestandteil des bei der GRS eingesetzten Systems WITRAK. Zur Validierung dienten Messergebnisse im Raum Freiburg/Schauinsland (Bild 6.6). Die Ergebnisse mit dem aufwendigeren Ansatz zeigten eine deutlich bessere Übereinstimmung mit den Meßwerten. Damit ist eine neue Qualität

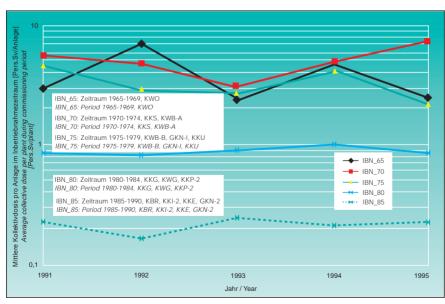


Bild 6.3: Mittlere jährliche Kollektivdosen in Personen-Sv/Anlage für deutsche Druckwasserreaktoren, eingeteilt nach fünf Inbetriebnahmezeiträumen (IBN)

Figure 6.3: Average annual collective dose in pers. Sv/plant for German pressurised water reactors, divided into five periods of commissioning (IBN)

der Berechnung der Schadstoffausbreitung auch in stark gegliedertem Gelände erreicht worden.

Im Rahmen der Beratung des Schutzkonzeptes des European Pressurized Water Reactor (EPR) wurden in Kooperation mit dem IPSN modellmäßige Ausbreitungsberechnungen für abgeschätzte Quellterme durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schutzziele des neugefassten Atomgesetzes von 1994 erfüllt und Überschreitungen der für die Vermarktung von Lebensmitteln festgelegten europäischen Grenzwerte räumlich und zeitlich eng begrenzt werden können.

Transport radioaktiver Stoffe

Zur Anlieferung von radioaktiven Abfällen in das Endlager Morsleben wurde eine detaillierte Bestandsaufnahme und Sicherheitsanalyse erstellt. Die Untersuchungen kommen zusammenfassend zu dem Ergebnis, daß die Abfalltransporte kein ins Gewicht fallendes radiologisches Risiko darstellen. Dies gilt sowohl für den normalen Transport als auch für mögliche Transportunfälle (Bild 6.7).

Zur Sicherheit von Luft- und Seetransporten radioaktiver Stoffe hat die GRS im Rahmen der Aktivitäten der IAEA Fachbeiträge geleistet. Von besonderer Bedeutung sind in diesem Zusammenhang die Bestrebungen, einen neuen Behältertyp C für Luftransport einzuführen und Stoffe geringer Dispersibilität zu charakterisieren.

Fusionsanlage Wendelstein 7-X

Im Auftrag des Max-Planck-Instituts für Plasmaphysik wurden für die am Standort Greifswald geplante Fusionsanlage Wendelstein 7-X Berechnungen zur Dimensionierung der Neutronenabschirmung und Ermittlung der Ortsdosisleistung durchgeführt. Die Ergebnisse dienen der Auslegung von Wandaufbau und Ausbildung von Abschirmungen an besonderen Punkten wie Türen oder Durchbrüchen. Die Berechnungen erforderten für komplexe Fälle den Einsatz von Monte-Carlo-Programmen. Auch die Aktivierung der Wandelemente und der Armierung der Torushalle wurden berechnet.

Langzeitsicherheit von Endlagern

Im internationalen Bereich, insbesondere im Rahmen des RADWASS-Programms der IAEA und der Entwicklung einer internationalen Sicherheitskonvention für radioaktive Abfälle, besitzt die Entwicklung von Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle hohe Bedeutung. In

46

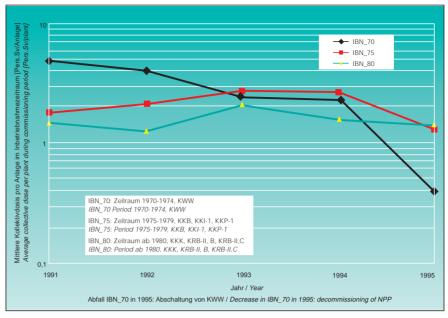


Bild 6.4: Mittlere jährliche Kollektivdosen in Personen-Sv/Anlage für deutsche Siedewasserreaktoren, eingeteilt nach drei Inbetriebnahmezeiträumen (IBN)

Figure 6.4: Average annual collective dose in pers.Sv/plant for German boiling water reactors, divided into five periods of commissioning (IBN)

Deutschland haben Reaktor-Sicherheitskommission und Strahlenschutzkommission bereits im Jahr 1983 entsprechende Sicherheitskriterien veröffentlicht. Im Auftrag des BMU hat die GRS eine Bestandsaufnahme der Sicherheitskriterien im internationalen Bereich erstellt. Auf dieser Basis wurde ein Vorschlag erarbeitet, die deutschen Kriterien weiterzuentwickeln, wobei der Harmonisierung mit der internationalen Entwicklung so weit wie möglich Rechnung getragen werden sollte. Ausgehend von einer genaueren Beschreibung der radiologischen Schutzziele werden die Kriterien differenziert. Dabei wird zwischen der nach den Ergebnissen der Standorterkundung zu erwartenden Entwicklung des Endlagers in der Nachbetriebsphase und möglichen Eingriffen durch den Menschen unterschieden. Der unbeabsichtigte Eingriff des Menschen soll als repräsentatives Szenario berücksichtigt werden. Schutzziel ist dabei eine angemessene Begrenzung möglicher Auswirkungen. Der Vorschlag unterscheidet außerdem klar zwischen Schutzzielen und Nachweismethode für die sehr langen zu betrachtenden Zeiträume. Zur Bewertung der Sicherheit in ferner Zukunft wird die Verwendung von Sicherheitsindikatoren aus der geologischen Beurteilung als gleichrangig zu Modellberechnungen empfohlen. Der Schutz der Umwelt wird ergänzend als Schutzziel eingeführt. Die Methoden der deterministischen Langzeitsicherheitsanalyse sollen durch Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen ergänzt werden. Dieser

Methode wird der Vorzug gegeben gegenüber einer vollständigen probabilistischen Langzeitsicherheitsanalyse. Auf eine Verwendung der Kollektivdosis als Bewertungskriterium sowie von Risikogrenzwerten wird verzichtet.

Die Absicherung der Rechenmethoden zur Langzeitsicherheit stellt eine wesentliche und angesichts der komplexen Zusammenhänge und der sehr langen zu betrachteten Zeiträume besondere Aufgabe dar. Die GRS hat sich seit Jahren intensiv an dem EU-Projekt EVEREST beteiligt. Über einige wichtige Ergebnisse informiert nachstehend ein eigener Fachbeitrag.

Die von IPSN und GRS eingesetzten Rechenprogramme zum Radionuklidtransport im Grundwasser wurden in zwei Benchmarks verglichen. Diese Benchmarks betrafen die Modellierung der Strömungsverhältnisse in der Gorlebener Rinne sowie den Radionuklidtransport an einem Granitstandort. Für die Berechnung des Granitstandortes wurde ein dreidimensionales Modell erstellt und das Programm NAMMU etwas modifiziert. Die berechneten Grundwasserströmungen liefern gute Übereinstimmung. Die Radionuklid-Ausbreitungsberechnungen werden 1997 durchgeführt.

Endlager Morsleben, Planfeststellungsverfahren Konrad

Im Auftrag des BMU führt die GRS eine sicherheitstechnische Bewertung für das Endlager Morsleben (ERAM) durch. Diese

Jahresbericht 1996 SS

Stellungnahme bezieht sich auf den laufenden Betrieb, die Auswertung von Betriebserfahrungen sowie bergtechnische und konventionelle Aspekte des Endlagers. Im Rahmen des Vorhabens erstellt die GRS darüber hinaus zeitnah für das BMU fachliche Stellungnahmen zu aktuellen Fragen des Betriebs von ERAM. So wurde 1996 eine Stellungnahme zur Entstehung von Radongas und zur Überschreitung von Signalisationsschwellen im ERAM erarbeitet. Außerdem wurden Stellungnahmen zu den Bereichen Annahmeverfahren im ERAM, Produktkontrolle, Umgebungsüberwa-Betriebsabfälle, chung und zwischengelagerte radioaktive Stoffe im ERAM erstellt; Empfehlungen wurden hier insbesondere für die Zwischenlagerung von radioaktiven Stoffen abgeleitet.

Die GRS unterstützt seit 1993 das BMU bei der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad. Zur Zeit wird der 1994 erarbeitete Entwurf eines Planfeststellungsbeschlusses überarbeitet und aktualisiert, weil zwischenzeitlich nahezu alle Genehmigungsunterlagen durch das Bundesamt für Strahlenschutz revidiert worden sind. Darüber hinaus werden die Gutachten und Stellungnahmen aller beteiligten Behörden



Schachtanlage für den ehemaligen Uranerzbergbau in Ostdeutschland Former uranium ore mine in eastern Germany

und Institutionen ausgewertet und die Ergebnisse in dem Bescheidentwurf umgesetzt. Zudem arbeitet die GRS für das BMU umfangreiche verfahrensbegleitende Stellungnahmen zu technischen und rechtlichen Einzelfragen. So wurde sämtliche Vorhabensänderungen seit der Ausle-

gung der Genehmigungsunterlagen bezüglich ihrer Relevanz für eine Öffentlichkeitsbeteiligung überprüft. Außerdem wurden Stellungnahmen zur Erdbebensicherheit, zur Betriebsorganisation und zu Grundstücksrechten erarbeitet.

Altlasten des Alt- und Uranbergbaus

Das Projekt Altlastenkataster wurde 1996 planmäßig fortgeführt. In der Datenbank A.LAS.KA sind etwa 8000 Objekte erfasst und abrufbar. Alle Objekte wurden vor Ort geprüft. Integraler Teil des Datenbankprogramms ist eine Fotodokumentation aller Hinterlassenschaften. Die Datenbank steht den Umweltbehörden der betroffenen Bundesländer zur Verfügung und wird mit Erfolg bei der Bearbeitung lokaler Projekte eingesetzt.

Die Messprogramme für die als radiologisch relevant eingestuften Objekte und Flächen wurden fortgeführt und mit Jahresende 1996 zum größten Teil abgeschlossen. Außerdem wurden überregionale Messprogramme durchgeführt zur Kontamination von Sedimenten und Auenböden sowie von Schacht- und Stollenwässern, die zu Trink- und Brauchwasserzwecken genutzt werden.

Die Untersuchungsergebnisse werden in das erstellte Fachinformationssystem bergbaulicher Umweltradioaktivität (FbU) übernommen. Hauptbestandteil dieses Systems ist ein Geographisches Informationssystem (GIS), mit dem auf der Basis digitalisierter Karten interaktiv Datenabfragen vorgenommen werden können. Die-

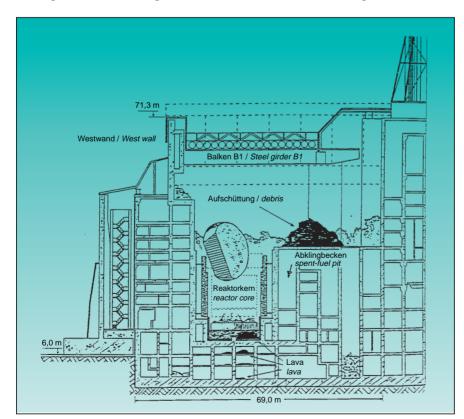


Bild 6.5: Querschnitt durch den Sarkophag mit dem zerstörten Block 4 des KKW Tschernobyl Figure 6.5: Cross-section through the object "Shelter", showing the destroyed Unit 4 of the Chernobyl NPP

ses System hat sich hervorragend bewährt und kann auch für andere Aufgaben im Umweltschutz eingesetzt werden.

Deutsch-russische Kooperation im Rahmen der Abrüstung von nuklearen Waffen

In Fortführung von Arbeiten in den Jahren 1994/95 hat die GRS federführend in einem Konsortium mit der Firma Siemens AG in Zusammenarbeit mit dem russischen Ministerium für Atomenergie (MINA-TOM) einen Bericht zur Basisauslegung für eine Pilotanlage zur Herstellung von MOX-Brennelementen mit Waffen-Plutonium und zum Einsatz dieser Brennelemente in russischen KKW erstellt.

Die Basisauslegung der MOX-Brennelementfabrik mit einer Jahreskapazität von 1 t Plutonium umfasst das verfahrenstechnische und sicherheitsmäßige Konzept für die Fertigung von Brennelementen für WWER und den schnellen Reaktor BN-600. Kostenschätzung kommen zu 190 Mio. DM Investitionskosten und 47 Mio. DM jährlichen Betriebskosten. Die Kosten für MOX-Brennelemente für WWER-1000 lie-

gen etwa 30 % über den Kosten für UO2-Brennelemente. Die Sicherheitsuntersuchungen bestätigen die grundsätzliche Eignung des WWER-1000 für bis zu einem Drittel MOX-Brennstoff. Das Abschaltsystem bedarf jedoch voraussichtlich einer Ertüchtigung. Der Reaktor BN-600 kann technisch auf MOX-Brennstoff umgestellt werden; der Aufwand hierfür ist jedoch relativ hoch. Außerdem muß die Einhaltung eines zulässigen Natrium-Void-Koeffizienten näher analysiert werden.

Die Berechnung der Mengenbilanz und isotopenmäßigen Veränderung des eingesetzten waffengrädigen Plutoniums wurde bezogen auf die Randbedingungen der russischen Reaktoren präzisiert (Bilder 6.8 und 6.9). Der Vorteil der schnellen Reaktoren liegt darin, daß pro Jahr große Mengen an Plutonium als Brennstoff eingesetzt werden könnten. Allerdings verändert dieser Einsatz die Isotopenzusammensetzung des Plutoniums nicht nachhaltig. Im thermischen Reaktor wird hingegen durch einen einzigen Einsatz eine Isotopenzusammensetzung erreicht, die der von Plutonium aus der Kernenergiewirtschaft entspricht.

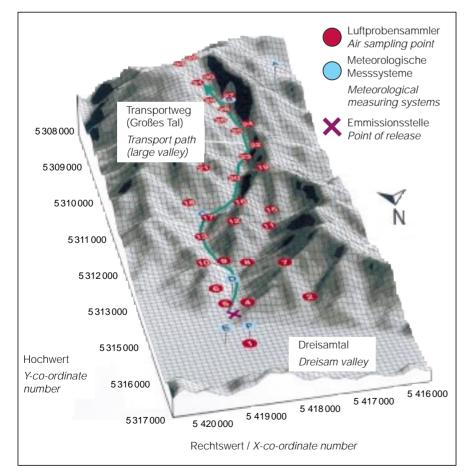


Bild 6.6: Das Schadstoff-Ausbreitungsexperiment PRICE 94 im Raum Freiburg/Schauinsland Figure 6.6: The contaminant dispersion experiment PRICE 94 in the Freiburg/Schauinsland area

Die Regierungen von Frankreich, Deutschland und Russland haben in einer gemeinsamen Erklärung die Fortführung dieser Arbeiten in einem trilateralen Projekt angekündigt.

Tätigkeiten in Fachgremien

Die Mitarbeit von Fachleuten des Bereichs in nationalen und internationalen Gremien, wie der Reaktor-Sicherheitskommission, der Strahlenschutzkommission und ihrer Ausschüsse sowie in Beratungsgremien der IAEA und der OECD hatte auch im Jahre 1996 eine besondere Bedeutung.

In the Waste Management Division of GRS, safety-related analyses are carried out for all facilities and processes of the nuclear fuel cycle and with respect to radiological and environmental protection. Nuclear power plant waste management and the treatment and final disposal of radioactive wastes incurred represent the main emphasis of the activities. In accordance with the most important fields of work, the Waste Management Division is subdivided into three departments.

Nuclear Fuel Cycle

The Nuclear Fuel Cycle Department works on safety issues concerning

- fuel supply facilities, i.e. fuel enrichment and fuel element production,
- technical facilities for interim storage and conditioning of spent fuel elements,
- reprocessing and recycling of nuclear fuel and conditioning of radioactive wastes, in particular vitrification of highlevel radioactive wastes.

Moreover, disposal strategies of the nuclear fuel cycle are compared and disposal concepts are examined as a whole. The main emphasis here is on the examination of the proof to be furnished by nuclear power plants with regard to waste management provisions and on comparisons of national and foreign disposal concepts and recycling strategies on the re-use of nuclear fuels and on waste reduction.

The highly developed methods and longstanding experience in the fields of burn-up calculation, criticality safety and shielding calculations represent the special technical competence of the department. In addition, an important contribution to experience feedback and to the continuous improvement of safety is provided by a systematic,

Jahresbericht 1996 **CS**

detailed technical evaluation of incidents and disturbances which occurred in nuclear fuel cycle facilities in Germany and abroad

Radiological and Environmental Protection

The Radiological and Environmental Protection Department analyses the behaviour of radioactive or chemotoxic contaminants upon release from the plant into the biosphere and the associated effects on humans and the environment. Owing to the broad range of radionuclides and their physical and chemical properties and the even broader range of chemotoxic substances and their behaviour in the biosphere, the department's sphere of operations is very broad and designed for interdisciplinary work of engineers, physicists, chemists and biologists. Moreover, their work is closely related to the analysis of the technical safety of nuclear power plants and other nuclear facilities

The development and verification of models concerning contaminant behaviour upon release following incidents and accidents, especially in nuclear power plants, are major activities of the department's work, also including the simulation of the diffusion of contaminants released into the atmosphere. In both fields there are powerful computer codes available which are verified by systematically analysed experiment results. Further activities are centred on the radiological protection of personnel in nuclear facilities and radio-ecological aspects of deposited wastes from uranium ore mining in Saxony and Thuringia or other legacies from mining and the resulting burden on the environment. Furthermore, radiological aspects of the physical protection of nuclear facilities and of the transport of radioactive substances are also analysed. The sphere of operations relating to the safety and risks associated with nuclear transports has acquired particular importance in recent years and has fuelled public debate.

Final Storage

The Final Storage Department deals with the analysis and assessment of the safety of final repositories for radioactive wastes or hazardous chemotoxic wastes.

The know-how of the experts working in this department thus concentrates primarily on the physical, chemical and geological fields. As a large proportion of the activities requires detailed theoretical knowledge and sophisticated computer codes, there exist close connections to the principles of physical chemistry, rock mechanics and

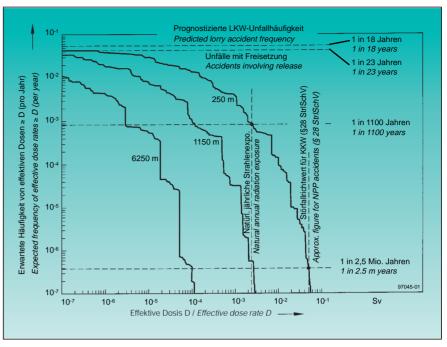


Bild 6.7: Effektive Lebenszeitdosis durch LKW-Transportunfälle bei der Abfall-Anlieferung in der Standortregion Morsleben

Figure 6.7: Effective lifetime dose caused by lorry-transport accidents on waste deliveries in the Morsleben site region

mathematics as well as to the implementation of calculation models in computer codes. The main emphasis of the activities is on the characterisation of the wastes and their behaviour in a final repository with respect to the associated safety aspects, the analysis of the operational safety of final repositories, the development of criteria and assessment methods for the demonstration of long-term safety after closure of the final repository and, above all, their qualification and verification as well as the international co-ordination of these aspects.

Projects/Results

In the following, a short survey is given of some major projects performed during the reporting period and of the results achieved:

Waste management concept

The efforts to reach consensus on the issue of waste management were supported through provision of technical groundwork and expert judgements of strategies and projects. Relevant aspects were the arising amounts of spent fuel elements and their disposal, the recycling strategy for plutonium generated by reprocessing, and the final repository concept, including the Morsleben final repository and the Konrad and Gorleben projects. A comparison of the nuclear fuel cycle strategies in Germany and France that was carried out by a Franco-German

working group revealed that the safety objectives were largely the same. In accordance with the different status nuclear power has in the two countries, the waste management concepts are different, too. On the order of the German-French Directorate Committee (DFD), special working groups are analysing in detail the clearance and disposal of very-low-level radioactive waste and the safety concept relating to the long-term safety of final repositories with the aim of an approximation and harmonisation of the approaches in the two countries.

Within the framework of waste management concepts and in the exploitation of nuclear power in general, the use of plutonium plays a decisive role. With the fast-breeder reactor concept and nuclear reprocessing abandoned in Germany, efforts are now concentrating on using up the amounts of plutonium that have arisen so far and on reducing its overall production.

On an international level, the possibilities to decompose long-lived radionuclides by transmutation and the status of such a method in a waste management concept are under discussion. Calculations performed by GRS relating to the topic of transmutation in a thermal reactor have revealed the times in which the radionuclides considered are decomposed by half during their period of use in the reactor (Fig. 6.1). The

only relevant decomposition took place in the case of Tc-99 (40 % within a period of four years of fuel element use). Regarding the decomposition of long-lived actinides, the associated formation of other actinides also has to be taken into account. The irradiation of Np-237, for example, leads to a high rate of Pu-238 formation (Fig. 6.2).

Performance Assessment

The evaluation of data on the radiation exposure of facility staff and outside personnel in nuclear facilities in Germany continues to yield very low dose rates in spite of the maintenance measures performed in several plants. The collective dose in Konvoi-type pressurised water reactor plants is 0.2 - 0.3 Sv per person and year. The collective dose rates in older pressurised and boiling water reactors are higher, lying at a few Sv per person and year (Figs. 6.3 and 6.4). The radiation exposure limits for operating personnel are nowhere exceeded. Discharge rates of radioactive substances from German nuclear power plants with exhaust air and waste water are very low. With the exception of tritium, only fractions of one per cent of the admissible values are actually discharged.

GRS runs a data bank containing details of incidents in nuclear fuel cycle facilities abroad. There are currently 1400 entries of special events. In 1996, about 60 events were registered and assessed from a safety-related point of view. The most serious cases of contamination occurred at Dounreay and Sellafield; these were classified as Level 2 on the International Nuclear Event Scale (INES). Discharge rates from

the La Hague and Sellafield reprocessing plants, where German fuel elements are reprocessed, have decreased considerably compared to the 80s (excepting throughput-related discharges of krypton, tritium and iodine-129). However, this decreasing tendency does not apply for all areas. At the Sellafield site, the discharge rate of beta-gamma nuclides with waste water has risen again over the last few years.

Regarding the operation of German nuclear fuel cycle facilities, GRS has advised the BMU in matters relating to safety requirements for nuclear fuel supply facilities, the application of reporting criteria, the emptying programme for the nuclear facilities at Hanau, and the storage of Uranium in the form of uranium hexaflouride.

Chernobyl

1996 saw the tenth anniversary of the reactor catastrophe at Chernobyl. To mark the occasion, GRS published a summary report in a readily comprehensible form, describing the course and the consequences of the accident. Today, there exists detailed knowledge of the radioactive contamination, which has also been recorded cartographically. The health effects are most obvious in the frequency of thyroid cancer in children (565 cases until 1994). So far, there has not been any increase in the rate of leukaemia cases, but developments in this area still have to be monitored. Imprecise and contradictory information is still around, especially with respect to the group of the so-called Liquidators and regarding indirect health-effects on the evacuated population.

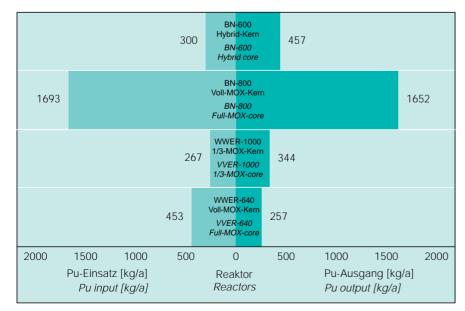


Bild 6.8: Massenbilanz für den Einsatz von Waffen-Plutonium in russischen Reaktoren Figure 6.8: Volume balance for the use of weapons-grade plutonium in Russian reactors

Commissioned by the EU, GRS and its partner IPSN have jointly worked out safety objectives for reinforcing the shelter (Sarcophagus) around the destroyed reactor. The major objective here is the short-term backfitting of the Sarcophagus and the transformation of the entire structure into an ecologically safe system in the long run. The safety objectives that have been worked out include requirements for radiological protection and load assumptions for future construction measures. They also serve as a basis for technical solutions. In this context, the tasks of GRS in its role as expert organisation include the provision of assistance to the Ukrainian licensing authority in the preparation and performance of the licensing procedures required in connection with the different backfitting stages, the provision of expert advice to the BMU in its role as Germany's representative in the Group of Seven industrialised nations, and liaison with those parties of the industry actually planning the backfitting measures.

Increased readings of neutron activity inside the Sarcophagus and speculations that the fission-product-containing masses could become critical again triggered off new analyses of the state of the fissionproduct-containing masses and their neutron-physical behaviour. Model calculations showed that a critical condition of the fission-product-containing masses could only be reached under very pessimistic boundary conditions if penetrating water were to act as moderator. Since the distribution and configuration of the nuclear fuel remaining inside is not known exactly and measuring equipment is insufficient, the issue of recriticality and the possible countermeasures continue to be investigated in detail. The possible effects of incidents inside the Sarcophagus are analysed, too. Highly relevant in this context is the existing radioactive dust that could be whirled up in case of an accident, e.g. a crash of the roof (Fig. 6.5). According to the analyses, any possible grave radiological consequences of this particular case will be confined to the site itself.

lodine and aerosol behaviour

In order to assess the behaviour and release of radioactive iodine during severe accidents, it is very important to take the chemical conditions into account. Parameter calculations with the IMPAIR-3 iodine model have revealed a strong influence of the index of pH on the release behaviour. Accident management measures will have to be thus designed that an index of pH larger than 8 can be maintained in the sump in order to keep the iodine release low.

Jahresbericht 1996 **GS**

The development of the FIPLOC aerosol code, which took several years, was completed with the preparation of a User's Manual. This computer code for the simulation of fission product behaviour in the containment and source term calculations for releases during severe accidents has been validated through the analysis of numerous experiments. In 1996, in a joint effort with IPSN, it was used to work on the International Standard Problem ISP37. The FIPLOC results were excellent.

Contaminant diffusion in the atmosphere

The diffusion of contaminants in the atmosphere over orographically highly structured ground was investigated with the help of two different model approaches. The first approach consisted of a model chain in which wind and turbulence fields are calculated with a detailed flow model on the basis of weather forecast data provided by the German Meteorological Service for a 14-km arid. The highly resolved result fields were then used in diffusion calculations with a particle simulation model. The second approach was less complex and was based on meteorological measurements at different sites, a simple diagnostic flow model, and diffusion calculations with a Gauß-Puff model. Both approaches form part of the WITRAK system used by GRS. Measuring results from the Freiburg/ Schauinsland area were used for validation purposes (Fig. 6.6). The results obtained from the calculations with the more complex approach showed much better agreement with the measured values. Thus, a new level of quality has been achieved in calculating contaminant diffusion even over highly structured ground.

Within the framework of the discussion of the protection concept for the European Pressurised Water Reactor (EPR), model calculations on diffusion were performed for estimated source terms in co-operation with IPSN. The results showed that the protection goals stipulated by the amendment to the Atomic Energy Act of 1994 are reached and that any transgressions of the defined European limits imposed on the retailing of foodstuffs can be narrowly restricted in area and time.

Transport of radioactive materials

A detailed description of the status quo and a safety analysis were prepared on the topic of radioactive waste deliveries to the Morsleben final repository. In summary, the result of the investigations is that the nuclear waste transports do not pose any radiologically relevant risk. This applies to both

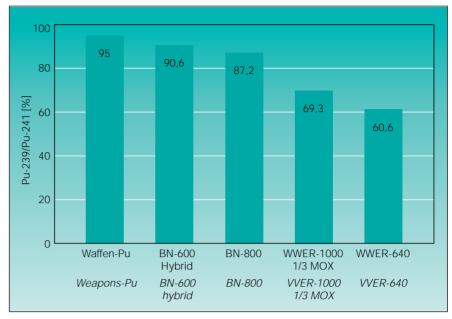


Bild 6.9: Isotopenveränderung bei Einsatz von Waffen-Plutonium in verschiedenen Reaktoren Figure 6.9: Isotope changes on using weapons-grade plutonium in different reactors

normal transports and transport-related accidents (Fig. 6.7).

Within the framework of IAEA activities, GRS contributed analyses concerning the safety of radioactive materials transports by air and sea. Particularly relevant in this connection are the efforts made towards the introduction of a new Type-C transport cask for air transports and the characterisation of materials of low dispersibility.

Wendelstein 7-X nuclear fusion facility

The Max-Planck-Institute for Plasma Physics commissioned GRS to perform calculations for the Wendelstein 7-X nuclear fusion facility planned at Greifswald concerning the physical design of neutron screening and for the determination of local dose rates. The results were used in the design of the wall structure and in dimensioning the screening in special areas such as penetrations or doors. For complex cases, Monte-Carlo programs had to be used for the calculations. Activity exposure of the wall elements and the reinforcement of the Torus building was also calculated.

Long-term safety of final repositories

On the international level, especially within the framework of the IAEA-sponsored RAD-WASS programme and the development of an international safety convention on radio-active wastes, the development of safety criteria for the final storage of radioactive wastes is a very important issue. In Germany, the Reactor Safety Commission and the Commission on Radiological Protection already published corresponding safety cri-

teria in 1983. On the order of the BMU, GRS compiled a survey of safety criteria in other countries. On the basis of this survey, a proposal was worked out to develop the German criteria further with due consideration of a harmonisation with international developments to the furthest possible extent. Starting from a detailed description of the radiological protection goals, the criteria are differentiated. Here, a difference is made between the expected development of the final repository during the post-operational phase as derived from the results of site exploration and possible human intervention. Inadvertent human intervention is to be considered as a representative scenario. The safety goal here is an appropriate limitation of possible consequences. The proposal furthermore clearly differentiates between protection goals and the demonstration method for the very long periods to be considered. To assess the safety of the repository in the very distant future, safety indicators from geological assessments are recommended to be used on an equal footing with model calculations. The protection of the environment is introduced as an added protection goal. The methods of deterministic long-term safety analyses are to be supplemented by sensitivity and uncertainty analyses. This method is given preference over a complete probabilistic long-term safety analysis. The analyses are able to dispense with application of the collective dose rate as an assessment criterion as well as of risk limits.

Verification of the computer codes for longterm safety analyses is an important and special tasks, considering the complex interrelations and the very long periods of time to be considered. For many years, GRS has contributed intensely to the EU's EVEREST project. There is more information on this project in one of the following two specialist chapters of this Annual Report.

The computer codes used by IPSN and GRS for calculating radionuclide transport in groundwater were compared in two benchmarks. These benchmarks concerned the modelling of flow conditions in the Gorleben Trough and radionuclide transport at a granitic site. For the calculations regarding the latter, a three-dimensional model was created and the NAMMU code was slightly modified. The calculated groundwater flow rates showed good agreement. Calculations regarding radionuclide diffusion will be performed in 1997.

Morsleben final repository, plan approval procedure for Konrad

Commissioned by the BMU, GRS is carrying out a safety-related assessment of the Morsleben final repository (ERAM). This judgement is about current operations, the evaluation of operating experience, and mining-related and conventional aspects of the final repository. The project also includes up-to-date expert comments prepared by GRS for the BMU on current issues of the operation of ERAM. In 1996, for example, comments were prepared on the formation of radon gas and on transgressions of the signalisation limits in ERAM. Also, comments were made in the areas of ERAM acceptance procedures, product control, operational wastes, environment monitoring, and radioactive waste emplaced in interim storage in ERAM; Here, recommendations were derived in particular for the interim storage of radioactive waste.

Since 1993, GRS has been supporting the BMU in its function as supreme federal supervisor of the plan approval procedure for the Konrad final repository. At present, the plan approval decision of 1994 is being revised and updated since in the meantime nearly all licensing documents have been checked by the Federal Office for Radiation Furthermore, the expert Protection. opinions and comments of all the authorities and institutions involved are evaluated, and the results are taken into account in the draft notification. Moreover, GRS prepares comprehensive comments for the BMU in reaction to individual technical and legal issues arising during the course of the procedure. For example, every single modification of



Schachtanlage Konrad Konrad mine

the project since the start of public display of the licensing documents were checked with regard to their relevance concerning public involvement. Other comments dealing with earthquake safety, operational management and real-estate property rights were also prepared.

Contaminated waste and objects from former uranium ore and other mining activities in the past

The "Altlastenkataster" (register of contaminated sites) project was continued to plan in 1996. The A.LAS.KA data base contains about 8000 objects which were all examined on site. An integral part of the data base program is a photographic documentation of all legacies. The data base is open to the environmental authorities of the affected Länder and is successfully integrated in local projects.

The measuring programmes for the objects and areas classified as radiologically relevant were continued and largely completed at the end of 1996. Furthermore, long-range measuring programmes were carried out concerning the contamination of sediments and pasture soil and of shaft and gallery waters used for drinking water and industrial water supplies. The analysis results are adopted in the Expert Information System of Mining-Related Environmental Radioactivity (FbU). The main component of this system is a Geographic Information System (GIS) including digitalised maps enabling interactive data queries. This system has proved to be excellent and can also be used for other areas in the field of environmental protection.

German-Russian co-operation within the framework of nuclear disarmament

Continuing the work of 1994/95, GRS – in a consortium with Siemens and in co-operation with the Russian Ministry for Atomic Energy (MINATOM) – lead the way in preparing a report on the basic design of a pilot plant for producing MOX fuel elements from weapons-grade plutonium and on using these fuel elements in Russian NPPs.

The basic design of such a MOX fuel element production facility with an annual capacity of 1 t of plutonium comprises a process-related and safety-related concept for manufacturing fuel elements for VVER and fast-breeder BN-600 reactors. Cost estimates are put at DM 190m investment costs and DM 47m annual operating costs. The costs for MOX elements for VVFR-1000 reactors are about 30 % above those for UO2 fuel elements. Safety analyses have shown that in principle VVER-1000 reactors are suitable for using up to one third of MOX fuel. However, their shut-down system will probably require upgrading. Technically, the BN-600 reactor type can be switched to MOX fuel use, although the efforts involved would be relatively great. In addition, the adherence to the admissible sodium void coefficient needs to be analysed more closely.

Calculation of the volume balance and isotope-related changes of the weaponsgrade plutonium were specified with regard to the boundary conditions of Russian reactors (Figs. 6.8 and 6.9). The advantage of the fast reactors lies in the fact that large volumes of plutonium can be used as fuel every year. However, this type of use does not change the isotope composition of the plutonium to a major degree. In a thermal reactor, on the other hand, one single period of use makes it possible to achieve a level of isotope composition which corresponds to that of the plutonium from the nuclear power industry.

In a joint declaration, the governments of France, Germany and Russia have announced that they will continue these activities in a trilateral project.

Membership in expert committees

In 1996, great credit was due once again to the division's experts who were actively involved in national and international consulting committees, like the Reactor Safety Commission and the Commission on Radiological Protection as well as their associated committees and in the advisory boards of IAEA and OECD.

W. Thomas

Jahresbericht 1996 **CS**

6.1 Rezyklierung und Verbrauch von Plutonium bei unterschiedlichen Reaktorkonzepten

Weltweit haben sich im Laufe der Zeit große Mengen (ca. 1000 t) an Plutonium in abgebrannten Brennelementen angesammelt. In deutschen Kernkraftwerken entstehen pro Jahr etwa 5 t Plutonium. Nur ein kleiner Teil des Plutoniums wird durch Wiederaufarbeitung abgetrennt und in Kernkraftwerken rezykliert. Plutonium, das nicht verwertet werden kann, muss als langlebiger, stark radiotoxischer Abfall entsorgt werden. Es besteht somit ein großes Interesse, Möglichkeiten zu erschließen, das Plutonium in geeigneten Reaktoren verstärkt wiedereinzusetzen und möglichst effektiv zu verbrennen.

Plutonium im deutschen Brennstoffkreislauf

Plutonium (Pu) fällt beim Betrieb von Leichtwasserreaktoren an. Aus Uran-238 baut sich über Neutroneneinfang und Beta-Zerfall vorwiegend Pu-239 auf. Plutonium ist im Reaktor zu ca. 30% an der Energieproduktion beteiligt und im abgebrannten Brennelement zu etwa 1 % enthalten. Durch den bisherigen Betrieb der deutschen Kernkraftwerke haben sich bis zum Jahr 1995 rund 75 t Plutonium angesammelt. Der größte Teil (ca. 60 t) liegt in Form von abgebrannten Brennelementen vor, der Rest als Oxidpulver nach der Wiederaufarbeitung (WA) der Brennelemente (Bild 6.10). Jährlich kommen etwa 5 t Plutonium hinzu.

Plutonium ist einerseits ein nutzbarer Energieträger (1 g Pu hat den Energieinhalt von als Wertstoff genutzt, muss es als Gefahrstoff endgelagert werden.

Plutonium-Verbrauch in bestehenden Reaktoren

Die Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen und die Rückführung des abgetrennten Plutoniums durch Einsatz von Mischoxid-Brennelementen (MOX) in Leichtwasserreaktoren ist gegenwärtiger Stand der Technik. Rechnungen

ca. 2,5 t Steinkohle), andererseits ist es stark radiotoxisch (weniger als 1 mg hat bei Inhalation tödliche Auswirkungen). Zudem ist Plutonium ein bombenfähiges Material. Das derzeit kontinuierliche Anwachsen der Plutonium-Mengen (Bild 6.11) ist Anlass zu Überlegungen, die Plutonium-Mengen im Brennstoffkreislauf durch geeignete Reaktorkonzepte zu reduzieren, denn wird das Plutonium nicht

Im deutschen BKL angesammelt: In the entire German NFC: 75 t Pu In KKW/Lager In WA In WA in als Brennelement als Brennelement abgetrennter Form In NPP storage Reprocessing Reprocessing in as fuel element as fuel element separated form 40 t Pu 20 t Pu 15 t Pu Jährlicher Zuwachs: Annual growth rate: ca. 5 t Pu

Bild 6.10: Plutonium-Mengen im deutschen Brennstoffkreislauf (BKL), Stand 1995 Figure 6.10: Amounts of plutonium in the German nuclear fuel cycle (NFC), as at 1995

zu Standard-Brennelementen mit einem Abbrand von 40 GWd/tSM ergeben, dass bei einem MOX-Anteil von etwa 35% im Core sich ein Gleichgewicht zwischen dem in den Uran-Brennelementen entstehenden Plutonium und dem in den MOX-Brennelementen verbrauchten Plutonium ergibt. Erst bei über 35% kommt es zu einem Plutonium-Abbau.

Bei Ausnutzung der Genehmigungen der deutschen Kernkraftwerke könnte im Mittel ein MOX-Anteil von etwa 19% erreicht werden. Für einen Plutonium-Abbau wäre eine Erhöhung auf einen Anteil von deutlich mehr als 35% erforderlich. Eine solche Steigerung des mittleren Anteils ist bei den bestehenden Anlagen nicht ohne weiteres möglich. Betrachtet man in Bild 6.12 den derzeit tatsächlich genutzten Teil der genehmigten Werte, so wird deutlich, dass es hier noch ein beträchtliches Potential aibt. Plutonium in den bestehenden Leichtwasserreaktoren zu verbrennen.

Der Grund für die geringe Nutzung des MOX-Einsatzes liegt in erster Linie in der zu geringen Fertigungskapazität für MOX-Brennelemente, da die fertiggestellte Anlage in Hanau nicht in Betrieb gegangen ist und die Kapazitäten im Ausland noch nicht ausreichend zur Verfügung stehen.

Die Erhöhung des MOX-Einsatzes in bestehenden Anlagen ist ein Weg, den Plutonium-Anstieg wirksam zu bremsen, für einen Abbau reicht eine solche Maßnahme jedoch nicht aus. Hierzu sind neue Konzepte zur gezielten Plutonium-Verbrennung notwendig.

Der 100% MOX-Reaktor

Eine wesentliche Begrenzung für die Anhebung des MOX-Anteils im Reaktor ist die Verschiebung des Neutronenspektrums zu höheren Energien bei zunehmendem Plutonium-Anteil. Dies hat Auswirkungen auf reaktorphysikalische Sicherheitsparameter, wie Bor- und Steuerstabwirksamkeit, Moderator-Temperatur-Koeffizient, Doppler-Effekt, Anteil verzögerter Neutronen und Void-Effekt.

Dem Einfluss des Plutoniums auf das Neutronenspektrum kann man entgegenwirken, indem das Moderationsverhältnis, also der Anteil von Wasser zu Brennstoff, erhöht wird. Rechnungen zeigen, dass sich einerseits die Plutonium-Verbrennung mit zunehmender Moderation verbessert, andererseits die Energieerzeugung pro MOX-Brennelement oberhalb eines Moderationsverhältnisses von 2.5 abfällt. Ein Optimum aus beidem wird bei einer Moderation von etwa 3,2 erreicht (Bild 6.13).

Ein geeignet moderierter Reaktorkern mit 100% MOX-Brennelementen erfüllt die Anforderungen an die reaktorphysikalischen Sicherheitsparameter. Bezüglich des lokalen Void-Effektes, also dem Reaktivitätsanstieg bei Kühlmittelverlust, zeigt sich sogar, daß beim 100% MOX-Core das Verhalten günstiger ist als im UO₂-PuO₂-Mischkern, für den sich unter bestimmten Bedingungen ein positiver lokaler Void-Effekt im MOX-Brennelement errechnet.

Mehr als 40% des eingesetzten Plutoniums werden verbrannt (Tabelle 6.1). Damit erweist sich der 100% MOX-Reaktor als wirksames Mittel zum Abbau von Plutonium. Entsprechende Konzepte zum 100% MOX-Reaktor wurden bereits für den europäischen Reaktor EPR erarbeitet.

Der Thorium/Plutonium-Reaktor

Beim MOX-Brennstoff wird wie auch beim UO₂-Brennstoff während des Reaktorbetriebes Pu-239 aus dem U-238 erzeugt, das sich in der Brennstoffmatrix befindet. Bei einem Thorium/Plutonium-Reaktor wird statt U-238 das Th-232 als Matrixmaterial verwendet, dem das Plutonium als Spaltstoff beigegeben wird. Statt Pu-239 wird U-233 erzeugt, das durch Neutroneneinfang aus Th-232 entsteht (Bild 6.14).

Erste Rechnungen zu einem Thorium/Plutonium-Reaktor zeigen, daß bei einem Moderationsverhältnis von 4,0, die Werte der Sicherheitsparameter etwa vergleichbar sind mit einem 100% MOX-Reaktor, die Plutonium-Verbrennung pro erzeugter

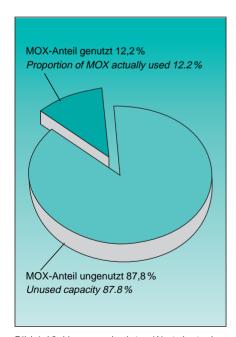


Bild 6.12: Vom genehmigten Wert deutscher KKW genutzter und ungenutzter MOX-Anteil Figure 6.12: Proportion of MOX exploitation in German NPPs in relation to the licensed limits

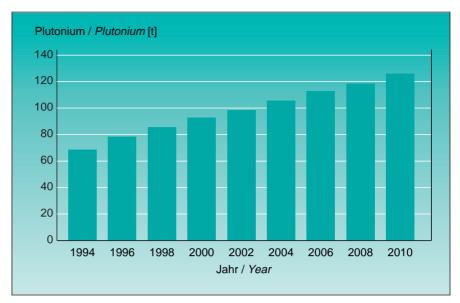


Bild 6.11: Entwicklung der Plutonium-Mengen im deutschen Brennstoffkreislauf Figure 6.11: Development of the plutonium stockpile in the German nuclear fuel cycle

Energie aber um 64% höher ist. Ein solcher Reaktor ist sehr geeignet für die gezielte Plutonium-Verbrennung. Allerdings ist zu akzeptieren, dass das spaltbare und radiotoxische Material U-233 in den abgebrannten Brennelementen entsteht. Die Mengen sind recht hoch, so dass sich hier eine Rezyklierung anbieten würde.

Brennstoff mit inerter Brennstoffmatrix

Das Ziel, radiotoxische Reststoffe weitgehend zu vermeiden, verfolgt das Konzept der thermischen Reaktoren mit inerter Brennstoffmatrix ohne Uran und Thorium. Die Brennstoffmatrix besteht hier z.B. aus AlO₂-ZrO₂ (Bild 6.15).

Der Nachteil ist eine verringerte Energieerzeugung pro Brennelement, da der Brutstoff fehlt. Der Vorteil ist eine hohe Plutonium-Verbrennung mit weniger Nebenprodukten. Rechnungen zu den reaktorphysikalischen Sicherheitsparametern haben allerdings gezeigt, dass diese Systeme die Anforderungen noch nicht hinreichend erfüllen, insbesondere hinsichtlich des Void-Effektes. Optimierungen der Brennstoffmatrix und des Moderationsverhältnisses sowie eingehende Materialprüfungen werden hier noch notwendig sein, um zu einem einsetzbaren Brennstoff zu kommen. Der Plutonium-Verbrauch ist rechnerisch ca. 15% höher als bei einem Th/Pu-Reaktor

Schnelle Reaktoren

Die Plutonium-Verbrennung in thermischen Reaktoren wird immer unvollkommen sein, da sich einige Isotope (z.B. Pu-238, Pu-240, Pu-242) mit thermischen

Neutronen nicht oder nur indirekt spalten lassen. Hier wären schnelle Reaktoren geeignet, um diese Reststoffe zu verwerten. Während in Deutschland die Entwicklung der schnellen Reaktoren gestoppt wurde, hält man in Frankreich an der Entwicklung dieses Reaktortyps fest. Für den Super-Phenix PX-1 errechnet sich ein Plutonium-Verbrauch bis zu 560 g/GWthd, wobei alle Isotope verbrannt werden.

Transmutationsmaschinen

Als Alternative zu schnellen Reaktoren, deren Konzeption sicherheitstechnisch nicht einfach ist, gibt es Überlegungen zu Transmutationsmaschinen, die mit Hilfe von Protonen-Beschleunigern Spallationsneutronen hoher Energie erzeugen, mit denen die Aktiniden umgewandelt werden. Um auch die frei werdende Energie zu nutzen, hat man Konzepte für Hybridanlagen entwickelt, eine Kombination aus Beschleuniger und unterkritischem Spaltreaktor (Bild 6.16).

Vorteil dieser Hybridanlagen ist die hohe inhärente Sicherheit, da der Betrieb im unterkritischen Zustand erfolgt. Zwischen 10 und 20% der erzeugten Energie müssen allerdings für den Beschleunigerstrom aufgewendet werden. Die Effektivität der Plutonium-Verbrennung ist etwa vergleichbar mit der eines schnellen Reaktors. Die Entwicklung solcher Hybridanlagen ist aufwendig und als langfristiger Lösungsweg anzusehen, wenn schnelle Reaktoren nicht zum Einsatz kommen.

Erkenntnisse

Es gibt Möglichkeiten, das Anwachsen der Plutonium-Mengen im Brennstoffkreislauf

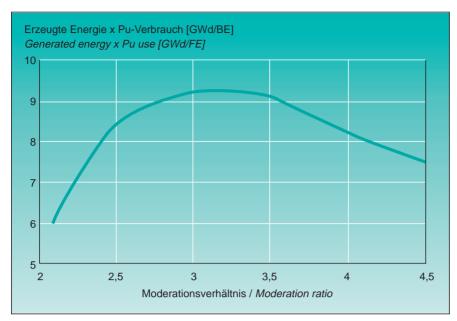


Bild 6.13: Produkt aus erzeugter Energie und relativem Plutoniumverbrauch als Funktion des Moderationsverhältnisses

Figure 6.13: Product of generated energy and relative plutonium use as a function of the moderation ratio

zu bremsen und auch die angesammelten großen Mengen abzubauen:

- Erhöhung des MOX-Anteils im LWR-Core als kurzfristige, relativ kostengünstige Maßnahme,
- Einführung von 100% MOX-Reaktoren als Ersatz für auslaufende Reaktoren,
- Gezielter Plutonium-Abbau mit thermischen Reaktoren durch Einführung von Thorium/Plutonium-Reaktoren oder Reaktoren mit inerter Brennstoffmatrix – hier sind allerdings noch weitere Entwicklungs- und Forschungsarbeiten erforderlich,

 Transmutationsanlagen als kombinierte Systeme aus Protonenbeschleuniger und unterkritischem Spaltreaktor zur Verbrennung der Plutoniumreste, sofern schnelle Reaktoren auch langfristig nicht zur Verfügung stehen. Solche Anlagen benötigen noch einen erheblichen Forschungs- und Entwicklungsaufwand und können nur als langfristige Maßnahme in Betracht gezogen werden.

Zusätzliche Maßnahmen, wie Mehrfachrezyklierung, Abbranderhöhung, Einsatz von wiederaufgearbeitetem Uran, können dazu beitragen, weniger Plutonium entstehen zu lassen und können begleitend eingesetzt werden.

Die Situation im Brennstoffkreislauf hat sich insofern geändert, als die geplante Einführung von schnellen Reaktoren nicht realisiert wurde und somit der entscheidende Plutonium-Verbraucher fehlt. Es wird notwendig sein, den Brennstoffkreislauf an die veränderte Situation in geeigneter Weise anzupassen. Hierzu sind quantitative Untersuchungen zum erforderlichen Umfang und zur zeitlichen Staffelung der verschiedenen Maßnahmen durchzuführen.

6.1 Recycling and Use of Plutonium in Different Reactor Concepts

All over the world, during the course of time, large amounts of plutonium (approx. 1000 t) have arisen from spent fuel elements. German nuclear power plants produce about 5 t of plutonium per year. Only small quantities of the plutonium are separated through reprocessing and recycled in nuclear power plants. The amounts of plutonium that have no further use would have to be disposed of as long-lived, highly radio-toxic waste. It is therefore of major interest to explore possibilities to increase re-use of the plutonium in suitable reactors and to burn it as effectively as possible.

Plutonium in the German nuclear fuel cycle

Plutonium (Pu) is generated as a by-product of the operation of light water reactors. This is mostly Pu-239 that builds up from uranium-238 as a consequence of neutron intake and beta-decay. In the reactor, the contribution of the plutonium in the generation of energy is approx. 30 %. Spent fuel elements contain approx. 1 % of plutonium. By the end of 1995, the operation of German nuclear power plants had produced around 75 t of plutonium. The largest part (approx. 60 t) now exists in the form of spent fuel elements, the rest in the form of powdered oxide resulting from the

reprocessing of the fuel elements (Fig. 6.10). Every year, about 5 t of plutonium are added to this amount.

On the one hand, plutonium is a usable energy source (1 g of Pu has the same energy content as approx. 2.5 t of hard coal), but on the other hand it is highly radio-toxic material (the inhalation of less than 1 mg is lethal). Moreover, plutonium can also be used in strategic weapons. The current constant increase of the plutonium stockpile (Fig. 6.11) gives cause for considerations to reduce the plutonium quantities arising from the nuclear fuel cycle with the help of suitable reactor concepts, for if the plutonium is not put to any

use as a material of certain values, being a hazardous substance it will have to be put into final storage.

Use of plutonium in existing reactors

The reprocessing of spent fuel elements and the re-use of the separated plutonium by employment of mixed-oxide (MOX) fuel elements in light water reactors is current state of the art. Calculations concerning standard fuel elements with a burn-up rate of 40 GWd/tSM have shown that with a proportion of about 35 % of MOX in the core, there would be an equilibrium between the plutonium forming in the uranium fuel elements and the plutonium used in the MOX fuel elements. Only if more than 35 % of MOX fuel is used is there a plutonium reduction.

If the operating licenses for the German nuclear power plants were fully exploited, an average proportion of MOX fuel of about 19 % could be reached. For a reduction of plutonium, an increase of the proportion to considerably more than 35 % would be necessary. Such an increase of the aver-

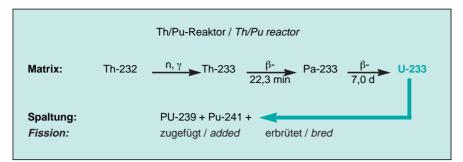


Bild 6.14: Nuklidkette für den Spaltstoffaufbau im Matrix-Material eines Thorium/Plutonium-Reaktors

Figure 6.14: Nuclide chain for the formation of fission products in the matrix material of a thorium/plutonium reactor

age proportion is not possible without problems as regards the existing plants. Fig. 6.12 shows the current actual proportion exploited from the licensed limits, which makes it obvious that there is still great potential to burn plutonium in the existing light water reactors.

The reason for the little use of MOX fuel mainly lies in the fact that the production capacity for MOX fuel elements is too low as the completed production facility at Hanau did not go into operation and there is not yet sufficient capacity available abroad.

The increase in the use of MOX fuel in existing plants is one way to slow down effectively the growth of the plutonium stockpile, but it is not a means to reduce the world-wide amount. For this purpose there have to be new concepts for targeted plutonium burning.

The 100-% MOX reactor

One major limit restricting the increase of the proportion of MOX in a reactor is the shifting of the neutron spectrum towards higher energies if increased proportions of plutonium are used. This has an effect on certain reactor-physical safety parameters, like e.g. the effectiveness of boron and of control rods, the moderator/temperature coefficient, doubling effects, the proportion of slowed-down neutrons, and the void effect.

The influence of the plutonium on the neutron spectrum can be counteracted by increasing the moderation ratio, i.e. the proportion of water compared to that of fuel. Calculations have shown that on the one hand the burning of plutonium improves with increasing moderation, but that on the other hand the energy production rate per MOX fuel element decreases at a moderation ratio of above 2.5. An optimum is achieved at a moderation ratio of 3.2 (Fig. 6.13).

A suitably moderated reactor core loaded 100 % with MOX fuel elements fulfils the requirements for the reactor-physical safety parameters. As regards the local void effect, i.e. the reactivity increase on coolant loss, it even turned out that the behaviour of a 100-% MOX core is more favourable than that of a mixed UO₂/PuO₂ core, for which under certain conditions a positive local void effect in the MOX fuel element is calculated.

More than 40 % of the plutonium used are burnt (Table 6.1). Thus the 100-% MOX reactor proves to be an effective means for the reduction of the plutonium stockpile. Corresponding concepts regarding a 100-% MOX reactor have already been worked out for the European Pressurised Water Reactor (EPR).

The thorium/plutonium reactor

In the case of both MOX fuel and UO $_2$ fuel, Pu-239 is generated during operation from the U-238 existing in the fuel matrix. In a thorium/plutonium reactor, Th-232 is used as matrix material instead of U-238. Here, plutonium is added to the Th-232 as fissile material. Instead of Pu-239, U-233 is generated as a result of the intake of neutrons from the Th-232 (Fig. 6.14).

First calculations with respect to a thorium/plutonium reactor have shown that at a moderation ratio of 4.0 the values of the safety parameters are roughly comparable to those of a 100-% MOX reactor, but that the rate of plutonium burning is 64 % higher at the same amount of energy produced. Such a reactor is very suitable for targeted plutonium burning. It has to be accepted, though, that the fissile and radiotoxic material U-233 is produced in the spent fuel elements. The amounts are rather high, so recycling would be an option to be considered.

Fuel with inert fuel matrix

The aim of thermal reactor concepts using an inert fuel matrix without uranium and

thorium is to avoid radiotoxic residues as far as possible. Here, the fuel matrix consists e.g. of AIO₂-ZrO₂ (Fig. 6.15).

The drawback is a reduced rate of energy production per fuel element as there exists no breeding material. The advantage lies in the high burn-up rate of plutonium with fewer by-products being generated. However, calculations concerning the reactor-physical safety parameters have shown that these systems do not yet fully comply with the requirements, especially with regard to the void effect. An optimisation of the fuel matrix and the moderation ratio as well as detailed material tests are still necessary in order to arrive at a fuel type that can actually be used. On a purely calculatory basis, the use of plutonium is about 15 % higher than in a Th/Pu reactor.

Fast reactors

Plutonium burning in thermal reactors will always be incomplete as some isotopes (e.g. Pu-238, Pu-240, Pu-242) cannot be fissured by thermal neutrons at all or only indirectly. In this case fast reactors would be suitable to make use of these residues. While in Germany the development of fast reactors was stopped, France is holding to the development of this reactor type. The Superphénix PX-1 reactor uses plutonium up to a rate of 560 g/GWthd, burning all isotopes in the process.

Transmutation machines

As an alternative to fast reactors, whose concepts are not quite simple from a

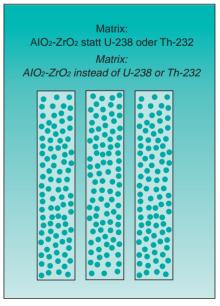


Bild 6.15: Brennstoff mit inerter Matrix, z.B. AlO₂-ZrO₂

Figure 6.15: Fuel with inert matrix, e.g. AIO₂-7rO₂

Jahresbericht 1996 GRS

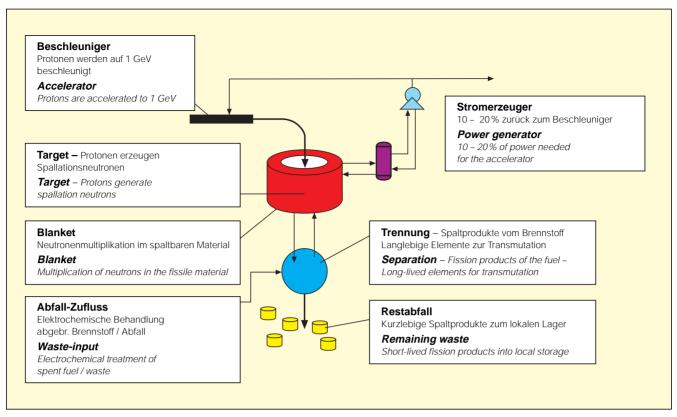


Bild 6.16: Transmutationsmaschine als Kombination aus Protonenbeschleuniger mit unterkritischem Reaktor Figure 6.16: Transmutation machine as a combination of proton accelerator and subcritical reactor

safety-related point of view, there are considerations with regard to transmutation machines that could generate spallation neutrons of high energy with the help of proton accelerators; these spallation neutrons would then transform the actinides. Hybrid plant concepts have been developed so that the released energy may also be used. These plants are a combination of accelerator and sub-critical fission reactor (Fig. 6.16).

The advantage of these hybrid plants is their high level of inherent safety as they are operated under sub-critical conditions. However, between 10 and 20 % of the generated energy is needed to power the accelerator. The plutonium-burning effectiveness can be roughly compared to that of a fast reactor. The development of such hybrid plants is very complex and must be regarded as a long-term solution if fast reactors are not used.

Summary

There are certain possibilities to slow down the growth of the amounts of plutonium in the nuclear fuel cycle and also to reduce the large stockpile that has gathered so far:

 Increase of the MOX proportion in LWR cores as a relatively cost-effective shortterm measure.

- Introduction of 100-% MOX reactors as replacements of phased-out reactors.
- Targeted reduction of plutonium with the use of thermal reactors by introducing thorium/plutonium reactors or reactors with inert fuel matrices – however, further research and development is necessary in this field.
- Transmutation facilities in the form of combined systems of proton accelerators and sub-critical fission reactors for the burning of plutonium residues if fast reactors are not available even in the long run. A lot of further research and development has to be invested in facilities like these; they can only be regarded as a long-term solution.

Other measures like multiple recycling, increasing burn-up rates, or use of repro-

cessed uranium could contribute to preventing the production of new plutonium and could be applied in addition.

The situation in the nuclear fuel cycle has changed in so far as that the planned introduction of fast reactors was not realised and thus the most important consumer of plutonium is now missing. It will be necessary to adapt the fuel cycle to the changed situation in an appropriate manner. In this context, quantitative analyses are needed of the required scope and time-dependent sequence of the different measures.

K. Gewehr

Pu-Verbrauch pro eingesetzter Menge: Pu-use in relation to the total amount used:	46,4 %	
Pu-Verbrauch pro erzeugter Energie: Pu-use in relation to the energy generated:	626 g / GWthd	

Tabelle 6.1: Plutonium-Verbrauch im 100 % MOX-Reaktor Table 6.1: Plutonium use in a 100-% MOX reactor

6.2 Das Projekt EVEREST – GRS-Beiträge und Ergebnisse

Ein wesentlicher Bestandteil der Nachweisführung für die Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase ist die Beurteilung der Sicherheit mittels Langzeitsicherheitsanalysen. Die Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen erfolgt in zwei Schritten: In einer **Szenarienanalyse** werden Ereignisabläufe identifiziert, die zu einer Freisetzung von im Endlager eingelagerten Radionukliden in die Biosphäre führen können, diese dann zu Szenariengruppen zusammengestellt und die repräsentativen Szenarien für jede Gruppe ermittelt. In der Konsequenzenanalyse wird der Ablauf dieser repräsentativen Szenarien mit Hilfe von Rechenmodellen simuliert und die aus der berechneten Nuklidfreisetzung resultierende Dosis ("Konsequenz") mit Schutzzielen verglichen.

Diese Vorgehensweise ist naturgemäß mit einer Vielzahl von Unsicherheiten sowohl bei der Konstruktion und Auswahl der Szenarien, bei der Erstellung und Auswahl von Modellen für das Endlagersystem als auch bei den verwendeten Parametern verbunden.

Derartige Unsicherheiten müssen identifiziert und ihre Streubreite – oder zumindest die daraus resultierende Streubreite der Konsequenz - durch Erarbeitung eines möglichst genauen Kenntnisstandes reduziert werden. Für die Berücksichtigung von Unsicherheiten sind zwei Fragen wichtig:

- Welche Unsicherheit in der Konsequenz resultiert aus den Unsicherheiten in den Eingangsgrößen?
- Welche Unsicherheiten in den Eingangsgrößen haben besonders große Auswirkungen auf die Unsicherheit der Konsequenz?

Die Betrachtung der ersten Frage wird als Unsicherheitsanalyse, die der zweiten als Sensitivitätsanalyse bezeichnet.

Im Rahmen des EU-Vorhabens EVEREST (Evaluation of Elements Responsible for the Dose Equivalent Associated with the Final Storage of Radioactive Waste, 1991 -1995) wurden verschiedene Aspekte des methodischen Vorgehens bei der Szenarienkonstruktion und -auswahl sowie der Behandlung von Modell- und Parameterunsicherheiten untersucht. Am Vorhaben waren die Organisationen IPSN (Frankreich), ECN (Niederlande), CEN/SCK (Belgien) sowie die GRS (Deutschland) beteiligt. ANDRA (Frankreich) wirkte zeitweise mit, während die spanischen Organisationen ENRESA und CIEMAT einen Beobachterstatus hatten. Das damalige Institut für Tieflagerung der GSF (Braunschweig, heute Bereich Endlagersicherheitsforschung der GRS) war im Unterauftrag der ECN an dem Projekt beteiligt. Es wurden Endlager in den Wirtsgesteinen Granit (IPSN), Lehm (CEN/SCK, IPSN) und Salz (GRS, ECN, IPSN) betrachtet. Zentrale Fragestellungen des Projekts waren

- der Vergleich der Methoden der einzelnen Organisationen zur Szenarienanaly-
- die Identifizierung der wichtigsten Unsicherheiten durch Anwendung unterschiedlicher Techniken zur Sensitivitätsanalyse.

Die GRS beteiligte sich mit folgenden Beiträgen:

Auf der Grundlage der in der GRS entwickelten Methodik zur Szenarienentwicklung und -auswahl TMM (Transport Mechanism Methodology) wurden für ein Endlager im Salzstock repräsentative Szenarien identifiziert und TMM mit anderen Methoden verglichen.

Für die genannten Szenarien wurden in der Konsequenzenanalyse deterministische und probabilistische Rechnungen durchgeführt, um die Auswirkungen von Parameterunsicherheiten (Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse) zu ermitteln. Dabei wurde für die probabilistischen Rechnungen eine Methode erprobt, die auf dem in der GRS entwickelten Programmpaket SUSA (Software System for Uncertainty

Modellbereich Model area	Code Code	Entwickler Developer	Anwendungsgebiet Area of application
Nahfeld (Endlagerbergwerk) Near-field (repository mine)	MARNIE	GRS Köln	Laugen- und Nuklidtransport im Nahfeld eines Endlagers im Salz Brine and nuclide transport in the near-field of a final repository in a salt formation
Fernfeld (Geosphäre) Far-field (geosphere)	NAMMU	AEA Technology, UK	Grundwasserbewegung, Salz-, Wärme- und Nuklidtransport Groundwater movement; salt, heat and nuclide transport
Fernfeld (Biosphäre) Far-field (biosphere)	MiniBIOS	NRPB, UK	Berechnung der Individualdosis Individual-dose calculation
Unsicherheiten Uncertainties	SUSA	GRS Garching	Spezifizierung von Verteilungen, Generierung von Stichproben, Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse Specification of distributions, generation of random samples, uncertainty and sensitivity analyses

Tabelle 6.2: Eingestzte Rechencodes Table 6.2: Computer codes used

and Sensitivity Analysis) basiert und ursprünglich für Anwendungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit konzipiert war.

 In drei Studien wurden unterschiedliche Ansätze zur Ermittlung des Einflusses von Modellunsicherheiten auf verschiedenen Gebieten erprobt.

Szenarienanalyse

Mit der GRS-Methode TMM wurden drei repräsentative Szenarien für ein Endlager im Salzstock festgelegt.

Konvektions-Diffusions-Szenario

Dabei wird angenommen, dass sich in der Nähe des Endlagers ein Anhydritband im Salz befindet, so dass infolge mechanischer Spannungen eine hydraulisch leitende Verbindung zum Grundwasserleiter über dem Salzstock entsteht. Hierdurch sowie durch eventuell in der Nähe des Endlagers befindliche Laugennester ist ein Laugenzutritt zu den Einlagerungsorten möglich. Die Lauge kann die Abfallbehälter erreichen und die radioaktiven Abfälle lösen. Das viskoelastische Verhalten verursacht eine Verkleinerung der Hohlräume des Endlagers (Konvergenz), so dass die nuklidbeladene Lauge aus dem Endlager in den Grundwasserleiter gepresst werden kann und Radionuklide über den Grundwasserleiter in die Biosphäre gelangen.

Kavernen-Konvektions-Szenario

Hier geht man davon aus, dass die Information über das Endlager im Lauf der Zeit verlorengeht und eine Speicherkaverne in unmittelbarer Nähe errichtet wird. Eine Anzahl von Abfallbehältern fällt in den Kavernensumpf, Radionuklide werden

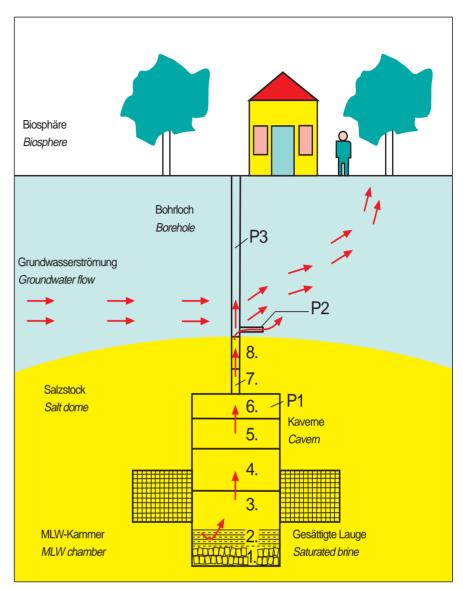


Bild 6.17: Kavernen-Konvektions-Szenario Figure 6.17: Cavern convection scenario

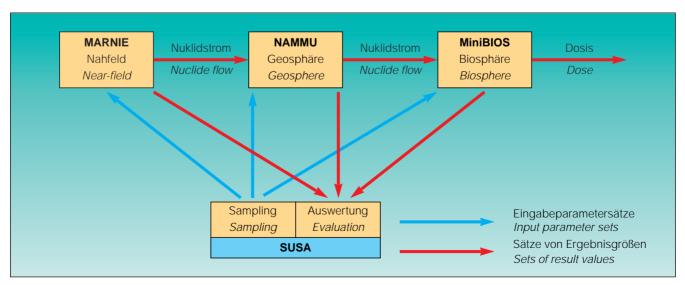


Bild 6.18: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse: Datenfluss und verwendete Codes Figure 6.18: Uncertainty and sensitivity analysis: Data flow and codes used

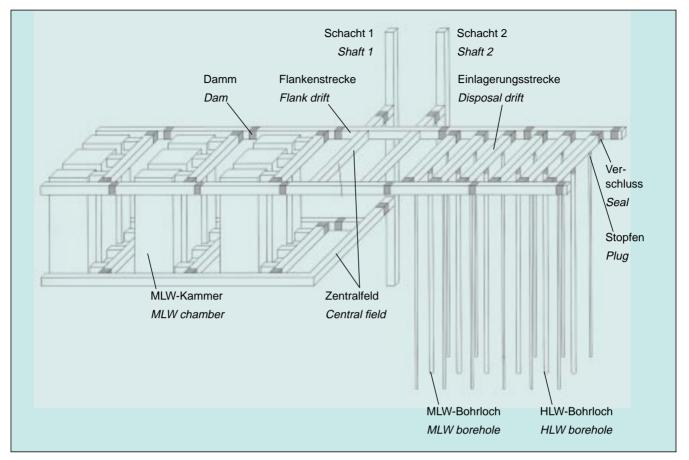


Bild 6.19: MARNIE-Modell eines Endlagerbergwerks Figure 6.19: MARNIE model of a final repository mine

gelöst und gelangen nach Verschluss der Kaverne mit der durch Konvergenz ausgepressten Lauge über den Grundwasserleiter in die Biosphäre (Bild 6.17).

Aufstiegs-Szenario

Das Endlager steigt mit dem Salzstock langsam auf (Diapirismus). Da nach entsprechend langer Zeit der Salzstock oben durch das Grundwasser abgelaugt wird, gerät der Abfall mit dem Grundwasser in Berührung, und es können gelöste Radionuklide über das Grundwasser in die Biosphäre gelangen.

Obwohl die Projekt-Teilnehmer unterschiedliche Methoden zur Szenarienanalyse einsetzten, konnten in ähnlichen Ausgangssituationen vergleichbare Ergebnisse erzielt werden.

Konsequenzenanalyse – Behandlung von Datenunsicherheiten

Für die drei genannten Szenarien wurde eine Konsequenzenanalyse durchgeführt. Dabei wurden die Auswirkungen von Parameterunsicherheiten deterministisch und probabilistisch in Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen untersucht. Zur Modellierung kamen die in Tabelle 6.2 aufgeführten

Rechencodes zum Einsatz. Das Zusammenwirken der Codes ist in Bild 6.18 dargestellt. Es wurde der Transport der Radionuklide durch Laugenströmung durchs Endlagerbergwerk (Nahfeld) über das Grundwasser (Geosphäre) in die Biosphäre modelliert und im Biosphärenmodell die aus der Nuklidbelastung resultierende Individualdosis berechnet. Bild 6.19 zeigt ein Beispiel für die Modellierung eines Endlagerbergwerks mit dem Code MAR-NIE, Bild 6.20 das NAMMU-Modell eines Schnittes durch das Deckgebirge einschließlich der für die Radionuklide berechneten Pfadlinien und Bild 6.21 einen typischen zeitlichen Dosisverlauf.

Die Anwendbarkeit der verwendeten Methoden zur probabilistischen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse wurde demonstriert, die aus den Datenunsicherheiten resultierenden Unsicherheiten in den Konsequenzen ermittelt und eine Rangfolge der für diese Unsicherheiten wichtigsten Parameter aufgestellt. Die Sensitivitätsanalyse zeigte, dass sich die Unsicherheiten der in Tabelle 6.3 zusammengefassten Parameter besonders stark auf die Unsicherheit in der Konsequenz auswirkten.

Konsequenzenanalyse – Behandlung ausgewählter Modellunsicherheiten

Zum Einfluß von Modellunsicherheiten führte die GRS folgende Studien durch:

Nahfeld

Der Einfluss der Geometrie-Modellierung des Endlagers wurde in einer deterministischen Studie untersucht. Dabei konnte gezeigt werden, welche vereinfachenden Modellannahmen vertretbar sind.

Gemeinsam mit der ECN und der GSF wurden die unterschiedlichen in den einzelnen Nahfeldmodellen zum Einsatz gelangenden Konvergenzansätze miteinander verglichen. Die Modellstudien haben zu einem besseren Verständnis des komplexen Verhaltens der Konvergenz geführt und festigten das Vertrauen in die Modellierung.

Geosphäre

In einer deterministischen und probabilistischen Studie wurde der Einfluss von Modellvariationen in Modellgebieten untersucht, über die unzureichende Kenntnisse vorlagen. Es wurde gezeigt, daß diese Modellannahmen für das Ergebnis wesent-

Jahresbericht 1996 **CS**

lich sind, ihr Einfluss bei stark sorbierenden Radionukliden jedoch von der Wahl der Sorptionsparameter (Tabelle 6.3) dominiert wird.

Zusammenfassung und Ausblick

Im Rahmen des Projekts EVEREST wurden verschiedene Methoden zur Behandlung von Szenarien-, Parameter- und Modellunsicherheiten bei Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle

erprobt, ihre Handhabbarkeit gezeigt und die Methoden im internationalen Rahmen miteinander verglichen. Die für die Unsicherheit des Ergebnisses (der Konsequenz) sensitivsten Parameter- und Modellunsicherheiten wurden ermittelt. Daraus resultierten physikalisch plausible Ergebnisse. Zukünftige Arbeiten werden sich insbesondere konzentrieren auf

Sensitivitätsanalysen zur direkten Endlagerung,

- eine genauere Modellierung des Mobilisierungsverhaltens im Nahfeld,
- einer verbesserte Modellierung des transienten Verhaltens der Konvergenz im Nahfeld.
- die Untersuchung der Robustheit vereinfachter Geosphärenmodelle,
- die Untersuchung der räumlichen Variabilität in der Geosphäre und
- die Entwicklung adäquaterer geochemischer Modelle.

Szenario Scenario	Konvektions-Diffusions- Szenario Convection-diffusion scenario	Kavernen-Konvektions- Szenario Cavern convection scenario	Aufstiegs- Szenario Uplift scenario
Nahfeld Near-field	Zeitpunkt der Laugenzuflüsse (erste 1000 Jahre) Konvergenzrate Permeabilität Löslichkeitsgrenzen Time of brine influx (first 1000 years) Convergence rate Permeability Solubility limits	Zeitpunkt des Kavernenbaus Permeabilität des Pfades Kaverne – Geosphäre Konvergenzrate Anzahl der betroffenen Container Löslichkeitsgrenzen Time of cavern excavation Permeability of the path cavern – geosphere Convergence rate Number of affected containers Solubility limits	
Geosphäre Geosphere	Sorption Sorption	Sorption Konduktivitäten Sorption Conductivity	Aufstiegsrate Subrosionsrate Ascension rate Subrosion rate
Biosphäre Biosphere	Zusammensetzung der Nahrung Dosisfaktor der Ingestion Composition of foods Ingestion dose factor	Volumenstrom in die Biosphere Erosionsverhalten Volume flow into the biosphere Erosion behaviour	

Tabelle 6.3: Zusammenstellung der wichtigsten Parameterunsicherheiten

Table 6.3: Compilation of the most relevant parameter uncertainties

6.2 The EVEREST project – GRS Contributions and Results

A considerable part in the demonstration of the safety of final repositories for radioactive wastes in the post-operational phase is the assessment of the safety by means of long-term safety analyses. These long-term safety analyses are performed in two steps. In a **scenario analysis**, the event sequences are identified which may lead to a release of radionuclides emplaced in the final repository into the biosphere. These event sequences are then gathered in scenario groups, and the most representative scenarios of each group are identified. In a **consequence analysis**, the course of these scenarios is simulated with the help of computer models, and the dose rate (,consequence)* resulting from the calculated nuclide release is compared with the relevant protection goals.

It is in the nature of this method that there is a large number of uncertainties attached to the construction and the selection of the scenarios, the creation and choice of models for the final repository system, and the parameters used.

Uncertainties like these have to be identified and their scope – or at least the resulting scope of the consequences – has to be reduced through the most precise knowledge possible. On considering uncertainties one has to pay parti-

cular attention to the following two questions:

- Which consequence-related uncertainties result from uncertainties attached to the input parameters?
- Which uncertainties attached to the input parameters have particularly large effects on consequence uncertainty?

To deal with the first question is to perform an uncertainty analysis, and to deal with the second question is to perform a sensitivity analysis.

Within the framework of the EU-sponsored EVEREST project (Evaluation of Elements Responsible for the Dose Equivalent Asso-

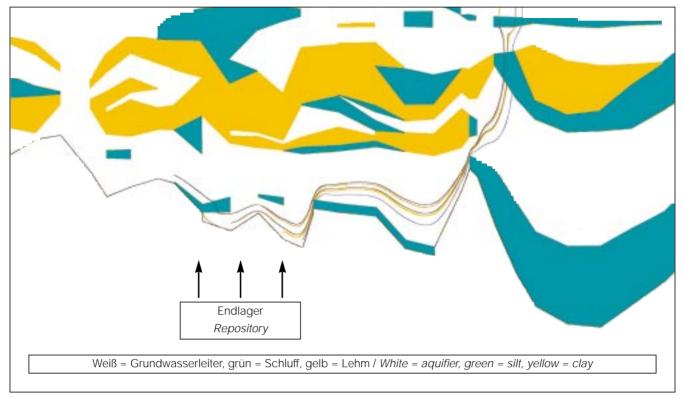


Bild 6.20: NAMMU-Modell eines Schnittes durch das Deckgebirge mit berechneten Pfadlinien Figure 6.20: NAMMU model of a section through the overburden with calculated pathlines

ciated with the Final Storage of Radioactive Waste, 1991 - 1995), different aspects of the methodical procedure of scenario construction and selection as well as the treatment of model and parameter uncertainties were analysed. IPSN (France), ECN (Netherlands), CEN/SCK (Belgium) and GRS (Germany) were involved in this proiect. ANDRA (France) participated on a nonregular basis, while the Spanish ENRESA and CIEMAT acted as observers. The former Institut für Tieflagerung of GSF (Braunschweig, now the Final Repository Safety Research Division of GRS) was involved in the project as sub-contractor to ECN. Analyses were performed regarding final repositories in the host rock types granite (IPSN), clay (CEN/SCK, IPSN) and salt (GRS, ECN, IPSN). The central issues of this project were

- the comparison of the methods used by the individual organisations for scenario analyses, and
- the identification of the most relevant uncertainties by applying different sensitivity analysis techniques.

GRS made the following contributions to the project:

Based on the GRS-developed Transport Mechanism Methodology (TMM) for the development and selection of scenarios, representative scenarios were determined for a final repository in a salt dome, and TMM was compared with other methodologies.

In the consequence analysis relating to these scenarios, deterministic and probabilistic calculations were performed to investigate the effects of parameter uncertainties (uncertainty and sensitivity analysis). In this connection, a method was tested with regard to the probabilistic calculations which is based on the SUSA (Software System for Uncertainty and Sensitivity Analysis) code package developed by GRS. Originally, SUSA was conceived for application in the field of reactor safety.

Three studies were performed, testing different approaches to determining the influence of model uncertainties in various areas.

Scenario analyses

In the GRS-developed TMM methodology, three representative scenarios for a final repository in a salt dome are defined.

Convection/diffusion scenario

In this scenario it is assumed that a layer of anhydrite is located in the salt in proximity to the final repository and that as a response to mechanical stress hydraulic connections to the aquifier above the salt dome are established. This as well as brine pockets that may exist in proximity to the final repository may lead to a brine influx into the repository.

The brine may reach the waste containers and dissolve the radioactive waste. The viscous-elastic behaviour causes a narrowing of the cavities of the final repository (convergence), so that the nuclide-containing brine may be pressed from the final repository into the aquifier and the radionuclides may reach the biosphere via the aquifier.

Cavern convection scenario

Here, the assumption is that the information about the final repository is lost as time goes by and that a cavern is created as a storage facility in close proximity to the final repository. A number of waste containers is assumed to fall into the sump of this cavern, and radionuclides are mobilised, reaching the biosphere with the brine pressed out into the aquifier due to convergence processes after the cavern has been sealed (Fig. 6.17).

Uplift scenario

The final repository slowly ascends with the salt dome (halokinetic buoyancy). Since after correspondingly long periods of time the top of the salt dome is subjected to leaching processes, the waste comes into contact with the aquifier, resulting in a release of radionuclides into the biosphere via the groundwater.

Despite the fact that the project participants used different scenario analysis methodolo-

Jahresbericht 1996 **CS**

gies, analogous results could be achieved for comparable initial situations.

Consequence analysis – treatment of data uncertainties

Consequence analyses were performed for the three scenarios mentioned above. They included probabilistic and deterministic investigations of the effects of parameter uncertainties, carried out in the form of uncertainty and sensitivity analyses. The computer codes listed in Table 6.2 were used for modelling. The interaction between the codes is shown in Fig. 6.18. Radionuclide transport caused by brine flow through the final repository mine (near-field) via the groundwater (geosphere) into the biosphere was modelled, and the individual dose rate resulting from nuclide exposure was calculated in the biosphere model. Fig. 6.19 illustrates as an example the modelling of a final repository mine with the MARNIE code; Fig. 6.20 shows the NAMMU model of a section through the overburden, including calculated radionuclide pathlines; in Fig. 6.21, a typical time-dependent dose rate distribution is shown.

The applicability of the used methods for probabilistic uncertainty and sensitivity analyses was demonstrated, the uncertainties in the consequences that result from data uncertainties were identified, and the parameters that are most important for these uncertainties were ordered according to

their relevance. The sensitivity analysis showed that the uncertainties of the parameters summarised in Table 6.3 had a particularly strong influence on the consequence-related uncertainty.

Consequence analysis – treatment of selected model uncertainties

As regards the influence of model uncertainties, GRS performed the following studies:

Near-field

The influence of the modelled geometry of the final repository was analysed in a deterministic study. Here it could be revealed which simplified model assumptions can be justified.

Together with ECN and GSF, the different convergence approaches used in the individual near-field models were compared. The model studies have led to a better understanding of the complex phenomenon of convergence and have increased confidence with regard to the reliability of the modelling.

Geosphere

In a deterministic and probabilistic study, the influence of model variations was investigated in modelled areas where knowledge was insufficient. It was demonstrated that these model assumptions are relevant for the result, but that in the case of highly

sorbing radionuclides their influence is dominated by the selection of the sorption parameters (Table 6.3).

Summary and outlook

Within the framework of the EVEREST project, different methodologies for the treatment of scenario, parameter and model uncertainties in connection with long-term safety analyses of final repositories for radioactive wastes were tested, their application shown, and the methods compared on an international level. The most sensitive parameter and model uncertainties regarding the uncertainty of the result (the consequence) were identified. This produced physically plausible results. Future activities will be focused in particular on

- sensitivity analyses wit respect to direct final storage,
- more exact modelling of the mobilisation behaviour in the near-field,
- improved modelling of the transient convergence behaviour in the near-field,
- an investigation of the robustness of simplified geosphere models,
- an investigation of spatial variability in the geosphere, and
- the development of adequate geochemical models.

K.-H. Martens, K.-J. Röhlig

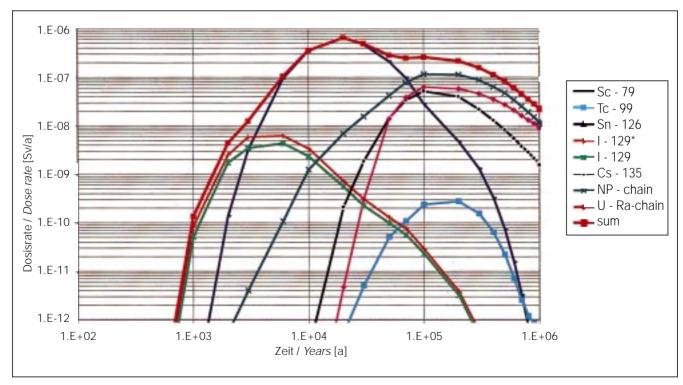


Bild 6.21: Konvektions-Diffusions-Szenario, Referenzfall: Dosisverlauf

Figure 6.21: Convection/diffusion scenario, reference case: dose rate distribution

Endlagersicherheitsforschung

Final Repository Safety Research

Forschung zur langfristigen Sicherheit von Endlagern und Untertagedeponien

Mit der Eingliederung des Forschungsteils des ehemaligen GSF-Instituts für Tieflagerung ist in der GRS ein Fachbereich entstanden, der im Rahmen von anwendungsorientierter Grundlagenforschung sowohl experimentelle als auch sicherheitsanalytische Forschungsarbeiten durchführt. Wesentliche Grundlage stellt das F&E-Konzept des BMBF zur Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen dar, das auf den Erfahrungen und Ergebnissen von 30 Jahren Endlagerforschung aufbaut und auf die für die endgültige Beseitigung der radioaktiven und chemisch-toxischen Abfälle geltenden Schutzziele abhebt. Im Hinblick auf die in Deutschland verfolgten technischen Lösungen und Endlagerkonzepte sowie die Anforderungen an die Nachweisführung zur Einhaltung der Schutzziele führt der Fachbereich Endlagersicherheitsforschung schwerpunktmäßig Arbeiten zu den in Bild 7.1 dargestellten F&E-Themen durch. Entsprechend den wissenschaftlich-technischen Aufgabenstellungen gliedert sich der Fachbereich in die Abteilungen Langzeitsicherheitsanalysen, Geochemie und Geotechnik.

Langzeitsicherheitsanalysen

In der Abteilung "Langzeitsicherheitsanalysen" werden Modelle und Rechenprogramme für die Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern entwickelt und im Rahmen konkreter Planungen angewendet. Wichtiges Ziel ist, auf theoretisch-analytischer Basis die in der Nachbetriebsphase möglichen Freisetzungen von Schadstoffen aus der Endlagerformation zu ermitteln und in ihren Konsequenzen zu bewerten. Freisetzungen aus einem stillgelegten Endlager können, je nach geologischer Formation, entweder schon bei ungestörter Normalentwicklung oder erst bei Störung des Mehrbarrierensystems auftreten. Um das Maß derartiger Freisetzungen und die sich daraus ergebenden Dosisbelastungen für zukünftige Generationen abschätzen zu können, werden alle Teilbereiche des Endlagers mittels Szenarien und Systemanalysen betrachtet und die sicherheitsrelevanten Prozesse identifiziert.

Mit Transportmodellen werden Wanderung, Verteilung und Rückhaltung der

Schadstoffe auf ihrem Weg aus dem Endlagernahbereich bis hin zur Biosphäre berechnet und analysiert. Dazu wird seit 1980 das Rechenprogramm EMOS angewendet, sukzessive weiterentwickelt und in wesentlichen Punkten verfeinert (Bild 7.2). Auch wird mit Hilfe von Sensitivitätsrechnungen und Parametervariationen die

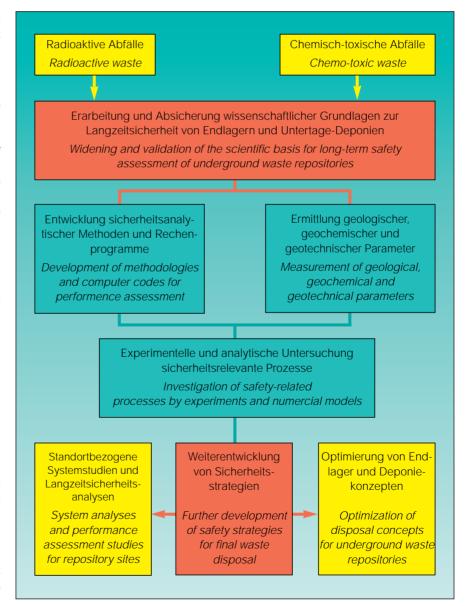
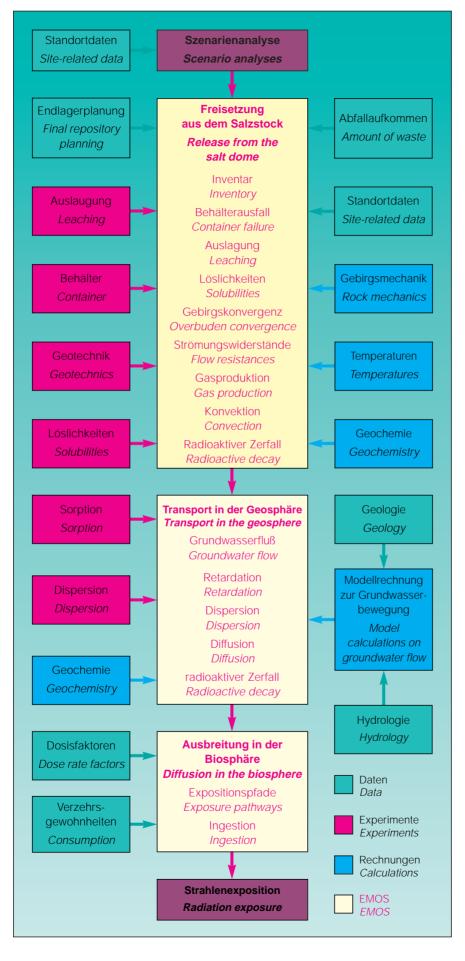


Bild 7.1: Ziele und Aufgaben des Bereichs Endlagersicherheitsforschung Figure 7.1: Objectives and tasks of the Final Repository Safety Research Division

Jahresbericht 1996



Bedeutung wesentlicher Eingangsparameter quantifiziert und so die Notwendigkeit für gezielte experimentelle Forschungsarbeiten aufgezeigt. Derzeit laufende Modellierungsarbeiten befassen sich insbesondere mit den hydrodynamischen Vorgängen, die bei einem Laugenzutritt in die komplexen Hohlraumstrukturen eines Salzbergwerks ablaufen können. Eine weitere Aufgabe ist die Entwicklung von Nahbereichsmodellen für die Ablagerung chemisch-toxischer Abfälle im Salzgestein im Hinblick auf die spezifischen chemischen, geochemischen und geotechnischen Verhältnisse möglicher Deponien in bereits bestehenden untertägigen Hohlräumen. In einem 1996 abgeschlossenen F&E-Vorhaben wurde ein sicherheitsanalytisches Modell für die Einlagerung von Abfällen in Salzkavernen erarbeitet (Bild 7.3). Als wesentliche Prozesse werden darin Mobilisierung und Transport der Schadstoffe durch Advektion, Diffusion und Dispersion sowie die Schadstoffrückhaltung durch die Abfallmatrix behandelt.

Für den Schadstofftransport im Fernbereich werden die chemisch-physikalischen Ansätze für die Radionuklidrückhaltung im geologischen Fernfeld erweitert. Wichtige Voraussetzung dafür ist die Simulation der Grundwasserbewegungen, insbesondere in den jüngeren wasserführenden Deckgebirgsschichten von Endlagerstandorten. Hierbei bilden die Großräumigkeit der Modellgebiete und die teilweise komplexen geologischen Strukturen besondere Anforderungen. Hinzu kommt vor allem bei Endlagerkonzepten im Salz die hohe Salinität der Grundwässer und der damit verbundene Anteil einer dichtegetriebenen Grundwasserströmung. Zur Lösung der Fragestellungen läuft derzeit ein F&E-Vorhaben zusammen mit verschiedenen Hochschulen, in dessen Rahmen methodische und programmtechnische Arbeiten mit dem Ziel der Entwicklung eines effizienten Grundwassermodells auf der Basis schneller Algorithmen durchgeführt werden.

In 1996 wurden zur Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Instrumentarien und Methoden drei Forschungsvorhaben abgeschlossen.

Bild 7.2: Ablauf einer Langzeitsicherheitsanalyse für ein Endlager. Hierzu wird das seit 1980 angewendete Programm EMOS sukzessive weiterentwickelt und verfeinert.

Figure 7.2: Sequence of a long-term safety analysis for a final repository. For this purpose, the EMOS code (applied since 1980) undergoes constant development and refinement.

Im Vorhaben "Erarbeitung und Bewertung der wissenschaftlichen Grundlagen zur Sicherheitsanalyse eines Endlagers in der Nachbetriebsphase" wurde als wichtige Teilaufgabe die Auswertung der Ergebnisse aus nationalen und internationalen Forschungsprojekten im Hinblick auf eine Berücksichtigung in Modellvorstellungen und Modelldaten der Langzeitsicherheitsanalyse durchgeführt. Darauf basierend wurden noch erforderliche experimentelle und theoretische Arbeiten zur Weiterentwicklung der Instrumentarien und zur Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen spezifiziert. Folgende Einzelthemen wurden besonders bearbeitet und in speziellen GRS-Berichten veröffentlicht:

- Ableitung einer Permeabilitäts-Porositätsbeziehung für Salzgrus
- Vergleich von In-situ-Konvergenzdaten mit Modellansätzen
- Ableitung von Parametern für nichtlineare Sorptionsmodelle
- Vergleich von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager in Granit und Salz

Im Vorhaben "Entwicklung eines eindimensionalen Nuklidausbreitungsprogramms und Weiterentwicklung des Freisetzungsprogramms" wurde das in vorangegangenen Vorhaben erarbeitete sicherheitsanalytische Instrumentarium (Programmpaket EMOS) hinsichtlich der Modellierung der Sorption im Deckgebirge und der modellmäßigen Beschreibung der Freisetzung von Radionukliden aus dem Grubengebäude erweitert. Anhand von Beispielrechnungen wurden alle neuentwickelten Modellansätze bezüglich ihrer Auswirkungen gegenüber den bisher verwendeten Ansätzen untersucht.

Das Ziel des Vorhabens "Entwicklung eines Nahbereichsmodells zur Langzeitsicherheitsanalyse von Salzkavernen mit chemisch-toxischen Abfällen" war die Modellbildung für die eindimensional-vertikale Schadstoffausbreitung in einer Deponiekaverne sowie die Bereitstellung und Erprobung eines rechentechnischen Instrumentariums zur Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen für den Nahbereich. Anhand von umfangreichen Testrechnungen für eine realitätsnah konstruierte, hypothetische Deponiekaverne mit chemisch-toxischen Abfällen konnten einige Rückschlüsse auf die Sicherheitsrelevanz konstruktiver Elemente, wie Konditionierung des Abfalls oder Aufbau des Kavernenverschlusses, gezogen werden.

Geochemie

In der Abteilung "Geochemie" werden das geochemische Verhalten von Schadstoffen in einem Endlager und den umgebenden Gesteinsformationen sowie die geochemischen Eigenschaften geologischer und geotechnischer Barrieren untersucht. Die zwischen Abfällen und den Endlagerbarrieren möglichen geochemischen Wechselwirkungen sind abhängig vom Stoffbestand des Gesamtsystems mit seinen Mineralen, Lösungen und Gasen sowie den Abfällen einschließlich Behältern und Versatzmaterialien. Entsprechend komplex sind die geochemischen Prozesse, die unter bestimmten Randbedingungen - wie zum Beispiel einem verstärkten Lösungszutritt - ablaufen können. Bei der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle spielen erhöhte Temperaturen und ionisierende Strahlung eine zusätzliche Rolle. Im Rahmen verschiedener F&E- Vorhaben werden im Chemielabor des Fachbereichs und teilweise auch in-situ die besonderen Barriereneigenschaften von Tongesteinen und Tonmaterialien, die Bildung und Ausbreitung von Gasen im Endlagernahbereich sowie das Verhalten schwermetallhaltiger Abfälle unter Lösungseinfluss untersucht.

Abgestützt auf gezielte Auslaugexperimente, die soweit wie möglich und notwendig die natürlichen Bedingungen simulieren, wird auf der Basis thermodynamischer Modelle die Langzeitentwicklung der geochemischen Systeme berechnet. Das vertiefte Verständnis dieser komplexen Vorgänge ist eine wesentliche Grundlage für die Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Modelle und die Langzeitprognose von Endlager- bzw. Deponiesystemen. Vor dem Hintergrund der dabei zu betrachtenden extrem langen Zeiträume und der diesbezüglichen Einschränkungen, die teilweise für Laborergebnisse zu machen sind, werden verstärkt auch natürliche Systeme untersucht, die als sogenannte Natur-Analoga wichtige Barriereneigenschaften der Gesteine und dort - wo möglich auch der technischen Barrieren - belegen. In einem Pilotprojekt, das gemeinsam mit dem Nuclear Research Institute in Rez (Tschechische Republik) durchgeführt wird, wird geprüft, ob Uran-Mineralisationen in tertiären Sedimenten deutliche Hinweise auf die Radionuklidrückhaltung im Deckgebirge eines Endlagers liefern und sich somit zur teilweisen Absicherung der sicherheitsanalytischen Transportmodelle eignen.

Geotechnik

Den Schwerpunkt der wissenschaftlichen Arbeiten der Abteilung "Geotechnik" bilden experimentelle Untersuchungen zu den mechanischen und hydraulischen Effekten, die bei der Auffahrung von untertägigen Hohlräumen und durch die Einlagerung von Abfällen in geologischen Formationen ausgelöst werden können und einen Einfluss auf die Langzeitsicherheit eines Endlagerbergwerks haben. Derzeit stehen im wesentlichen die Bearbeitung des Durchlässigkeitsverhaltens geologischer Barrieren und zusätzlicher geotechnischer Barrieren im Mittelpunkt. Bezogen auf Salz- und Felsgestein werden in verschiedenen F&E-Vorhaben sowohl In-situals auch Laborversuche mit begleitenden Modellrechnungen durchgeführt.

Für die weitergehende Interpretation der In-situ-Versuche sind gesteinsphysikalische Laboruntersuchungen unverzichtbar. Daher werden im geotechnischen Labor unter definierten und einstellbaren Versuchsbedingungen die maßgeblichen Festigkeitsparameter und hydraulischen Eigenschaften der Gesteine und Versatzmaterialien an repräsentativen Proben bestimmt. Derzeit laufen Versuche mit Salzgestein, Salzgrus und tonigen Gesteinen. Entsprechend den unterschiedlichen Endlagerkonzepten für radioaktive Abfälle in Salz- und Hartgesteinsformationen sowie den verschiedenartigen Gesteinseigenschaften ist das experimentelle Forschungsprogramm zweigeteilt:

Experimentelle Forschung in granitischen Gesteinen

Im Rahmen des BMBF-geförderten Vorhabens "Erarbeitung und Bewertung der wissenschaftlichen Grundlagen zur Sicherheitsanalyse eines Endlagers in der Nachbetriebsphase" wurde ein Vergleich der wesentlichen Parameter durchgeführt, die bei der Modellierung der Nuklidausbreitung in Salzgestein und Granitformationen berücksichtigt werden. Ziel war es, die formations- und konzeptbezogenen Unterschiede zu analysieren und die fachliche Notwendigkeit für zukünftige Arbeiten aufzuzeigen. Das Ergebnis weist folgende Parameter als besonders wichtig für die Ausbreitung radioaktiver Stoffe im Fernfeld des Endlagers aus:

- Integrale und/oder diskrete Permeabilität der Einlagerungsformation
- Wirksamkeit, Dichtigkeit und Sorptionsfähigkeit von Verfüllmaterialien und Bentonitausschalungen
- Korrosionsbeständigkeit der Behälter für verglasten hochradioaktiven Abfall und abgebrannte Brennelemente
- Löslichkeit der Nuklide unter den geochemischen Bedingungen im Nahbereich

Jahresbericht 1996 **GSS**

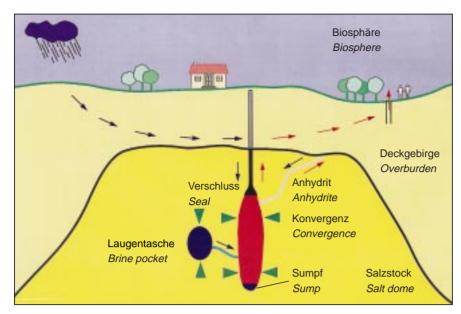


Bild 7.3: Schema einer Salzkaverne mit chemisch-toxischen Abfällen Figure 7.3: Schematic diagram of a salt cavern holding chemo-toxic wastes

 Hydrogeologische Verhältnisse im Fernfeld, insbesondere Fließpfadgeometrie und Matrixdiffusion in gestörten granitischen Gesteinen.

Das Ergebnis der Analyse bestätigt die Bedeutung der laufenden experimentellen Forschungsarbeiten in verschiedenen untertägigen Versuchsstätten.

Derzeit werden die Versuche im schweizer Felslabor Grimsel zum Zweiphasenfluss abgeschlossen. Dabei wurde festgestellt, daß im Stollennahbereich der messbare Einfluss der sogenannten Austrocknungszone ca. 1m weit reicht, was wesentlich für die Modellierung hydraulischer und gasgetriebener Vorgänge sowie des Radionuklidtransports im Endlager ist.

Die GRS beteiligt sich seit Beginn 1996 an dem FEBEX-Projekt der spanischen ENRESA. Nachdem im Felslabor Grimsel der neue Versuchsstandort aufgefahren und die Bentonitpresslinge eingebaut wurden, hat die GRS die technischen Einrichtungen zur Messung des Gastransports installiert. Der Start des eigentlichen Messprogramms ist für Anfang 1997 vorgesehen.

Im Hartgesteinslabor ÄSPÖ der schwedischen Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB) wurden im Auftrag des BMBF die Möglichkeiten für ein Zweiphasenfluss-Experiment geklärt. Anders als im Felslabor Grimsel ist hier die Wasserführung im Granit praktisch ausschließlich an kommunizierende Klüfte gebunden. In einer Voruntersuchung wurden erste Messungen zur Auswahl des untertägigen Versuchsor-

tes durchgeführt. Dabei kamen geoelektrische Verfahren und die Infrarot-Thermographie zum Einsatz. Als ergänzender Standortparameter wurde der natürliche Gasgehalt der Grun

dwässer bestimmt. Auf der Grundlage der erzielten Ergebnisse wurde ein Forschungsprojekt beim BMBF beantragt.

Experimentelle Forschung im Salzgestein Im Forschungsbergwerk Asse wurden Insitu-Experimente zur Langzeitkompaktierung von Salzgrusversatz unter starken Wärmeeinfluß (VVS-Versuch) und zur Dichtigkeit von kompaktiertem Salzgrus als Verschluß für HAW-Einlagerungsbohrlöcher (DEBORA) weitergeführt. Abgeschlossen wurde weiterhin zum Ende dieses Berichtszeitraums ein Vorhaben zur Ermittlung der Gasbildungsraten repräsentativer chemisch-toxischer Abfälle im Hinblick auf deren Endlagereignung im Salz, einschließlich einer Zusammenfassung wichtiger petrophysikalischer Ergebnisse aus Laborund In-situ-Versuchen.

Der VVS-Versuch, der bereits seit September 1990 läuft, soll nach dem derzeitigen Planungsstand bis 1998 fortgeführt werden, da die bisher registrierte Kompaktierung des Salzgruses von den rechnerischen Vorhersagen signifikant abweicht. So wird zur Zeit beim VVS-Versuch nach mehr als 5jähriger Aufheizung noch eine Restporosität von etwa 26 - 27% beobachtet, während der für diesen Zeitpunkt prognostizierte Wert bei 21% liegt. Dies bedeutet, daß in der Nachbetriebsphase eines Endlagers Lösungszutritte in die ver-

setzten Strecken hinein über deutlich längere Zeiträume möglich sind als bisher angenommen. Entsprechend sind die diesbezüglichen Modellansätze für ein Endlager im Salinar zu erweitern.

Im Rahmen des DEBORA-1-Experiments soll die Salzgruskompaktierung im Ringspalt eines HAW-Einlagerungsbohrloches untersucht werden. Der Versuch wird nach dem Anschluss der Datenerfassungsanlage Anfang 1997 in Betrieb gehen.

Im Rahmen des Projekts "Auflockerungszone" werden Daten zur hydraulischen Charakterisierung der Auflockerungszone um Hohlräume im Salzgebirge ermittelt. Dazu werden Gas- und Flüssigkeitsinjektionstests in Bohrlöchern in einem Versuchsfeld auf der 875-m-Sohle der Asse durchgeführt. Die Tests werden durch gezielte Laboruntersuchungen begleitet. Sie dienen der Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Nahbereichsmodelle für die Endlagerung wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle im Salzgestein.

Des weiteren werden in der Schachtanlage BERNBURG Gesteins- und Gesteinsverbandseigenschaften von Anhydrit und Salzton gemessen. Wegen der besonderen Bedeutung für die Langzeitsicherheit eines Endlagers im Salzgestein wird gezielt die integrale Barrierewirksamkeit des Gebirges unter Berücksichtigung natürlicher und künstlicher Kluftsysteme untersucht. Änderungen des Spannungszustandes mit ihrem Einfluss auf die petrophysikalischen und hydraulischen Eigenschaften des Gebirges werden mit Hilfe von aktiven und passiven seismischen Verfahren und Messungen der elektrischen Widerstandsverteilung untersucht.

Nationale und internationale Zusammenarbeit

Da der Fachbereich "Endlagersicherheitsforschung" nicht alle Teile des interdisziplinären Arbeits- und Aufgabengebietes abdecken kann, ist die Zusammenarbeit mit Forschungszentren und Universitäten unerläßlich. Dies gilt besonders für die Radionuklid- und Kolloidchemie, mit der sich vorrangig das Institut für Nukleare Entsorgungstechnik (INE) des Forschungszentrums Karlsruhe auseinandersetzt. Im Rahmen der Zusammenarbeit mit der TU Braunschweig übernimmt das Institut für Abfallanalytik und ökologische Chemie die analytische Bearbeitung organischer Abfälle. Die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) ist ein wichtiger Partner bei geotechnischen Forschungsarbeiten.

Zwischen dem BMBF, der schweizer NAGRA sowie der spanischen ENRESA bestehen seit vielen Jahren Kooperationsvereinbarungen, die Grundlage für bilaterale Forschungsprogramme sind, wie etwa im Felslabor Grimsel. Einen Erfahrungsaustausch mit Frankreich zu Themen der Endlagerung, der Endlagersicherheit sowie der Planung und Durchführung von

Experimenten setzt der 1994 mit CEA und ANDRA unterzeichnete deutsch-französische Zusammenarbeitsvertrag in Gang. Zudem wurde eine Vereinbarung zwischen dem BMBF und der schwedischen Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB) geschlossen, die die Beteiligung deutscher Wissenschaftler im Hartgesteinslabor ÄSPÖ regelt. Im Rahmen dieser Kooperationen

sind Wissenschaftler des Fachbereichs am Erfahrungsaustausch und an Forschungsarbeiten in den verschiedenen Untertage-Labors beteiligt.

Daneben arbeiten GRS-Wissenschaftler in nationalen und internationalen Arbeitskreisen und Gremien als Experten und Berater mit, wie bei RSK, IAEA und OECD/NEA.

Research on the long-term safety of final repositories and underground storage sites

With the take-over of the research section of the former Institut für Tieflagerung of the GSF, a technical division was created within GRS which performs both experimental and safety-analytical research activities within the framework of application-oriented pure research. These activities are mainly built around the R&D concept of the BMBF on the disposal of hazardous wastes in deep geological formations, which is based on the experience and the results of 30 years of final repository research and emphasises the protection goals applying for the ultimate disposal of radioactive and chemo-toxic wastes. Under consideration of the technical solutions and final repository concepts pursued in Germany and with regard to the requirements for verifying compliance with the protection goals, the Final Repository Safety Research Division performs activities relating to the major R&D topics shown in Fig. 7.1. In accordance with the different scientific and technical tasks, the Division is divided into the Long Term Safety Analyses Department, the Geochemistry Department, and the Geotechnics Department.

Long-term safety analyses

In the Long Term Safety Analyses Department, models and computer codes for the assessment of the long-term safety of final repositories are developed and applied within the framework of real planning activities. One important goal is the determination on a theoretical-analytical basis of the possible releases of contaminants from the final repository formation during the postoperational phase and to assess them with regard to their consequences. Releases from a sealed final repository may occur depending on the geological formation either already under normally developing conditions or only after a disturbance of the multi-barrier system. In order to be able to estimate the extent of such releases and the resulting radiation doses for further

generations, all partial areas of the final repository are investigated with the help of scenarios and systems analyses, and the safety-relevant processes are identified.

Transport models are used to calculate and analyse the migration, distribution and retention of the contaminants on their way from the repository's near-field to the biosphere. For this purpose, the EMOS code has been used since 1980; it has undergone constant further development and has been refined in a number of important areas (Fig. 7.2). Moreover, the significance of relevant input parameters is quantified with the help of sensitivity calculations and parameter variations; this way, the need for targeted experimental research activities is shown up. Current modelling activities are dealing particularly with the hydrodynamic processes that may develop if there is an influx of brine in the complex cavity structure of a salt mine. A further task is the development of near-field models for the storage of chemo-toxic wastes in salt rock with regard to the specific chemical, geochemical and geotechnical conditions of various possible underground storage facilities in already existing cavities under ground. In a R&D project that was concluded in 1996, a safety-analytical model was worked out for the emplacement of wastes in salt caverns (Fig. 7.3). The most important processes included in this model are contaminant mobilisation and transport through advection, diffusion and dispersion as well as the retention of contaminants by the waste matrix.

As regards contaminant transport in the far-field, the chemo-physical approaches for radionuclide retention in the geological far-field are extended. An important pre-requisite in this connection is the simulation of groundwater movements, especially in the more recent water-bearing layers of the overburden above final repository sites. Here, special requirements arise owing to the large spaces of the modelled areas and the sometimes complex geological structures. In the case of final repository concepts in salt formations, there

is the additional factor of the high salinity of the groundwaters and the associated contribution of a density-driven groundwater flow. To solve these problems, a R&D project is currently underway with participation of different universities in which methodical and code-related activities are performed with the aim of developing an efficient groundwater model on the basis of quick algorithms.

In 1996, three research projects on the further development of the safety-analytical instruments and methods were concluded.

Within the framework of the project on "Elaboration and assessment of the scientific basis for the safety analysis of a final repository during the post-operational phase", one important field of work that was dealt with was the evaluation of the results of national and international research projects with a view to considering them in model concepts and model data with respect to long-term safety analyses. On the basis of these activities, the experimental and theoretical work was specified which is still needed for the further development of instruments and the performance of long-term safety analyses. The following individual aspects were treated in particular and were published in special GRS reports:

- Derivation of a permeability/porosityrelation for salt breeze
- Comparison of in situ convergence data and model approaches
- Derivation of parameters for non-linear sorption models
- Comparison of long-term safety analyses for final repositories in granite and salt.

Within the framework of the project on "Development of a one-dimensional nuclide diffusion code and development of a release code", the safety-analytical instrument (EMOS code package) that had been created in preceding projects was extended with regard to the modelling of sorption in the overlying rock and the modelling of

Jahresbericht 1996 **GS**

the release of radionuclides from the underground structures of the mine. All newly developed model approaches were examined by model calculations with respect to their effects on the approaches used so far.

The aim of the project on "Development of a near-field model for long-term safety analyses of salt caverns holding chemotoxic wastes" was to create a model for one-dimensional-vertical contaminant diffusion in the cavern of a storage facility as well as the provision and testing of a computerised instrument for the performance of long-term safety analyses of the nearfield. Comprehensive tests calculations for a realistically modelled hypothetical cavern of a storage facility holding chemotoxic wastes allowed conclusions to be drawn with regard to the safety relevance of constructional elements, like e.g. the conditioning of the waste or the structure of the seal of the cavern.

Geochemistry

In the Geochemistry Department, the geochemical behaviour of contaminants in a final repository and the surrounding rock formations as well as the geochemical features of geological and geotechnical barriers are analysed. The geochemical interactions that may occur among the wastes and the final repository barriers are dependent on the inventory of materials of the entire system with all its minerals, solutions and gases as well as on the containers holding the wastes and on the backfill materials used. The geochemical processes that may develop under certain boundary conditions - like e.g. increased solution influx - are of a corresponding complexity. As regards the final storage of highly radioactive waste, increased temperatures and ionising radiation play an additional role. Within the framework of various R&D projects, the special barrier characteristics of clay rock and clay materials, the formation and propagation of gases in the near-field of the final repository, and the behaviour of heavymetal-containing wastes under solution influx conditions are investigated in the Division's own chemical laboratory and partly also on site.

In special leaching experiments that simulate natural conditions as far as is possible and necessary, the long-term development of the geochemical systems is calculated on the basis of thermodynamic models. The detailed understanding of these complex processes is one important basis for the further development of the safety-

analytical models and for long-term prognoses relating to final repository and underground storage facility systems. Against the background of the extremely long periods of time that need to be considered here and the associated restrictions that have to be made in connection with laboratory results, natural systems are also increasingly analysed; as so-called Natural Analogues, these can confirm important barrier characteristics of the rock and possibly also of the technical barriers. In a pilot project performed jointly with the Nuclear Research Institute in Rez (Czech Republic), investigations are carried out into whether uranium mineralisations in tertiary sediments deliver clear indications as

to the retention of radionuclides in the overburden of a final repository and are therefore suitable for partial verification of the safety-analytical transport models.

Geotechnics

The focus of the scientific activities of the Geotechnics department is on experimental investigations of the mechanical and hydraulic effects that may develop in connection with the driving of underground cavities and the emplacement of wastes in geological formations and which can have an influence on the long-term safety of a final repository mine. The permeability behaviour of geological barriers and addi-



Testkörper und Versatzmaterialien werden auf einem triaxialen Versuchsstand mit einer Durchflußeinrichtung im Geotechniklabor der GRS Braunschweig untersucht.

Test bodies and backfill are examined in the geotechnical laboratory of GRS Braunschweig, using a triaxial facility with flow-through-device.

tional technical barriers are currently at the centre of attention. As regards salt and rock formations, both in situ and laboratory experiments with accompanying model calculations are carried out in several R&D projects.

Rock-physical laboratory analyses are indispensable for the further interpretation of the in situ experiments. For this purpose, the relevant strength parameters and hydraulic properties of the rock types and backfill materials are determined on representative samples under predefined and adjustable experiment conditions in the geotechnical laboratory. Experiments are currently going on involving salt rock, salt breeze, and clayey types of rock. In accordance with the two different final repository concepts for radioactive waste in salt rock and hard rock formations and under consideration of the different rock characteristics, the experimental research programme is divided into two areas:

Experimental research in granitic types of rock

Within the framework of the BMBF-sponsored project on "Elaboration and assessment of the scientific basis for the safety analysis of a final repository during the post-operational phase", a comparison was made of the relevant parameters that are considered in the modelling of nuclide diffusion in salt rock and granite formations. The aim was to analyse the formation- and concept-related differences and to show up the need for future work. According to the overall result, the following parameters have turned out to be particularly important with regard to the diffusion of radioactive materials in the farfield of a final repository:

- integral and/or discrete permeability of the emplacement area formation
- effectiveness, tightness and sorption capacity of backfill materials and montmorillonite cavities
- corrosion resistance of the containers for vitrified highly radioactive waste and spent fuel elements
- solubility of nuclides under the geochemical conditions prevailing in the near-field
- hydrogeological conditions in the farfield, especially flow path geometry and matrix diffusion in disturbed granitic types of rock.

The analysis results confirm the relevance of the current research activities in the various underground test facilities.



Das DEBORA-1-Experiment im Salzbergwerk Asse. Hier wird die Salzgrußkompaktierung im Ringspalt eines HAW-Einlagerungsbohrlochs untersucht.

The DEBORA-1 experiment in the Asse salt mine investigates salt breeze compaction in the annular gape of a HAW emplacement borehole.

The two-phase-flow experiments in the Swiss Grimsel rock laboratory are currently about to be concluded. During these experiments it was found that the measurable influence of the so-called drying-up zone in the near-field of the gallery reaches as far as approx. 1 m, which is an important fact with regard to the modelling of hydraulic and gas-propelled processes and of radionuclide transport in the final repository.

Since the beginning of 1996, GRS has been involved in the FEBEX project of the Spanish ENRESA. After the new test site in the Grimsel rock laboratory was driven and the compacted montmorillonite structures were emplaced, GRS installed the technical systems for measuring gas transport. The measuring programme proper is to start at the beginning of 1997.

On the order of the BMBF, the possibilities of performing a two-phase-flow experiment in the ÄSPÖ hard rock laboratory of the Swedish Kärnbränslehantering AB (SKB) were checked out. Contrary to the Grimsel rock laboratory, the transport of water in the granite practically only takes place via intercommunicating joints. In an initial investigation, first measurements were carried out for the selection of the underground test site. For this purpose, geoelectric procedures and the infrared thermography method were used. The natural-gas content of the groundwaters was determined as additional site parameter. The results of these investigations

were used to apply for BMBF sponsorship for a research project.

Experimental research in salt rock

In the Asse research mine, in situ experiments were continued on the long-term compaction of salt breeze backfill under strong heat influence (VVS experiment) and on the tightness of compacted salt breeze used as sealing material for HAW emplacement boreholes (DEBORA). A project that was completed at the end of the reporting period concerned gas formation rates of representative chemo-toxic wastes with a view to the possibility of emplacing them in salt formations and included a summary of relevant petro-physical results of laboratory and in situ experiments.

According to the current state of planning, the VVS experiment, which has been going on since September 1990, is to continue until 1998 because the salt breeze compaction registered so far deviates significantly from the computer predictions. At this stage of the VVS experiment, for example, after 5 years of heating up, a residual porosity of about 26 - 27 % can still be observed, while the value predicted for this period lies at 21 %. This means that during the post-operational phase of a final repository, solution influxes into the backfilled drifts are possible over considerably longer periods than has been assumed so far. The model approaches for a final repository in a salt formation therefore have to be extended accordingly.

Jahresbericht 1996 GCS

Within the framework of the DEBORA-1 experiment, salt breeze compaction in the annular gap of a HAW emplacement borehole is to be investigated. The experiment will get underway once the data registration system has been installed, which is planned for early 1997.

Within the framework of the "Disaggregation Zone" project, data relating to the hydraulic characterisation of the disaggregation zone around cavities in the salt rock are collected. For this purpose, gas and liquid injection tests are performed in boreholes in a test field on the 875-m level of the Asse salt mine. The tests are accompanied by related laboratory analyses. They serve for the further development of safety-analytical near-field models for the final storage of heat-generating radioactive wastes in salt rock.

Furthermore, rock and rock mass characteristics of anhydrite and salt clay are measured in the BERNBURG mine. Owing to the special relevance regarding the long-term safety of a final repository in salt rock, the integral barrier effectiveness of the overburden is analysed in particular under consideration of natural and artificial joint systems. Changes in the stress condition and their influence on the petro-physical and hydraulic characteristics of the overburden are analysed with the help of active and passive seismic procedures and electrical logging.

National and international co-operation

Since the Final Repository Safety Research Division cannot cover all



Das FEBEX-Projekt im Felslabor Grimsel dient der Modellierung hydraulischer und gasgetriebener Vorgänge sowie des Radionuklidtransports im Endlager.

The FEBEX project in the Grimsel rock laboratory serves for the modelling of hydraulic and gaspropelled processes and of radionuclide transport in the final repository. aspects of the interdisciplinary area of tasks, co-operation with research centres and universities is indispensable. This applies in particular to radionuclide and colloid chemistry, which is the major domain of the Institut für Nukleare Entsorgungstechnik (INE) of the Karlsruhe Research Centre. Within the framework of co-operation with Braunschweig Technical University, the Institut für Abfallanalytik und ökologische Chemie performs analyses of organic wastes. The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources is an important partner in geotechnical research activities.

For many years, there have been cooperation agreements between the BMBF, the Swiss NAGRA and the Spanish ENRESA. These are the basis for bilateral research programmes, like the one at the Grimsel rock laboratory. An exchange of experience with France regarding the topics final disposal and final repository safety as well as the planning and performance of experiments was set in motion by the Franco-German co-operation agreement signed in 1994 with the CEA and ANDRA. Moreover, an agreement was concluded between the BMBF and the Swedish Kärnbränslehantering AB (SKB), regulating the participation of German experts in research in the ÄSPÖ hard rock laboratory. Within the framework of these co-operation activities, scientist staff of the Division are involved in the exchange of experience and in the research performed in the various underground laboratories.

In addition, GRS scientists act as experts and consultants in national and international working groups and committees, as e.g. in the RSK, IAEA and OECD/NEA.

W. Brewitz

7.1 Gegenüberstellung von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager in Granit- und Salzformationen

Zum Nachweis der Langzeitsicherheit eines Endlagers sind standortbezogene Sicherheitsanalysen durchzuführen, in denen die potentiellen Strahlenexpositionen zukünftiger Generationen durch Modellrechnungen abgeschätzt werden. Für eine solche Langzeitsicherheitsanalyse sind Rechenprogramme und Modellansätze einzusetzen, in die alle relevanten Prozesse zur Beschreibung der Vorgänge in einem Endlagersystem implementiert sind. Bei Endlagern in tiefen geologischen Formationen umfasst dies den Zutritt von Lauge in das Endlagersystem, die Kontamination der Lauge durch verschiedene physikalisch-chemische Prozesse, die Schadstofffreisetzung aus dem Endlagernahbereich oder der Endlagerformation, den Transport von Schadstoffen in der Geosphäre und die Ermittlung der Dosisbelastung in der Biosphäre.

In Deutschland sind solche Instrumentarien für Langzeitsicherheitsanalysen im Hinblick auf Salzformationen entwickelt worden. In anderen Ländern lagen die Schwerpunkte der Entwicklung auf Granit- oder Tonformationen. Aufgrund weltweiter Harmonisierungsbestrebungen und verstärkter internationaler Zusammenarbeit bei der Endlagersicherheitsforschung ist es erforderlich, die methodischen Ansätze der verschiedenen Länder gegenüberzustellen. Im Rahmen eines vom BMBF finanzierten Projekts wurden hierzu die Instrumentarien für die Einlagerungsformationen Salz und Granit betrachtet und die wesentlichen sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter identifiziert. Auf dieser Basis soll der aus deutscher Sicht noch notwendige Forschungsbedarf für die Langzeitsicherheitsanalyse eines Endlagers in einer Granitformation ermittelt werden.

Im folgenden werden die Ergebnisse dieser Gegenüberstellung beispielhaft für ein Endlager von hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung (HAW) anhand der Studien Projekt Gewähr und PAGIS dargestellt.

	Gewähr	PAGIS
Veröffentlichung Public announcement	1985	1988
geographische Lage	Modellendlager in der Nordschweiz	Modellendlager in Gorleben
Geographical location	Model final repository in northern Switzerland	Model final repository at Gorleben
Endlagerkonzept	HAW-Endlager in Granit- gestein in 1200 m Tiefe	HAW-Endlager im Salzstock in 840 m Tiefe
Final repository concept	Final repository for HAW in granite at 1200 m depth	Final repository for HAW in a salt dome at 840 m depth
Energieerzeugung Energy generated	240 GWa	2500 GWa
Abfallaufkommen Waste-holding capacity	5895 HAW-Glaskokillen 5895 canisters holding vitrified HAW	58080 HAW-Glaskokillen 58080 canisters holding vitrified HAW
Endlagerdesign Final repository layout	20 Stollen a 1500m → 295 Kokillen pro Stollen 20 galleries at 1500 m each → 295 canisters per gallery	264 Bohrlöcher a 300 m Tiefe → 230 Kokillen pro Bohrloch 264 boreholes at 300 m depth each → 230 canisters per borehole
Inventar relevanter Nuklide [mol] Inventory of relevant nuclides [mol]	Tc-99: 6.0 · 10 ⁴ Cs-135: 1.9 · 10 ⁴ Pd-107: 1.5 · 10 ⁴ Np-237: 1.5 · 10 ⁴	Tc- 99: 6.1 · 10 ⁵ Cs-135: 1.8 · 10 ⁵ Pd-107: 1.5 · 10 ⁵ Np-237: 1.6 · 10 ⁵

Tabelle 7.1: Allgemeine Daten zu den Studien Projekt-Gewähr und PAGIS

Table 7.1: General data of the Gewähr and PAGIS projects

Beschreibung der Endlager

In Tabelle 7.1 sind allgemeine Daten zu beiden Studien sowie die Inventare ausgewählter Radionuklide aufgeführt. Die Studien stammen etwa aus der gleichen Zeit und wurden für ein HAW-Endlager durchgeführt. Die hochradioaktiven Abfälle wurden in Glaskokillen eingeschmolzen und in Edelstahlbehälter eingebracht. Die für das Abfallaufkommen zugrundegelegte Energieerzeugung ist bei PAGIS (Salzformation) zehnmal höher als beim Projekt Gewähr (Granitformation). Daraus resultiert ein zehnfach höheres Inventar bei PAGIS. Zusammensetzung und Menge der in einen Behälter eingebrachten Abfälle sind bei beiden Studien vergleichbar. Dementsprechend unterscheidet sich auch die Kokillenanzahl um einen Faktor 10. Bei dem Endlager in Granit wird der Raum um die Behälter mit Bentonit verfüllt. Beim Endlager in Salz werden die Bohrlöcher mit Verschlüssen abgedichtet, und Teile des umliegenden Endlagerbereichs mit Salzgrus verfüllt.

Szenarien und Modellansätze

Unter einem Szenario wird ein Ereignisablauf verstanden, der zu einem Kontakt zwischen Wässern oder Laugen mit dem eingelagerten Abfall führt, so dass ein Aktivitätstransport bis in die Biosphäre möglich wird. Aus beiden Studien wird jeweils ein Referenzszenario betrachtet. Anhand deterministischer Rechnungen zu den ausgewählten Szenarien werden die relevanten Barriereeffekte gegenübergestellt. Die beiden Szenarien sind schematisch in Bild 7.4 dargestellt.

Im Unterschied zu einem Endlager im Salzgestein ist der Wasserzutrittsprozess zu einem Endlager im Granitgestein ein natürliches Szenario und stellt keinen Störfall dar. Das Grundwasser tritt kurze Zeit nach Verschluss des Endlagers in die Lagerkavernen, durchdringt den Bentonit, und die Behälterkorrosion beginnt. Es wird angenommen, daß 1000 Jahre nach Wasserzutritt alle Behälter versagen. Die Radionuklide werden entsprechend den Auslaugraten und ihren Löslichkeitsgrenzen freigesetzt. Als Transportmechanismus durch die Bentonitverfüllung spielt nur die Diffusion eine Rolle. Der Radionuklidtransport im Fernfeld erfolgt durch Adern von verwittertem Granitgestein, den Kakiritzonen. In diesen Zonen wird auch die Matrixdiffusion, d.h. die Diffusion in immobiles Porenwasser der Kakiritmatrix und dort stattfindende Sorption, berücksichtigt. In der oberen Kristallinschicht wird aufgrund der dort viel höheren Grundwasserfließraten

Jahresbericht 1996 **GS**

kein Transport mehr berechnet, sondern nur eine entsprechende Verdünnung des Schadstoffs angenommen. Eine weitere Verdünnung findet im fluviatilen Schotter des Rheins statt. Die Nuklide gelangen über verschiedene Ausbreitungspfade schließlich in die Nahrungskette und bewirken eine entsprechende Dosisbelastung des Menschen.

Bei der Endlagerung im Salz unterscheidet man zwischen einer normalen und einer gestörten Entwicklung eines Endlagers. Bei einer normalen Entwicklung werden aufgrund des Kriechverhaltens des Salzes die verfüllten Hohlräume des Endlagers wieder verschlossen und erreichen im Fall der Bohrlöcher nach etwa 150 Jahren und für die übrigen Resthohlräume der Endlagerformation nach ca. 1000 Jahren die Porosität, die der des umgebenden Salzgebirges entspricht. In diesem Fall werden keine Radionuklide freigesetzt. Für den hier durchgeführten Vergleich wird ein Störfallszenario, und zwar das Laugenzutrittsszenario, betrachtet, das innerhalb der nächsten 105 Jahre in seinen Konsequenzen alle anderen in der PAGIS-Studie betrachteten Szenarien übertrifft. Solange die Resthohlräume des Endlagers durch die Konvergenz noch nicht verschlossen sind, kann Salzlauge in diese Hohlräume eindringen. Solche Laugenzutritte können aus begrenzten Einschlüssen im umgebenden Salzgestein herrühren. Gleichzeitig kann auch Lauge über eine Wegsamkeit im Hauptanhydrit in Endlagerbereiche eindringen. Die Lauge gelangt dann in die Einlagerungsorte, die Behälter korrodieren, und nach Behälterausfall beginnt die Mobilisierung der Nuklide aus der Abfallmatrix. Wenn alle Hohlräume des Endlagers mit Lauge gefüllt sind, wird die dann kontaminierte Lauge über die Wegsamkeit des Anhydrits in die überlagernde Gesteinsformation ausgepresst und mit dem Grundwasserstrom bis in die Biosphäre transportiert. Über verschiedene Ausbreitungspfade in der Biosphäre gelangen die Nuklide schließlich in die Nahrungskette und führen zu einer entsprechenden Dosisbelastung des Menschen.

Die in den Szenarien als relevant identifizierten Effekte wurden in Modellansätze für die sicherheitsanalytischen Rechenprogramme umgesetzt. Die wichtigsten Effekte, die in beiden Langzeitsicherheitsanalysen berücksichtigt wurden, sind in den Tabellen 7.2 und 7.3 zusammengefasst.

Wirksamkeit der Barrieren

Im folgenden werden ausgewählte Ergebnisse der Langzeitsicherheitsrechnungen

Gewähr	PAGIS
Grundwasserstrom Groundwater flow Lebensdauer der Behälter Durability of the containers Auslaugung der Glasmatrix Leaching of the vitreous matrix Elementspezifische Löslichkeitsgrenzen Element-specific solubility limits Diffusion durch die Bentonitschicht: → Nuklidauswahl Diffusion through the montmorillonite layer: → nuclide selection	Laugenzutritt - über den Anhydrit - aus Laugennestern Brine influx - via the anhydrite - from brine pockets Temperaturverläufe und Temperaturgradienten im Endlager Temperature distributions and temperature gradients in the final repository Strömungswiderstände Flow resistances
Radioaktiver Zerfall Radioactive decay	Auslaugung der Glasmatrix Leaching of the vitreous matrix Elementspezifische Löslichkeitsgrenzen Element-specific solubility limits Konvergenz des Gebirges Convergence of the overburden Nuklidtransport durch Diffusion, Konvektion und Advektion durch Konvergenz Nuclide transport through diffusion, convection and advection through convergence Radioaktiver Zerfall Radioactive decay

Tabelle 7.2: Berücksichtigte Effekte im Nahbereich Table 7.2: Effects taken into account in the near-field

für den Referenzfall beider Studien gegenübergestellt. Ein entscheidender Unterschied zwischen den Studien besteht darin, dass aus dem Granit-Endlager nach entsprechend langer Zeit das gesamte Abfallinventar freigesetzt wird. Im Salzendlager werden im betrachteten Referenzfall dagegen mehr als 99% der Abfälle ein-

Gewähr	PAGIS
1-dimensionaler Transport im geklüfteten Medium 1-dimensional transport in the jointed medium	1-dimensionaler Transport im porösen Medium 1-dimensional transport in the porous medium
Advektion Advection	Advektion Advection
Diffusion und Dispersion Diffusion and dispersion	Diffusion und Dispersion Diffusion and dispersion
Matrixdiffusion und Sorption Matrix diffusion and sorption	Lineare Sorption Linear sorption
Verdünnung Dilution	Verdünnung <i>Dilution</i>
Radioaktiver Zerfall Radioactive decay	Radioaktiver Zerfall Radioactive decay

Tabelle 7.3: Berücksichtigte Effekte im Fernfeld Table 7.3: Effects taken into account in the far-field

geschlossen und damit von der Biosphäre isoliert, weil die Transportwege im Grubengebäude durch die Konvergenz des Salzgebirges bereits verschlossen sind, bevor Lauge in die Einlagerungsorte eindringen kann. Das Gesamtinventar im Salzendlager liegt bei PAGIS zwar um eine Größenordnung höher als in der Studie Projekt Gewähr, das freigesetzte Inventar ist aus diesem Grund aber eine Größenordnung niedriger.

Ein weitergehender Vergleich der Wirksamkeit der Barrieren wurde anhand des Freisetzungs- und Ausbreitungsverhaltens der Nuklide Cs-135, Np-237 und Pd-107 durchgeführt. Cs-135 stellt in beiden Studien das wichtigste und einzig relevante nichtlöslichkeitsbegrenzte Nuklid dar. Np-237 erreicht während des Transports im Nahbereich bei beiden Studien die Löslichkeitsgrenzen und gehört in den Studien zu den vier wichtigsten Nukliden. Pd-107 verhält sich aufgrund seiner Eigenschaften in der Gewähr-Studie anders als die übrigen Nuklide.

Beispielhaft sind in Tabelle 7.4 für Cs-135 die am Übergang Nahbereich/Fernfeld auftretenden maximalen Konzentrationen und die wesentlichen Effekte, die zur Konzentrationsreduktion führen, zusammengefasst. Für nichtlöslichkeitsbegrenzte Nuklide, wie Cs-135, werden die Konzentrationen am Abfallort durch die vorhandenen Wassermengen und die Mobilisierungsraten aus der Matrix bestimmt. Dabei stellen sich bei PAGIS ca. drei Größenordnungen höhere Konzentrationen als bei Projekt Gewähr ein. Der Hauptgrund dafür ist der wegen der niedrigeren Temperatur deutlich langsamere Auslaugprozess der Glasmatrix bei Projekt Gewähr. Ein weiterer Reduktionseffekt tritt im Nahbereich des Endlagers in Granit nicht auf. Bei PAGIS gibt es im Grubengebäude des Salzendlagers für alle Radionuklide aber einen zusätzlichen Verdünnungseffekt durch nichtkontaminierte Lauge. Dieser führt zu einer Reduktion der maximalen Konzentration um drei Größenordnungen.

Im Fernfeld findet bei beiden Studien ein nuklidunabhängiger Reduktionseffekt durch Verdünnung des kontaminierten Wasserstromes mit dem Grundwasserstrom statt. Beim Projekt Gewähr wird eine zusätzliche Verdünnung in der Biosphäre angenommen. Es resultiert mit 2 x 106 ein 50fach höherer Verdünnungsfaktor als bei PAGIS mit 4 x 104. Bei der Gewähr-Studie tritt während des Nuklidtransports im Deckgebirge ein weiterer sehr effektiver Rückhaltemechanismus durch Matrixdif-

	Gewähr	PAGIS		
Inventar [mol] Inventory [mol]	1.9·104	1.8·10 ⁵		
Rückhaltung im Nahbereich Retention in the near-field				
nichtisoliertes Inventar [mol] Non-isolated inventory [mol/l]	1.9·104	1.8·10³		
Löslichkeitsgrenze [mol/l] Solubility limit [mol/l	-	-		
C _{max} (Abfallbehälter) [mol/l] C _{max} (waste container) [mol/l]	3·10 ⁻⁵	1.10-2		
C _{max} (Beginn Fernfeld) [mol/l] C _{max} (beginning far-field) [mol/l]	3⋅10-5	1.10-5		
Konzentrationsverringerung im Fernfeld Reduction of concentration in the far-field				
Reduktion durch Reduction through				
Verdünnung Geosphäredilution in the geosphere	2·104	4-104		
Dispersion und Zerfalldispersion and decay	4-104	-		
Verdünnung Biosphäredilution in the biosphere	80			
Gesamt-Reduktionsfaktor Overall reduction factor	6·10 ¹⁰	4·10 ⁴		
Strahlenexposition in der Biosphäre Radiation exposure in the biosphere				
C _{max} (Biosphäre) [mol/l] C _{max} (biosphere) [mol/l]	6·10 ⁻¹⁶	4·10 ⁻¹⁰		
Dosis in [Sv/a] Dose rate in [Sv/a]	8·10 ⁻¹²	7·10 ⁻⁰⁶		
Zeitpunkt [Jahre] Period [years]	6·10 ⁻⁰⁶	2.10-04		

Tabelle 7.4: Wirksamkeit von Barrieren. Veränderung der maximalen Konzentrationen für Cs-135 *Table 7.4: Effectiveness of the barriers against Cs-135 (change in the maximum concentration)*

fusion und Sorption in der Kakiritmatrix auf. Dieser Mechanismus führt zu einer weiteren Reduktion der Cs-135-Konzentration um 4 x 10⁴. Bei PAGIS ist die Freisetzungsdauer von Cs-135 groß gegenüber dessen Transportzeit. In diesem Fall tritt keine weitere Konzentrationsreduktion durch longitudinale Dispersionseffekte auf.

In Bild 7.5 sind die Reduktionsfaktoren für drei ausgewählte Nuklide zusammenfassend dargestellt. Von den dosisrelevanten Nukliden ist in beiden Studien nur Cs-135 nicht löslichkeitsbegrenzt. Bei beiden Studien bewirkt es auch die mit Abstand höchsten maximalen Dosisraten. Die Lös-

lichkeitsgrenzen stellen bei fast allen anderen Nukliden sehr wirksame Nahfeldbarrieren dar und reduzieren die hypothetischen Konzentrationen am Abfallort um mehrere Größenordnungen. Die Löslichkeitsgrenzen der relevanten Nuklide liegen bei den Granitstudien drei bis sechs Größenordnungen niedriger als in der PAGIS-Studie und führen deswegen zu einer größeren Konzentrationsreduktion. Daraus resultieren für löslichkeitsbegrenzte Nuklide um zwei bis vier Größenordnungen niedrigere maximale Nuklidkonzentrationen am Übergang Nahbereich/Fernfeld bei der Granit-Studie. Der Mechanismus der Matrixdiffusion mit

Jahresbericht 1996 GCS

Sorption führt bei allen relevanten Nukliden mit Ausnahme von Pd-107 zu einer weiteren Konzentrationsreduktion von vier bis sechs Größenordnungen. Pd-107 ist charakterisiert durch eine hohe Halbwertszeit, ein hohes Inventar und relativ niedrige Löslichkeitsgrenzen. Aus diesem Grund erfolgt eine extrem lange konstante Freisetzung in das Fernfeld, was einer konstanten Quelle

entspricht. Dadurch kommt es nur zu einer geringen Konzentrationsreduktion.

Bei der PAGIS-Studie tritt nur für die dosisrelevanten Spaltprodukte Tc-99 und Pd-107 ein zusätzlicher Verdünnungseffekt durch longitudinale Dispersion auf. Eine zusätzliche effektive Barriere bildet das Deckgebirge nur für solche Nuklide, die aufgrund niedriger Halbwertszeiten und/oder sehr hoher Kd-Werte während des Transports merklich zerfallen. Solche Nuklide waren bei dem ausgewählten Szenario nicht dosisrelevant und wurden bei der Gegenüberstellung nicht betrachtet.

Die genannten Effekte führen letztendlich in der Studie Projekt Gewähr gegenüber PAGIS zu mehr als sechs Größenordnungen.

7.1 Comparison of Long Term Safety Analyses for Final Repositories in Granite and Salt Formations

To demonstrate the long-term safety of a final repository, site-specific safety analyses have to be performed in which the potential radiation exposure of future generations is estimated with the help of model calculations. For long-term safety analyses of this kind, computer codes and model approaches are to be used in which all relevant processes for the description of the processes in a final repository system are implemented. For final repositories in deep geological formations, this includes the influx of brine into the final repository system, the contamination of the brine through various physical and chemical processes, the release of contaminants into the geosphere, and the investigation of the dose rate in the biosphere.

In Germany, such instruments for long-term safety analyses have been developed with respect to salt formations. In other countries, the focus of developments was on granite or clay formations. Due to world-wide harmonisation efforts and increased international co-operation in final repository safety research it is necessary that the methodical approaches of the different countries should be compared. Within the framework of a BMBF-sponsored project, this was done with regard to the instruments available for the final repository formations of salt and granite, and the relevant parameters and processes were identified. On this basis, the research needed from the German point of view for long-term safety assessments of final repositories in a granite formation is to be identified.

In the following, the results of this comparison are presented on the example of two final repositories for highly active waste (HAW) from reprocessing, namely the Gewähr project and PAGIS studies.

Description of the final repositories

Table 7.1 lists the general data concerning the two studies as well as the inventories of selected radionuclides. The studies date from about the same time and were each performed for a final repository for HAW. The HAW was vitrified in canisters and sealed inside stainless-steel containers. The assumed energy generated for the respective waste inventories is ten times higher in the case of PAGIS (salt formation) than for the Gewähr project (granite formation). The number of canisters differs correspondingly by a factor of 10. In the final repository located in the granite formation, the remaining space around the containers is filled with montmorillonite. As regards the final repository located in the salt formation, the boreholes are sealed with plugs, and parts of the surrounding area are filled with salt breeze.

Scenarios and model approaches

A scenario is an event sequence which leads to the contact of water or brine with

the emplaced waste, thus enabling activity transport into the biosphere. One reference scenario each of the two studies is examined. The relevant barrier effects are compared in deterministic calculations of the selected scenarios. The two scenarios are graphically represented in Fig. 7.4.

Contrary to a final repository in salt rock, the process of water influx into a final repository in granite is a natural scenario and does not represent an incident. The water enters the repository's caverns shortly after the final repository has been sealed, penetrates the montmorillonite, and container corrosion sets in. The assumption is that 1000 years after the influx of water all containers will have failed. The radionuclides are released according to leaching rates and solubility limits. As regards transport mechanisms through the montmorillonite, only diffusion plays a role. Radionuclide transport in the far-field takes place via veins in the weathered granite rock, the socalled kakirite zones. Within these zones.

matrix diffusion (i.e. the diffusion into inert water present in the pores of the kakirite matrix and the sorption processes taking place there) is also analysed. In the upper crystalline layer, no transports are calculated any more owing to the much higher groundwater flow rates there; instead, only a corresponding dilution of the contaminant is assumed. Further dilution takes place in the fluviatile gravel of the Rhine. Via the different diffusion pathways, the nuclides eventually end up in the food chain and thereby effect a corresponding exposure of humans.

In the case of final storage in salt, a distinction is made between normal and disrupted development of the final repository. Under normal development, the backfilled cavities of the final repository are sealed again owing to the creep behaviour of the salt. In the case of boreholes, they reach the degree of porosity which corresponds to that of the surrounding salt rock after about 150 years. For the other remaining



Asse: Forschungsarbeiten zur untertägigen Lagerung radioaktiver Abfälle im Salz.

Asse: Research on the underground storage of radioactive waste in salt formations.

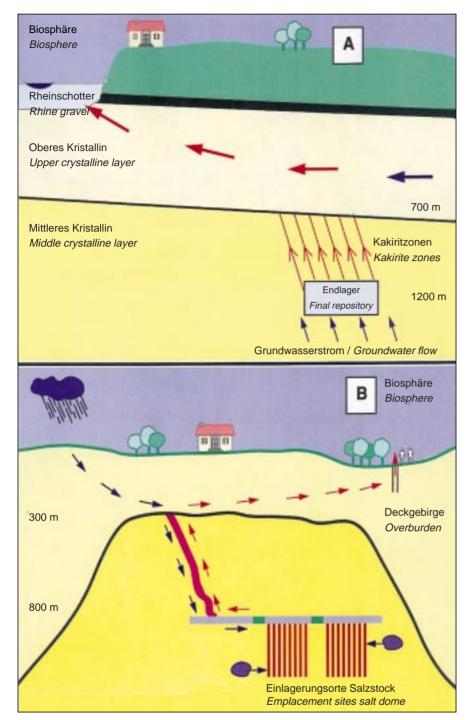


Bild 7.4:

A) Szenario Projekt Gewähr. Das Endlager in Granitgestein wird vom Grundwasserstrom durchdrungen und ausgelaugt. Die Radionuklide werden durch Adern in das verwitterte Gestein getragen und dort teilweise sorbiert. Was in die obere Kristallinschicht gelangt, wird dort verdünnt.

B) Im Salzstock werden durch das Kriechverhalten des Salzes die Hohlräume verschlossen. Bei einem Laugenzutritt können die Behälter korrodieren und die kontaminierte Lauge mit dem Grundwasserstrom bis in die Biosphäre transportiert werden.

Figure 7.4:

A) Scenario of the Gewähr project. The final repository in granite is penetrated and leached by the groundwater flow. The radionuclides are carried through veins into the weathered rock where they are partially absorbed. Those reaching the upper crystalline layer are diluted there.

B) In the salt dome, the cavities are sealed by the creep behaviour of the salt. On an influx of brine, the containers may corrode, and the contaminated brine may be transported with the groundwater flow up until into the biosphere.

cavities of the final repository, this will occur after about 1000 years. In this case, no radionuclides are released. For the purpose of this comparison, an accident scenario - the brine influx scenario - is analysed which within the next 105 years surpasses all other scenarios considered in the PAGIS study in its consequences. As long as the remaining cavities of the final repository have not been closed through convergence, brine can enter into these cavities. Brine influxes like these can originate from limited brine pockets in the surrounding salt rock. At the same time it is also possible that brine may enter into areas of the final repository via a passage through the main anhydrite. The brine would then enter the emplacement areas, the containers would corrode, and nuclide mobilisation from the waste matrix would set in after the failure of the containers. Once all the cavities of the final repository are filled with brine, the contaminated brine would be pressed via the passages in the anhydrite into the overlying rock formations and transported with the groundwater flow up until into the biosphere. Via the different diffusion pathways, the nuclides would eventually end up in the food chain and thereby effect a corresponding exposure of humans.

The effects identified as relevant in the different scenarios were transformed into model approaches for the two safety-analytical computer codes. The most relevant effects which are taken into account in both long-term safety analyses are summarised in Tables 7.2 and 7.3.

Effectiveness of the barriers

In the following, selected results of the long-term safety calculations for the reference cases of the two studies are compared. One decisive difference between the studies lies in the fact that after a correspondingly long period the entire waste inventory is released from the final repository in the granite. In the analysed reference scenario of the final repository in the salt formation, on the other hand, more than 99 % of the wastes remain confined and thus isolated from the biosphere because the transport pathways in the underground structure of the mine are already sealed by convergence of the salt rock before the brine can intrude into the emplacement sites. Although in the case of PAGIS the overall inventory in the final repository in the salt formation is larger than in the Gewähr project study, the inventory released is smaller by one order of magnitude for the same reason.

Jahresbericht 1996 **GS**

A more in-depth comparison of the effectiveness of the barriers was carried out by analysing the release and diffusion behaviour of the nuclides Cs-135, Np-237 and Pd-107. In both studies, Cs-137 is the most important nuclide and the only relevant one that is not limited in its solubility. In both studies, Np-237 reaches the solubility limits during transport through the nearfield and belongs to the four most important nuclides. In the Gewähr study, Pd-107 behaves differently from the other nuclides owing to its properties.

As examples for Cs-135, Table 7.3 summarises the maximum concentrations in the near-field/far-field transition area and the relevant effects that lead to a reduction in the concentration. Concerning nuclides that have no solubility limits - like Cs-135 the concentrations at the waste emplacement site are determined by the existing amounts of water and the mobilisation rates from the matrix. In this connection, the concentrations in PAGIS are higher by about three orders of magnitude than those in the Gewähr project. The main reason for this is the clearly slower leaching process of the vitreous matrix in the Gewähr project, which is due to the lower temperature. There are no further reduction effects in the near-field of the final repository in the granite formation. In PAGIS, however, there is an additional dilution effect for all radionuclides in the underground structure of the mine due to the presence of uncontaminated brine. This leads to a reduction in the maximum concentration by three orders of magnitude.



Forschungsarbeiten zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in Granitformationen werden unter anderem im schweizerischen Grimsel durchgeführt.

Research on the final storage of radioactive waste in granitic formations are performed i.a. in the Swiss Grimsel laboratory.

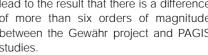
In the far-field, there is in both studies a nuclide-dependent reduction through dilution of the contaminated water with the groundwater flow. The Gewähr project assumes further dilution in the biosphere. At 2 x 106, the dilution factor is 50 times higher than that in PAGIS, which is 4 x 104. In the Gewähr study, there is a further, very effective retention mechanism during nuclide transport through the overburden, namely matrix diffusion and sorption in the kakirite matrix. This mechanism leads to a further reduction in the Cs-135 concentration by 4 x 104. In PAGIS, the period of release of Cs-135 is long compared with the transport period. In this case, there is no further reduction in the concentration through longitudinal disper-

Fig. 7.5 shows a summary of the reduction factors for three selected nuclides. Of the dose-relevant nuclides, only Cs-135 is not

limited in its solubility in both studies and also effects by far the highest dose rates. In the case of almost all other nuclides, the solubility limits represent very effective near-field barriers, reducing the hypothetical concentrations at the waste emplacement site by several orders of magnitude. The solubility limits of the relevant nuclides in the granite study are by three to six orders of magnitude lower than those in the PAGIS study and therefore lead to a greater reduction in concentration. This means that in the granite study the maximum nuclide concentrations for nuclides with limited solubility in the near-field/farfield transition area are by two to four orders of magnitude lower. In the case of all relevant nuclides except Pd-107, the mechanism of matrix diffusion with sorption leads to a further reduction in the concentration by four to six orders of magnitude. Pd-107 is marked by a long half-life, a large inventory, and relatively low solubility limits. For this reason there is a long, constant release into the far-field, which is equivalent to a constant source. Therefore there is only a low reduction in concentration.

In the PAGIS study, there is an additional dilution effect through longitudinal dispersion which only affects the dose-relevant fission products Tc-99 and Pd-107. An additional effective barrier is formed by the overburden only for those nuclides that due to their short half-lives and/or very high Kd-values decay considerably during transport. In the case of the selected scenario, these nuclides were not doserelevant and were not considered in the comparison.

The above-mentioned effects eventually lead to the result that there is a difference of more than six orders of magnitude between the Gewähr project and PAGIS studies.



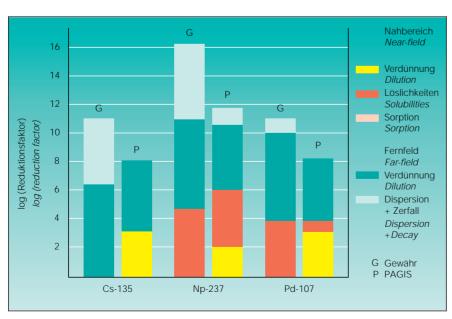


Bild 7.5: Reduktionsfaktoren für die Nuklide Cs-135, Np-237 und Pd-107 Figure 7.5: Reduction factors for the nuclides Cs-135, Np-237 and Pd-107

U. Nosek, R. Storck

7.2 Geoelektrische Verfahren zur Erkundung und Überwachung des Gebirgszustandes von Endlagern

Der geologischen Barriere Gebirge kommt im Mehrbarrierenkonzept für Abfallendlager eine besondere Bedeutung zu. Bei den zerstörungsfreien Überwachungsmethoden werden vorzugsweise geophysikalische Verfahren angewendet. U.a. gelangt hier das geoelektrische Verfahren zum Einsatz, bei welchem man sich der Tatsache bedient, dass ein trockener Salzstock den elektrischen Strom kaum, die nach einem Wassereinbruch entstehende Lauge ihn aber sehr gut leitet. Wird weiterhin berücksichtigt, dass auch Gestein wie Granit wegen der in den Poren vorhandenen Feuchtigkeit eine wenn auch geringere elektrische Leitfähigkeit besitzt, so lässt sich mit dieser Methode durch Messung von Leitfähigkeit oder spezifischem Widerstand die Struktur der Barrieren eines Endlagers überwachen.

Geoelektrische In-situ-Messungen

Für Widerstandsmessungen in situ wurde die bekannte Methode der Gleichstromgeoelektrik weiterentwickelt und adaptiert, wobei vor allem die Probleme der Ankopplung der Messelektroden an festes Gestein sowie der Messung mit großen Elektrodenarrays mit mehreren hundert Elektroden gelöst werden mußten.

Zur Kartierung des elektrischen Widerstandes im Gebirge wird üblicherweise die sogenannte "Wenner-Anordnung" verwendet (Bild 7.6). Dabei wird an zwei Elektroden (Stahlstifte im Gestein) eine definierte Spannung angelegt und dadurch ein Strom ins Gebirge injiziert. An zwei dazwischenliegenden Elektroden wird die entstehende Spannung gemessen. Alle vier Elektroden haben denselben Abstand voneinander. Dieser Abstand wird als Auslage (a) bezeichnet (Bild 7.6).

Für die Messungen wurden jeweils 41 Stahlstifte im Abstand von 25 cm zueinander auf einem geraden Profil im Gebirge einzementiert. An diesen Stahlstiften wurden die Strom- (A, B) bzw. Spannungselektroden (M, N) angeschlossen. Nachdem an einer Stelle gemessen worden war, wurden die Elektroden um 25 cm auf dem Profil versetzt, und eine weitere Messung durchgeführt. Auf dem 10 m langen Profil mit 41 Elektroden konnten so Auslagen von 0,25 m bis 3,0 m realisiert werden. Für die kleinste Auslage ergeben sich demnach 37 Messwerte, während mit der größten Auslage lediglich 5 Messwerte gewonnen werden können. Dies erklärt auch die "Keilform" der jeweiligen Pseudosektionen (Bild 7.6).

Modellierung

Die Pseudosektionen spiegeln die Widerstandsverteilung im Gebirge nur sehr grob wider und können deshalb auch nicht direkt in petrophysikalische Parameter, wie z.B. Wassergehalt, umgesetzt werden. Dazu ist es vielmehr notwendig, die

scheinbare in die wahre Widerstandsverteilung umzurechnen.

Die im Endmodell angegebene Widerstandsverteilung gibt die petrophysikalischen Eigenschaften des Gebirges deutlich besser wider. Mit Hilfe der Kalibriermessungen im Labor lassen sich die Wassergehalte der einzelnen Gebirgsbereiche abschätzen.

Ergebnisse

Im folgenden werden Ergebnisse aus den beiden Messorten Salzbergwerk Volkenroda/Pöthen in Thüringen und Festgesteinslabor Äspö in Schweden aufgezeigt. Diese Beispiele wurden ausgewählt, weil es sich um völlig unterschiedliche geologische Formationen handelt, nämlich verschiedene Salzgesteine und Granit.

Anhydrit – Pöthen

Bild 7.7 zeigt die Ergebnisse der Messungen im Anhydrit in der Grube Volkenroda/Pöthen. Dargestellt sind die Messwerte in Form der Pseudosektion und die invertierte Verteilung der wahren Widerstände. Sowohl in der Pseudosektion als auch der invertierten Sektion ist eine klare Zunahme der Widerstände mit der Tiefe erkennbar.

Die Zunahme des Widerstandes mit der Tiefe lässt auf eine Abnahme der Wassermenge schließen. Da der Versuchsort an einer Wetterstrecke lag, die immer von frischer, feuchtehaltiger Luft durchströmt wurde, ist mit einem hohen Sättigungsgrad des Porenvolumens zu rechnen. Bei einer 100%-igen Sättigung bedeutet dies eine Abnahme der Porosität mit zunehmender Entfernung von der Strecke. In unmittelbarer Umgebung der Strecke hat sich durch das Auffahren eine Auflockerungszone mit erhöhter Porosität herausgebildet. Sie reicht teilweise bis in eine Tiefe von 1,5 m. Nach den Kalibriermessungen ergeben die 40 km des intakten Gebirges einen Wassergehalt von ca. 0,1 Vol.-%. Bei 100%-iger Sättigung entspricht dies gleichzeitig der Porosität. Im stossnahen

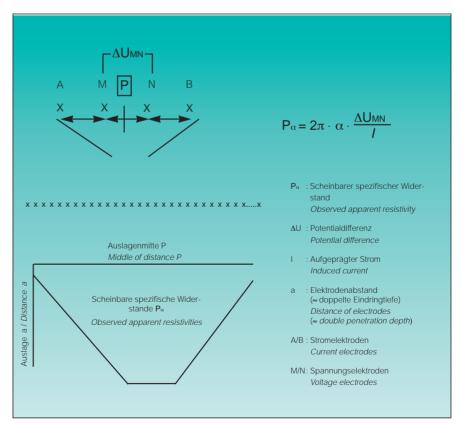


Bild 7.6: Prinzip der geoelektrischen Kartierung mit der Wenner-Auslage Figure 7.6: Principle of geoelectric mapping with the Wenner configuration

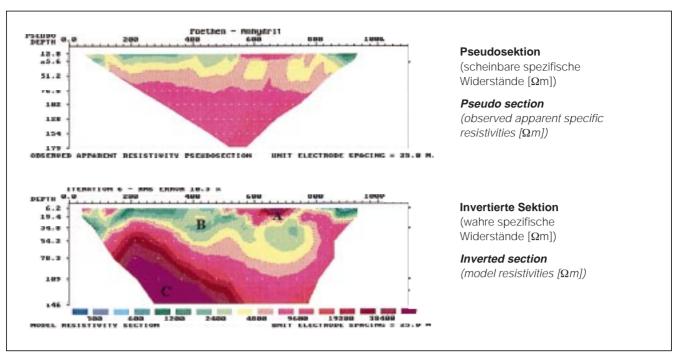


Bild 7.7: Ergebnisse der geoelektrischen Messungen im Pöthener Hauptanhydrit (A3) [A: topographischer Effekt, B: Auflockerungszone, C: intaktes Gebirge]

Figure 7.7: Results of the geoelectric measurements in the Pöthen anhydrite (A3)

Bereich sinkt der spezifische Widerstand bis ca. 0,5 km ab, was einem Wassergehalt von 0,3 bis 0,4 Vol.-% entspricht.

[A: topographical effect, B: disaggregation zone, C: intact rock]

Die in diesen Messungen sichtbare Zone erhöhter Leitfähigkeit bzw. Porosität bezeichnet den Bereich der Auflockerungszone, der mit der verwendeten elektrischen Methode nachweisbar ist.

Grauer Salzton - Pöthen

Bild 7.8 zeigt die Ergebnisse der In-situ-Messungen im Grauen Salzton (T3) der Grube Volkenroda. Ebenso wie in Bild 7.7 sind die Messwerte in Form der sogenannten Pseudosektion und die invertierte Sektion der wahren Widerstandsverteilung dargestellt.

Abgesehen von den ersten Dezimetern ist eine relativ gleichmäßige Widerstandsverteilung zu erkennen, die dem intakten Gebirge entspricht. Die wahren Widerstandswerte für diesen Bereich schwanken um 5 Ω m. Nach den Labormessungen bedeutet dies einen Wassergehalt von ca. 11 Vol.-%. Bei einer anhand von Proben aus diesem Bereich im Labor ermittelten Porosität von 12 % (± 2 %) entspricht dies einer praktisch vollständigen Sättigung des Gebirges.

Weitere Beispiele stammen aus dem Granit im Festgesteinslabor Äspö/Schweden. Die Aufgabe bestand dort darin, an zwei verschiedenen Lokationen die Ausbildung der Auflockerungszonen im Granit zu bestimmen. Wie in Volkenroda betrug der Elektrodenabstand an den Versuchsorten in Äspö 0,25 m. Die Profile wurden aber auf 20 m verlängert, um eine gröflere Eindringtiefe zu erreichen. Zur Auffahrung der beiden Versuchsorte wurden unterschiedliche Techniken benutzt. Während eine Strecke sprengend aufgefahren worden war, wurde die andere mit einem wesentlich aufwendigeren Schnittverfahren (TBM) schonend aufgefahren.

Granit-Äspö (Gesprengter Bereich)

Die ersten Messungen fanden in dem Versuchsort statt, der in Sprengtechnik aufgefahren wurde. Die Ergebnisse sind in Bild 7.9 dargestellt. Für die Interpretation wird nicht die Pseudosektion, die die gemessenen scheinbaren spezifischen Widerstände enthält, verwendet, sondern die durch Inversion berechnete wahre Widerstandsverteilung im unteren Bildabschnitt.

Es lassen sich deutliche Anomalien erhöhten spezifischen Widerstandes an der Oberfläche erkennen (B). Dieser Bereich stellt die Auflockerungszone dar. Sie ist unterschiedlich stark ausgeprägt und reicht von einigen Dezimetern in der Mitte bis 2,5 m an den Rändern ins Gebirge. In der Profilmitte (A) ist der Einflussbereich einer starken Anomalie mit niedrigem

Widerstand in einer Tiefe von etwa 3,5 m zu erkennen. Es handelt sich dabei wahrscheinlich um einen Bereich erhöhter Klüftung mit Wasserführung, der aber aufgrund der zu geringen Eindringtiefe nicht vollständig erfasst werden kann. Da das Profil über die gesamte Länge größtenteils von den Anomalien bestimmt wird, lässt sich nur ein kleiner Bereich an intaktem Gebirge nachweisen (C).

Granit-Äspö (TBM-Bereich)

In Bild 7.10 sind die Ergebnisse der Messungen aus dem geschnittenen Bereich der Strecke dargestellt. Wie schon bei den Ergebnissen aus dem gesprengten Bereich ist der Unterschied zwischen Pseudosektion und invertierter Sektion klar erkennbar. Der Bereich des intakten Gebirges ist eindeutig von den übrigen Anomalien zu trennen. Auffällig sind die Anomalien erhöhter Widerstandswerte im oberflächennahen Bereich. Sie charakterisieren die Auflockerungszone und reichen bis ca. 1 m ins Gebirge hinein. Allerdings schwankt ihre Mächtigkeit auch stark und kann u.U. nur wenige Zentimeter bis Dezimeter betragen. Eine starke Anomalie geringer Widerstandswerte (A) korreliert gut mit einer wasserführenden Kluft an dieser Stelle. Da die Auflösung der Methode mit zunehmender Erkundungstiefe abnimmt, bedeutet das Aussetzen dieser Anomalie bei größeren Tiefen nicht notwendigerweise ein Ausklingen der Kluft. Es ist vielmehr wahrscheinlich, dass die Kluft aufgrund ihrer in Profilrichtung und geringen Ausdehnung bei größeren Tiefen mit diesen Elektrodenabständen nicht mehr nachweisbar ist. In guter Übereinstimmung mit den vorherigen Ergebnissen betragen die Widerstände in den aufgelockerten Bereichen $10^4~\Omega m$ und in den intakten Gebirgsbereichen $10^3~\Omega m$.

Zusammenfassung

Mit Hilfe der elektrischen Widerstandsmessungen in situ konnten an vier Lokationen im Anhydrit, Grauen Salzton und Granit (2) die unterschiedliche räumliche Ausbildung der Auflockerungszonen ermittelt werden. Es ergaben sich dabei Mächtigkeiten von wenigen Zentimetern bis mehreren Metern, wobei dies stark von der bergbaulichen Vorgeschichte (Auffahrungsart, Bewetterung etc.) und dem ursprünglichen Zustand (Klüftigkeit, Spannung etc.) der jeweiligen Strecke abhängig ist. Beim sprengenden Auffahren von Hohlräumen in Festgesteinen bildet sich nach den bisherigen Ergebnissen eine Auflockerungszone stark unterschiedlicher Mächtigkeit heraus, die bis zu mehreren Metern ins Gebirge hineinreichen kann.

Eine Korrelation des Wassergehaltes mit dem spezifischen elektrischen Widerstand aufgrund von Labormessungen ergab für den jeweils intakten Bereich für den Anhydrit 0,1 Vol.-% und für den Grauen Salzton ca. 11 Vol.-% Wassergehalt.

Im Äspö-Granit konnten die aufgrund unterschiedlicher Vortriebstechniken ausgebildeten Auflockerungszonen bis in eine Tiefe von ca. 2,5 m nachgewiesen werden. Unabhängig von der Auffahrungstechnik konnten die spezifischen elektrischen Widerstände in den Auflockerungszonen zu 10⁴ Ωm und in den nichtgeschädigten Gebirgsbereichen zu 10³ Ωm bestimmt werden. Nach den entsprechenden Labormessungen lassen sich aus diesen Widerständen die absoluten Wassergehalte der einzelnen Gebirgsbereiche abschätzen.

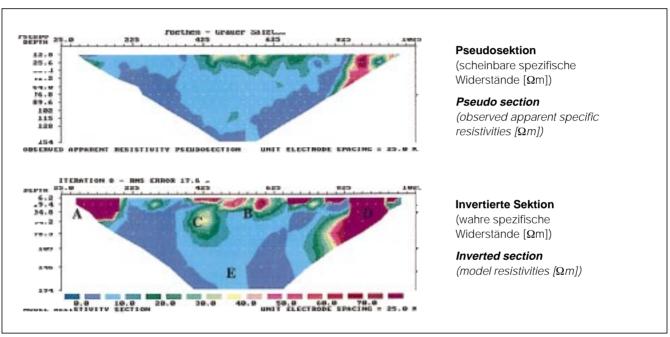


Bild 7.8: Ergebnisse der elektrischen In-situ-Messungen im Pöthener Grauen Salzton (T3)
[A: topographischer Effekt, B: Austrocknungseffekte, C: sandige Tonschicht, D: Hauptanhydrit (A3), E: intaktes Gebirge]
Figure 7.8: Results of the electrical in situ measurements in the Pöthen grey salt clay (T3)
[A: topographical effect, B: drying-up effects, C: sandy clay layer, D: main anhydrite, E: intact rock]

7.2 Geoelectric Procedures for the Exploration and Monitoring of the Condition of Final Repository Rock Formations

The geological barrier of the rock formation is of particular relevance within the multi-barrier concept for final waste repositories. Geophysical procedures are used with preference for non-destructive monitoring methods. Among other things, the geoelectric procedure is used here which makes use of the fact that a dry salt dome hardly conducts electricity at all, while the brine originating from an influx of water does so very well. If one also takes into account the fact that even a rock species such as granite has an albeit rather low electric conductivity owing to the humidity in its pores, this method can be used to monitor the structure of the barriers of a final repository by measuring the conductivity or specific resistivity.

Geological in situ measurements

For *in situ* electrical logging, the common method of DC-geoelectrics was develo-

ped further and adapted. In this context, the main problems to be solved were the connection of the measuring electrodes to solid rock and measurements with large electrode arrays, involving several hundreds of electrodes.

For mapping electrical resistivity in the rock, the so-called "Wenner" configuration" is normally used (Fig. 7.6). Here, a defined voltage is induced on two electrodes (steel pins in the rock), thus generating a current running through the rock. The arising voltage is then measured by two electrodes located in between. All four electrodes are arranged at equal distance. This distance is called "Distance (a)" (Fig. 7.6).

For the purpose of these measurements, 41 steel pins were cemented into a straight

Jahresbericht 1996 **GS**

profile of the rock at distances of 25 cm each. The electric current electrodes (A, B) and the voltage electrodes (M, N) were connected to these steel pins. After the measurement had been performed in this place, the electrodes were placed at 25 cm from their original location on the profile, and another measurement was performed. Thus, with the profile being 10 m long and 41 electrodes being used, distances of 0.25 m up to 3.0 m could be realised. This means that for the shortest distance there were 37 measured values, while at the longest distance only 5 measured values could be obtained. This also explains the "wedge shape" of the respective pseudo sections (Fig. 7.6).

Modelling

The pseudo sections mirror the resistivity distributions in the rock only very roughly and can therefore also not be directly converted into petro-physical parameters, like e.g. water content. For this purpose it is rather more necessary to convert the observed apparent resistivity distribution into the model resistivity distribution.

The resistivity distribution given in the final model represents the petro-physical properties of the rock much better. With the help of calibrating measurements in the laboratory it is possible to estimate the water contents of the different rock areas.

Results

In the following, the results obtained from the two measuring sites at the Volkenroda/Pöthen salt mine in Thuringia and the Äspö solid rock laboratory in Sweden are presented. These particular examples were chosen because the two sites represent totally different geological formations, namely salt rock and granite.

Anhydrite - Pöthen

Fig. 7.7 shows the measuring results in the anhydrite of the Volkenroda/Pöthen mine, giving the measured values in the form of the pseudo section and the inverted distribution of the model resistivity. Both in the pseudo section and in the inverted section, a clear increase of resistivity can be seen the deeper the levels are.

The resistivity increase at increasing depth allows the conclusion that the amount of water decreases. Since the experiment site was located in a ventilation drift through which there always existed a flow of fresh, humid air, it can be assumed that the pore volumes were highly saturated. At 100 % saturation, this means a decrease in porosity at an increasing distance from the drift. In the direct surroundings of the drift, a highly porous disaggregation zone has formed as a consequence of the driving of the drift. This zone reaches down to a depth of 1.5 m. According to the calibrating measurements, the 40 k Ω m of the intact rock result in a water content of about 0.1 % by volume. At 100 % saturation, this corresponds at the same time to the porosity. In the area close to the drift wall, specific

resistivity decreases to around 0.5 k Ω m, which corresponds to a water content of 0.3 to 0.4 % by volume.

This zone of increased conductivity or porosity that is visible in these measurements represents the area of the disaggregation zone, which can be verified with the help of the applied electrical method.

Grey salt clay – Pöthen

Fig. 7.8 shows the in situ measuring results in the grey salt clay (T3) of the Volkenroda mine. As in Fig. 7.7, the measured values are given in the form of the so-called pseudo section and the inverted section of the model resistivity distribution.

Apart from the first few decimetres, a relatively even resistivity distribution can be seen, which corresponds to the intact rock. The model resistivity values for this area vary around 5 Ω m. According to the measurements performed in the laboratory, this means that there is a water content of about 11 % per volume. Samples from this area that were analysed in the laboratory had a porosity of 12 % (\pm 2 %), which means that practically the rock is completely saturated.

Other examples originate from the granite of the Äspö solid-rock laboratory in Sweden. There, the task was to determine the formation of disaggregation zones in the granite at two different locations. As in Volkenroda, the distance between the electrodes at the

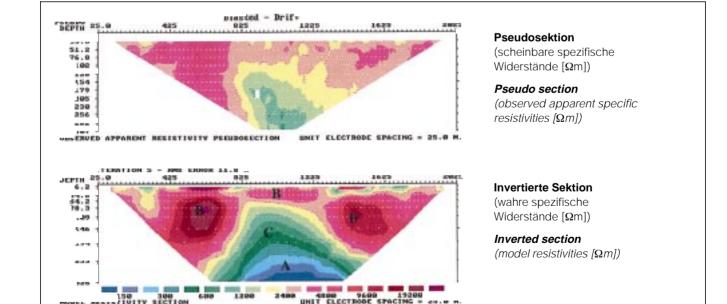


Bild 7.9: Ergebnisse der elektrischen In-situ-Messungen im Granit in Äspö/Schweden (gesprengter Bereich) [A: evt. geklüfteter wasserführender Bereich, B: aufgelockerter/geklüfteter Bereich, C: intaktes Gebirge]

Figure 7.9: Results of the electrical in situ measurements in the Äspö/Sweden granite (blasted area) [A: poss. joint-containing water-bearing area, B: disaggregated/jointed area, C: intact rock]

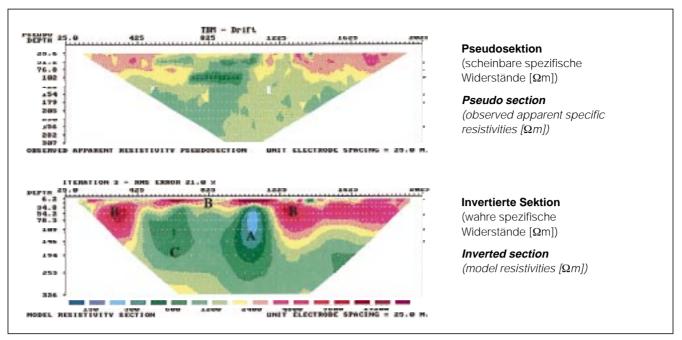


Bild 7.10: Ergebnisse der elektrischen In-situ-Messungen im Granit in Äspö/Schweden (geschnittener (TBM) Bereich) [A: wasserführende Kluft, B: aufgelockerter Bereich, C: intaktes Gebirge]

Figure 7.10: Results of the electrical in situ measurements in the Äspö/Sweden granite (cut area) [A: water-bearing joint, B: disaggregated area, C: intact rock]

experiment sites in Äspö was 0.25 m, too. The profiles, however, were extended to 20 m in order to achieve a greater depth of penetration. Different techniques had been used to drive the two experiment sites: while one had been blasted, the other one had been driven with a much more complicated but gentler cutting procedure (TBM).

Granite Äspö (blasted area)

The first measurements were performed at an experiment site that had been driven by blasting it with explosives. The results are shown in Fig. 7.9. For the interpretation, not the pseudo section containing the observed apparent specific resistivity distribution is used, but the model resistivity distribution obtained trough inversion (lower half of the Figure) is applied.

On the surface, clear anomalies of increased specific resistivity can be observed (B). This area represents the disaggregation zone. It has various degrees of distinction and reaches from some decimetres in the middle to up to 2.5 m on the edges into the rock. In the middle of the profile (A), the influencing area of a strong anomaly with low resistivity can be seen at a depth of about 3.5 m. This is probably a water-bearing area containing many joints which, however, owing to the insufficient penetration depth, cannot be registered to the full. Since the profile is mainly dominated by the anomalies over its entire length, only a small area of intact rock can be verified (C).

Granite Äspö (TBM area)

Fig. 7.10 shows the results of the measurements performed in the cut area of the drift. As was already the case in the blasted area, the difference between pseudo section and inverted section is clearly discernible. The area of the intact rock is to be separated unambiguously from the remaining anomalies. What is remarkable are the anomalies of increased resistivity values in the area close to the surface. They characterise the disaggregation zone and reach into the rock for about 1 m. Their intensity. however, varies and is under certain conditions only as much as a few centimetres or decimetres. A strong anomaly of low resistivity values (A) correlates well with a water-bearing joint in this place. Since the resolution of the method deteriorates at increasing depth, the sudden absence of such an anomaly does not necessarily mean that the joint has ended. It is rather more likely that with the electrode distances applied, the joint can no longer be registered at greater depths owing to its profile direction and its narrow expansion. Agreeing well with the previous results, resistivity in the disaggregated areas is $10^4 \ \Omega m$ and in the intact rock areas $10^3 \, \Omega m$.

Summary

With the help of in situ electrical logging it was possible to determine the differing

spatial expansion of the disaggregation zones in four locations, namely in anhydrite, grey salt clay, and granite (twice). There turned out depths ranging from a few centimetres up to several metres, strongly depending on the mining-related history of the respective drifts (driving method, ventilation, etc.) and the original condition (presence of joints, tension, etc.). If cavities are blasted into solid rock, the results so far have shown that a disaggregation zone of greatly differing levels of depth will form which may reach several metres into the rock.

For the intact areas, a correlation of the water content and the specific electrical resistivity, based on laboratory measurements, resulted in water contents of 0.1 % by volume for the anhydrite and about 11 % by volume for the grey salt clay.

In the Äspö granite, the disaggregation zones that had formed due to different driving techniques could be verified up to a depth of about 2.5 m. Independent of the driving technique, there were specific electrical resistivity values of $10^4~\Omega m$ in the disaggregation zones and $10^3~\Omega m$ in the undamaged rock areas. After the corresponding laboratory measurements, the absolute water contents in the individual rock areas can be derived from these resistivity values.

D. Flach, U. Zimmer

Jahresbericht 1996 **CS**

Internationale Zusammenarbeit

International Co-operation

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie, insbesondere seit der politischen Wende in Ostdeutschland und in Osteuropa, bestätigt den von der GRS schon seit Jahren eingeschlagenen Weg der Sicherheitspartnerschaft. Reaktorsicherheit überschreitet als globale Herausforderung Ländergrenzen. Daher ist eine enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen unverzichtbar, wie sie von der GRS auch im Berichtszeitraum intensiv praktiziert wurde.

Die Ziele einer internationalen Sicherheitspartnerschaft mit einem Schwerpunkt auf der Kooperation mit Osteuropa sind:

- Erfahrungsaustausch,
- Formulierung und Umsetzung gemeinsam getragener Sicherheitsanforderungen,
- international abgestimmte Sicherheitsforschung und
- gemeinsame Sicherheitsanalysen und Bewertungen.

Mit dem französischen Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) arbeitet die GRS eng zusammen bei sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen im nuklearen und nichtnuklearen Bereich.

So erarbeitet die GRS gemeinsam mit IPSN Sicherheitsanforderungen für eine neue Reaktorgeneration in Westeuropa. Diese Arbeiten können wesentliche Grundlage für einen künftigen europäischen Sicherheitsansatz werden. Darüber hinaus findet eine enge Kooperation zwischen IPSN und GRS im Bereich Reaktorsicherheitsforschung statt. Beide Organisationen stellen wechselseitig Wissenschaftler ab.

Die sehr erfolgreiche Zusammenarbeit mit IPSN soll im operativen Bereich weitergeführt werden: bei Auswertung von Betriebserfahrungen sowie bei der Erarbeitung übergreifender Sicherheitsanforderungen und Bewertungen. Diese Zusammenarbeit wird als Grundlage gesehen, auch gemeinsame organisatorische Strukturen weiterzuentwickeln, wie sie be-

reits durch die Tochter RISKAUDIT und die gemeinsamen technischen Büros in Moskau und Kiew bestehen.

Als wesentliche bilaterale Kooperationen mit unterschiedlichen Schwerpunkten im Themenfeld Reaktorsicherheit sind weiterhin zu nennen: Zusammenarbeit und Vereinbarungen mit der russischen und ukrainischen Genehmigungsbehörde, mit dem Kurchatov-Institut in Moskau, der niederländischen Genehmigungsbehörde, mit der Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und dem Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, mit der japanischen Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), mit dem Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, mit dem Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien sowie mit der indonesischen nationalen Atomenergiebehörde BATAN.

Hinsichtlich der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (NAGRA), der spanischen Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA) und der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

Die für die Reaktorsicherheit wesentlichen internationalen Organisationen, bei denen

die GRS meist im Auftrag bzw. als Berater der Bundesregierung tätig ist, sind

- die Europäische Union (EU) mit ihren verschiedenen Arbeitsgruppen
- die Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Comitee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)
- die Internationale Atom Energie Organisation (International Atomic Energy Agency, IAEA).

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind

- Austausch von Betriebserfahrungen im Zusammenhang mit dem Incident Reporting Sytem (IRS) von IAEA und NFA
- Mitarbeit bei der Bewertung von Vorkommnissen in kerntechnischen Anlagen anhand der internationalen Melde-Skala INES
- Mitarbeit bei der Erstellung der "Nuclear Safety Standards" (NUSS) der IAEA

Ziel der GRS bleibt es auch weiterhin, im Verbund mit ihren Partnern und durch Mitwirkung in den internationalen Organisationen eine umfassende länderübergreifende Sicherheitspartnerschaft auszubauen.



Die GRS kooperiert eng mit dem Moskauer Kurchatov-Institut, der zentralen Forschungseinrichtung auf dem Gebiet der Kern-, Sicherheits- und Umwelttechnik.

GRS co-operates closely with the Moscow-based Kurchatov Institute, which is the central research institution in the field of nuclear engineering, safety technology and environment technology.

International developments in the nuclear energy sector, especially since the political changes in Eastern Germany and Eastern Europe, have shown that when many years ago GRS decided to form safety partnerships, this was a step in the right direction. Nuclear safety is a global challenge which does not make a halt in front of national borders. Close co-operation with foreign safety organisations is therefore indispensable and has yet again been practised intensively by GRS during the review period.

The objectives of an international safety partnership with the focus on co-ordination with Eastern Europe are

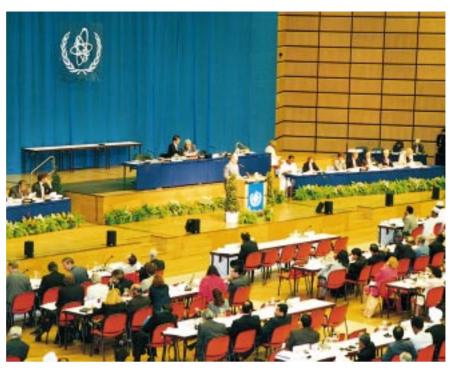
- exchange of experiences,
- formulation and implementation of common safety requirements,
- internationally co-ordinated safety research, and
- joint safety analyses and assessments.

GRS and its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) cooperate closely on important safetyrelevant issues in the nuclear and nonnuclear field.

For example, GRS and IPSN are together working out safety requirements for a new reactor generation in Western Europe. These activities could become a major basis for a future European safety approach. There is further close co-operation between GRS and IPSN in the field of reactor safety research. A mutual exchange programme exists for scientists of both organisations.

The highly successful co-operation with IPSN is to be extended to the area of operational safety: there will be joint activities concerning the evaluation of operating experience and the preparation of general safety requirements and assessments. Co-operation activities like these are regarded as a basis for the development of joint organisational structures, too, as they already exist in the form of the common subsidiary RISKAUDIT and the jointly operated technical offices in Moscow and Kiev.

Other important co-operation activities concerning different central issues in the field of nuclear safety are noteworthy,



IAEA Generalkonferenz im September 1996 in Wien (Foto: Petr Pavlicek/IAEA). *IAEA General Conference in Vienna, September 1996 (Photo: Petr Pavlicek/IAEA)*.

namely the co-operation and agreements with the Russian and Ukrainian licensing authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the Dutch licensing authority, the Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Electric Power Research Institute in the US, the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), the Spanish Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), the Brasilian Commisario Nacional de Energia Nuclear (CNEN), and the Indonesian national atomic energy authority BATAN.

As regards the final disposal of radioactive waste, there exist co-operation agreements with the Swiss Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA), the Spanish Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA), and the French Agence Nacionale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

GRS also takes an active part in the work of the following major international institutions, in most cases on the order of the Federal Government or in its function as government advisor:

- the European Union (EU) and its various working groups
- the Organisation for Economic Development and Co-operation / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)
- the International Atomic Energy Agency (IAEA).

The major issues of international co-operation with these organisations are

- the exchange of operating experiences in connection with the Incident Reporting System (IRS) of IAEA and NEA
- collaboration in the assessment of events in nuclear facilities, classifying them on the international INES reporting scale
- participation in the preparation of the Nuclear Safety Standards (NUSS) of the IAEA.

GRS shall continue to aim at the establishment of a comprehensive international safety partnership by maintaining the links with its partners and participating in the work of international safety organisations.

U. Erven

Jahresbericht 1996 SS

8.1 Entwicklung der deutsch-französischen Sicherheitsanforderungen für zukünftige Druckwasserreaktoren und ihre internationale Diskussion

Die Mitarbeit bei der Entwicklung eines gemeinsamen deutsch-französischen Sicherheitsansatzes ist schon seit mehreren Jahren ein Schwerpunktthema der GRS, und wird vom BMU gefördert (Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Anforderungen an neue Konzepte für Leichtwasserreaktoren). Aufbauend auf dem ersten gemeinsamen Grundsatzpapier von GPR/RSK (Groupe Permanent chargé des Reacteures nucléaire / Reaktor-Sicherheitskommission) im Jahre 1993, das von GRS und IPSN vorbereitet wurde, entstanden in den folgenden Jahren 20 weitere GRS/IPSN-Berichte zu Einzelthemen, ebenfalls als Grundlage für Empfehlungen der GPR/RSK. Über die Vorgehensweise und einzelne Ergebnisse wurde im Jahresbericht 1993/94 berichtet. In den beiden darauffolgenden Jahren wurden unter anderem die folgenden Themen vertieft behandelt:

- Sekundärseitige Druckbegrenzung
- Ausgewählte Aspekte der Systemauslegung
- Schutz gegen Einwirkungen von innen
- Bruchausschlusskonzept
- Notkühlung
- Forschungs- und Entwicklungsprogramm

Zu diesen Punkten wurden gemeinsame Positionen von GRS und IPSN entwickelt. Dabei galt es einerseits, die nationalen Entwicklungen konsequent unter Nutzung von Erfahrungen zu integrieren und andererseits zu gemeinsamen Positionen zu kommen. Dies erfordert besonders bei solchen Themen ein intensives Diskutieren und Abwägen, bei denen die Vorgehensweisen und Erfahrungen in beiden Ländern unterschiedlich sind z.B. Automatisierungsgrad, Containmentauslegung usw. Bei der Harmonisierung der Anforderungen ist zu beachten, dass mit zunehmender Detaillierung der Aussagen gemeinsame Positionen schwieriger zu erreichen sind.

Nachfolgend werden zwei übergeordnete Aspekte aufzeigt:

- die Kontinuität, mit der in der Vergangenheit Sicherheitstechnik entwickelt wurde und in den gemeinsamen deutsch-französischen Ansatz einging am Beispiel eines Prinzips der Systemauslegung,
- die internationale Bedeutung, die der deutsch-französische Harmonisierungsprozess mittlerweile erlangt hat am Beispiel eines EU-Projektes, an dem die GRS maßgeblich mitwirkt.

Entwicklung der Anforderungen an die Systemtechnik

Grundsätze

In dem neuen deutsch-französischen Sicherheitsansatz für zukünftige Druckwasserreaktoren spiegelt sich nicht nur die Harmonisierung zwischen deutschen und französischen Anforderungen wider, sondern auch eine deutliche Weiterentwicklung gegenüber dem derzeitigen hohen Sicherheitsniveau in beiden Ländern. Einige der empfohlenen technischen Grundprinzipien sind:

- Das "Defence-in-Depth"-Prinzip soll das grundlegende Sicherheitsprinzip bleiben und weiter ausgebaut werden.
- Die Auslegungsbasis soll deterministisch sein, ergänzend sollen jedoch verstärkt probabilistische Methoden herangezogen werden.
- Der Rückfluss aus der Betriebserfahrung in beiden Ländern soll für die Auslegung intensiv genutzt werden.

 Die Möglichkeiten von Fehlern gemeinsamer Ursache sollen so weit wie möglich ausgeschlossen werden (Diversität, räumliche Trennung etc.).

Diese Aussagen lassen erkennen:

- Trotz des vorhandenen hohen Sicherheitsniveaus wird eine weitere Verbesserung angestrebt.
- Die kontinuierliche Entwicklung ("evolutionary concept") spielt eine große Rolle in der Sicherheitsstrategie.

Anforderungen an die Qualität von Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Störfällen waren schon immer ein entscheidendes Element der Sicherheitsgarantie, wobei diese Anforderungen im Laufe der Zeit verfeinert wurden (Redundanz, Diversität, Schutz gegen übergreifende Einwirkungen, Fail-Safe-Prinzip, Prüfungen). Bei besonders wichtigen Funktionen wie Schnellabschaltung und Notspeisewasserversorgung wurden besondere Maß-

nahmen verlangt, um eine sehr hohe Zuverlässigkeit zu erreichen (z.B. gerätetechnische Diversität der Auslöserelais der Schnellabschaltung, zusätzliche oder hochredundante Notspeisesysteme). Für zukünftige Reaktoren zielen die Anforderungen auf eine weitere Erhöhung der Zuverlässigkeit ab, insbesondere in Bezug auf Fehler gleicher Ursache und anlageninterne übergreifende Einwirkungen.

Schutz redundanter Sicherheitseinrichtungen vor übergreifenden Einwirkungen

Das Redundanzprinzip war schon frühzeitig in den Anforderungen an die Auslegung von Sicherheitssystemen verankert (Einzelfehlerkonzept). Dieses Prinzip kann aber nur dann voll wirksam werden, wenn Maßnahmen zum Schutz redundanter Sicherheitssysteme vor anlageninternen übergreifenden Einwirkungen vorgesehen sind.

In der technischen Umsetzung lassen sich dieses Prinzip und seine konsequente Weiterentwicklung erkennen, wie am Beispiel der räumlichen Anordnung der Sicherheits-Leittechnik gezeigt wird.

Bereits in deutschen Kernkraftwerken, die in den 70er Jahren errichtet wurden, sind die einzelnen Redundanzen in getrennten Räumen innerhalb des Schaltanlagengebäudes untergebracht (Bild 8.1). Auch bei der Auslegung der Lüftungsanlagen wurden Maßnahmen zur Vermeidung übergreifender Einwirkungen berücksichtigt. Ein weiterer Schritt in Richtung einer noch deutlicheren räumlichen Trennung wird bei der neuesten Generation deutscher Druckwasserreaktoren sichtbar, wo die einzelnen Stränge der viersträngig ausgelegten Sicherheitssysteme in vier baulich getrennten Gebäudescheiben mit scheibenzugeordneten Lüftungsanlagen angeordnet sind (Bild 8.2).

Die weiter erhöhten Sicherheitsziele beim European Pressurized Water Reactor (EPR), nämlich die weitere Verringerung der Kernschmelzhäufigkeit, "Praktischer Ausschluß" von Ereignissen mit frühzeitigen, hohen radioaktiven Freisetzungen, haben auch Konsequenzen bezüglich der Anforderungen an die räumliche Trennung redundanter Sicherheitssysteme. In den GPR/RSK-Empfehlungen von 1993 wird betont, dass das Prinzip der physikalischen und räumlichen Trennung so weit wie möglich anzuwenden ist, insbesondere als Auslegungsmaßnahme gegen interne Ereignisse wie Brand und Überflutung. Auch Hilfsfunktionen, wie Energieversorgung, Regelung, Kühlung usw., sollen in

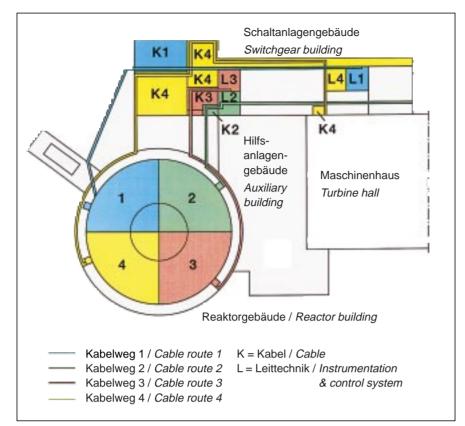


Bild 8.1: Älterer deutscher Druckwasserreaktor – Übersicht über die redundante Leittechnik und Kabel

Figure 8.1: Older German PWR -

schematic diagram of instrumentation & control system redundancies and cable routes

diesem Sinne weitestgehend räumlich getrennt sein.

Wie diese von GRS und IPSN entworfenen und von GPR und RSK verabschiedeten Anforderungen im EPR-Auslegungsentwurf verwirklicht sind, zeigt Bild 8.3. Jede Redundanz ist in einem getrennten Gebäude (Safeguard-Building 1-4) untergebracht, einschließlich der Hilfsfunktionen. Auch die Lüftungssysteme sind getrennt. Ein zusätzlicher Vorteil ist dabei die enge Anbindung der verfahrenstechnischen Sicherheitseinrichtungen an die Leittechnik mit kurzen Kabelwegen.

Dies ist nur ein Beispiel, an dem gezeigt werden kann, wie eine kontinuierliche Entwicklung eines Landes in einem gemeinsamen harmonisierten Konzept Eingang findet. Ebenso könnte eine solche Entwicklung auch an Beispielen aus Frankreich aufgezeigt werden.

Internationale Bedeutung des deutsch-französischen Sicherheitsansatzes

An einem weiteren Beispiel soll ein anderer Aspekt der zukünftigen Bedeutung des deutsch-französischen Sicherheitsansatzes erläutert werden. Beide Länder haben

das Anliegen, ihren gemeinsamen Sicherheitsansatz für zukünftige Reaktoren international bekanntzumachen, zu diskutieren, zu rechtfertigen und in wesentlichen Teilen in einen internationalen Harmonisierungsprozess einzubringen.

Auch hier wird abgestimmt vorgegangen. Um das Konzept bekannt zu machen, wurde es auf internationalen Tagungen (z.B. ARS '96 in den USA, 10th Pacific Basin Conference in Japan) vorgestellt und diskutiert. Für eine weitere fachliche Vertiefung boten sich verschiedene Seminare in Ländern an, die von sich aus ein großes Interesse an dem Konzept zeigten, wie z.B. Russland oder Indonesien. Neben Aktionen in einzelnen Ländern wurde besonderer Wert auf eine breite internationale Diskussion gelegt. Hier sind besonders die EU und die IAEA zu nennen.

Bei der IAEA wurde die Philosophie des deutsch-französischen Sicherheitsansatzes in verschiedenen "Technical Committee Meetings" und "Advisory Group Meetings" mit GRS-Beteiligung vorgestellt und verteidigt, nachdem einige frühere Ansätze dazu (z.B. die Erweiterung des "Defence in Depth"-Konzepts) bereits in allgemeine IAEA-Sicherheitsprinzipien Eingang fanden (INSAG-5, Safety Conference, Safety Principles). Bei dem Versuch, einen möglichst breit angelegten Konsens über Sicherheitsanforderungen an zukünftige Reaktoren zu finden, entstand das TEC-DOC-801, in dem verständlicherweise wegen des angestrebten weltweiten Konsenses das deutsch-französische Konzept nicht vollständig und vor allem nicht in voller Deutlichkeit wiederzufinden ist. Während einige allgemeine Grundprinzipien, wie verbesserte Auslegung gegen Fehler gemeinsamer Ursache und gegen Bedienungsfehler, übernommen wurden, gibt es bei der Ausweitung des Defence-in-Depth-Prinzips erhebliche Auffassungsunter-

Land Country	Institution
Belgien <i>Belgium</i>	AVN (AIB-Vincotte Nuclear)
Deutschland Germany	GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH)
England <i>UK</i>	AEA Technology plc.
Frankreich France	IPSN (Institut de Protection et de Sûretè Nucléaire)
Italien Italy	ANPA (Agenzia Nazionale Per La Protezione Dell'Ambiente)
Spanien Spain	CIEMAT (Centro De Investigatciones Energeticas, Medioambientales Y Tecnologicas)

Tabelle 8.1: Teilnehmer am TSO-Study Projekt Table 8.1: Participants in the TSO Study Project

schiede über deren Ausmaß. Dass auch bei Unfällen mit Kernschmelzen keine einschneidenden Maßnahmen des externen Notfallschutzes notwendig sein dürfen, wird von einigen Ländern wie z.B. den USA nicht mitgetragen.

Ein weiteres Forum für die internationale Diskussion ist die EU. Hier existiert das Projekt "TSO Study Project on Development of a Common Safety Approach in EU Countries for Large Evolutionary PWRs*, dessen Koordination mit der EU durch die GRS/IPSN-Tochter RISKAUDIT erfolgt. Die teilnehmenden TSO (Technical Safety Organisations) sind in Tabelle 8.1 aufgeführt. Allgemeines Ziel dieses Vorhabens ist es, durch die Zusammenarbeit der TSO eine gemeinsame Betrachtungsweise von Sicherheitsaspekten für zukünftige evolutionäre DWR zu fördern. Wesentliche Grundlage für diese Arbeiten sind die gemeinsamen Empfehlungen von GPR und RSK.

Nach einer Zusammenstellung nationaler Übersichten über Stand und Entwicklung von Sicherheitsanforderungen wurde der deutsch-französische Sicherheitsansatz intensiv diskutiert. 12 "key issues", die als sicherheitstechnisch besonders relevant erachtet wurden und für die man weiteren Diskussionsbedarf erkannte, wurden für eine vertiefte Analyse ausgewählt (Tabelle 8.2).

In einem Vergleich der einzelnen nationalen Vorgehensweisen mit dem deutschfranzösischen Sicherheitsansatz ergaben sich besonders auf drei Gebieten Unterschiede, die vertiefte Diskussionen erforderlich machen, wenn man eine gemeinsame Sichtweise anstrebt. Dies betrifft

- die radiologischen Auswirkungen von schweren Unfällen mit Kernschäden,
- die deterministische und probabilistische Basis zur Identifizierung von Szenarien schwerer Unfälle und
- die Anwendung quantitativer probabilistischer Grenzwerte.

Zusammenfassend kann gesagt werden, dafl im bisherigen Projekt – eine Fortschreibung ist vorgesehen, das jetzige Projekt endet Mitte 1997 – ein wichtiger Schritt in der Entwicklung eines gemeinsa-

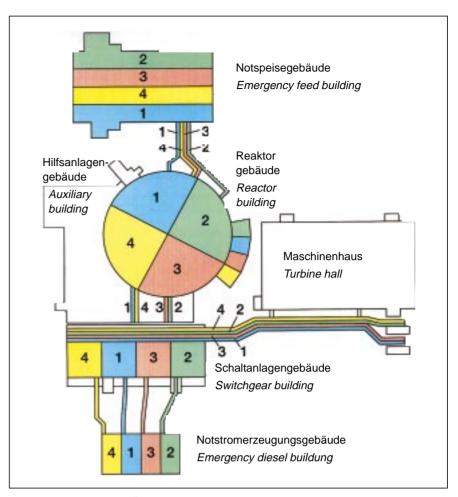


Bild 8.2: Konvoi-Anlage – Übersicht über die Redundanztrennung

Figure 8.2: Konvoi plant – schematic diagram of the physical separation of redundancies

men Sicherheitsansatzes der TSO für zukünftige Druckwasserreaktoren gemacht wurde. Ein Nachfolgevorhaben hat eine Vertiefung von Einzelthemen und eine weitere Harmonisierung in Punkten mit unterschiedlicher Sichtweise zum Ziel.

Schlussbemerkung

Die deutsch-französischen Arbeiten zu Sicherheitsanforderungen an zukünftige Druckwasserreaktoren werden intensiv weitergeführt, vor allem mit dem Ziel, die bisher entwickelte Sicherheitsphilosophie in ein Konzept von Sicherheitsanforderungen umzusetzen, auf deren Basis eine erste Sicherheitsbewertung des EPR-Konzeptes erfolgen kann. Das Auslegungs-

konzept des EPR soll in Form des "Basic Design Reports" ab Herbst 1997 vorliegen. Es wird erwartet, daß der "Basic Design Report" eine solche Auflösung und Detaillierung aufweist, daß er als Grundlage für einen ersten Bewertungsschritt dienen kann.

Die Bedeutung des deutsch-französischen Sicherheitskonzeptes und das internationale Interesse, das es bereits erfahren hat, verpflichten die GRS, auch die internationalen Aktivitäten weiter zu betreiben, insbesondere mit dem Ziel, auf möglichst breiter internationaler Basis in Anlehnung an die hohen deutsch-französischen Sicherheitsanforderungen die Standards für zukünftige Reaktoren festzuschreiben.

8.1 Development and International Discussion of Franco-German Safety Requirements for Future Pressurised Water Reactors

Collaboration in the development of a common Franco-German safety approach has been a central issue for GRS for many years and is promoted by the BMU (Further development of safety-related requirements for new light water reactor concepts). Building on the first GPR/RSK (Groupe Permanent chargé des Reacteures nucléaires / Reaktor-Sicherheitskommission) statement of principles that was prepared by GRS and IPSN and issued in 1993, a further 20 GRS/IPSN reports on individual topics were issued during the years that followed and were also used as a basis for GPR/RSK recommendations. The procedure and the individual results were described in the GRS Annual Report of 1993/94. During the two years that followed, a range of topics was investigated in detail, among them those listed below:

- secondary-side pressure limitation
- selected aspects of systems design
- break-preclusion concept
- emergency cooling
- research & development programme.

A common GRS/IPSN position on these aspects was worked out. In this context it was necessary on the one hand to integrate national developments consequently, including the use of knowledge from experience, and on the other hand to arrive at common positions. This called for intense discussions and careful considerations, especially as regards those topics where procedures and experiences in the two countries differ, e.g. concerning the degree of automation, containment design, etc. On harmonising the requirements it has to be taken into account that the more detailed the statements are, the more difficult does it become to find a common position.

In the following, two general aspects are discussed:

- the continuity with which safety technology has been developed in the past and integrated in the common Franco-German approach, demonstrated on the example of one systems design principle,
- the international significance that the Franco-German harmonisation process has gained by now, demonstrated on the example of a EU-sponsored project in which GRS is taking a leading role.

Development of requirements for systems technology

Principles

The new Franco-German safety approach for new pressurised water reactor concepts mirrors not only the harmonisation of German and French requirements but also a clear further development compared to the current high level of safety in both countries. The basic principles that have been recommended include among others the following:

- The defence-in-depth concept is to remain the underlying fundamental safety principle and is to be extended further.
- The design basis is to be deterministic, but in addition probabilistic methods are to be increasingly applied.
- Feedback from operating experience in the two countries is to be carefully considered in the design.

 Possible common-cause failures are to be precluded to the largest possible degree (diversity, physical separation, etc.).

This allows the following conclusions:

- Despite an already existing high level of safety, great efforts are made to achieve further improvements.
- Constant development ("evolutionary concept") plays a major role in the safety strategy.

Requirements for the quality of safety systems used to control accidents have always been a decisive element of the guarantee for safety: they, too, have been refined during the course of time (redundancy, diversity, protection against commoncause initiators, fail-safe principle, inspections). In the case of particularly important functions, like reactor scram and emergency feedwater supply, special measures were stipulated in order to achieve very high reliability (e.g. device-related diversi-

ty regarding the actuating relay of the reactor scram system, additional and highly redundant emergency injection systems). For future reactors, the requirements are aiming at a further increase in reliability, especially with regard to common-cause failures and plant-internal common-cause initiators.

Protection of redundant systems against common-cause initiators

Since very early on, the redundancy principle has been part of the requirements for the design of safety systems (single-failure concept). However, this principle can only become fully effective if measures are provided to protect redundant safety systems against plant-internal common-cause initiators.

This principle and its consequent development are mirrored in the technical implementations, as will be explained on the example of the physical configuration of the safety instrumentation & control system.

German nuclear power plants built in the 70s already had their individual redundancies housed in separate rooms within the switchgear building (Fig. 8.1). Measures to prevent common-cause initiators were also considered in the design of the ventilation systems. A further step in the direction of even more stringent physical separation can be seen in the case of the most recent generation of pressurised water reactors, where the different trains of the four-train design of the safety systems are accommodated in four separate redundant buildings with separate ventilation systems for each redundancy (Fig. 8.2).

The even higher safety objectives of the European Pressurized Water Reactor (EPR), namely the further reduction of the core-meltdown frequency and the "practical exclusion" of events involving early, large-scale releases of radioactivity, also have consequences with regard to the requirements for the physical separation of redundant safety systems. The GPR/RSK recommendations of 1993 stress that the principle of physical and spatial separation is to be applied wherever possible, especially as a design measure against internal events such as fire and flooding. In this sense, auxiliary functions, too, like power supply, control, cooling, etc. are to be physically separated to the widest possible extent.

Figure 8.3 illustrates how these requirements, which were drafted by GRS and IPSN and passed by GPR and RSK, have

Jahresbericht 1996 **CS**

Key Issue	Titel Title
1	Anwendung probabilistischer Sicherheitsbewertung bei Auslegung und Genehmigung
	Use of Probabilistic Safety Assessment in design and licensing
2	Ausgewählter Quellterm und Notfallschutzplan
	Reduced environmental source term and emergency plan
3-4	Identifizierung aufgestellter auslösender Ereignisse und verbundener Annahmekriterien
	Identification of postulated initiating events (PIEs) and associated acceptance criteria
12	Sicherheitsrelevante E- und Leittechniksysteme (Hardware- und Software)
	Instrumentation and control systems important for safety (hardware and software aspects)
13+14	Systemaufbau
	System architecture
17	Verhalten passiver Systeme
	Passive systems behaviour
22	Praktischer Ausschluß einer Kernschmelze bei
	abgeschaltetem Zustand und offenem Sicherheitsbehälter Practical elimination of core melt in shutdown states
	with open containment
23	Praktischer Ausschluß einer Kernschmelze unter hohem Systemdruck
	Practical elimination of high pressure core melt
24	Praktischer Ausschluß einer Kernschmelze unter Umgehung des Sicherheitsbehälters
	Practical elimination of core melt with containment bypass
25	Praktischer Ausschluß einer bedeutenden frühen Freisetzung aufgrund von Sicherheitsbehälterversagen
	Practical elimination of large early releases resulting from containment failure
26	Schadensminderung bei Niederdruck-Kernschmelzunfällen und Durchschmelzen des RDB
	Mitigation of low pressure core melt and vessel melt-through
5+27	Identifizierung schwerer Unfälle: Methodik und Annahmekriterien
	Identification of severe accidents:
	methodology and acceptance criteria

Tabelle 8.2: Von den TSO ausgewählte "key safety issues" Table 8.2: Key safety issues selected by the TSOs

been implemented in the draft design of the EPR. Each redundancy is housed in a separate building (safeguard buildings 1-4), including the auxiliary functions. The ventilation systems are separate, too. An additional advantage in this connection is the close link between the process-related safety systems and the I&C system via short cable routes. This is only one example to show how the continuous development of one country can find its way into a common, harmonised concept. This is also true of French developments.

International relevance of the Franco-German safety approach

A further example is to illustrate another aspect of the future relevance of the

Franco-German safety approach. Both countries wish to present their common safety approach for future reactors to an international audience, to discuss and justify it, and to introduce its major components into an international harmonisation process.

Here, procedures are also closely co-ordinated. To make the concept more widely known, it was introduced and discussed at international conferences (e.g. ARS '96 in the US, 10th Pacific Basin Conference in Japan). Different seminars presenting more technical details were conducted in countries that showed great interest in the concept for their own reasons, e.g. Russia and Indonesia. Apart from presentations in individual countries, great emphasis was laid on discussions on a broad, international level, in particular within the EU and the IAEA.

At the IAEA, the philosophy of the Franco-German safety approach was presented and justified in several different Technical Committee Meetings and Advisory Group Meetings with participation of GRS experts; before that, some of the earlier approaches in this connection (e.g. the extension of the Defence-in-Depth concept) had already been included in general IAEA safety principles (INSAG-5, Safety Conference, Safety Principles). The attempt to reach the furthest-reaching consensus on safety requirements for future reactors resulted in TECDOC-801 in which, understandably, the Franco-German concept is neither mirrored to the full nor with its original clarity due to the efforts to reach world-wide consensus. While some general principles, like an improved design against common-cause failures and inadvertent operator actions, have been adopted, there exist considerable differences of opinion concerning the extension of the Defence-in-Depth concept and how far it should go. Some countries, like e.g. the USA, are not happy with the idea that it must be possible to do without trenchant plant-external emergency measures even in the case of accidents involving core meltdown.

Another international forum for discussion is the EU. Relevant in this respect is the project ,TSO Study Project on Development of a Common Safety Approach in EU Countries for Large Evolutionary PWRs", which is co-ordinated with the EU by RISK-AUDIT, the subsidiary of GRS and IPSN. The participating TSOs (Technical Safety Organisations) are listed in Table 8.1. The general aim of this project is to promote a

common view regarding safety aspects for future evolutionary PWRs by means of cooperation between TSOs.

Following a compilation of national surveys of the current status and the development of safety requirements, the Franco-German safety approach was discussed in depth. 12 key issues were selected for further detailed analyses (Table 8.2); they are considered particularly relevant and were found to require further discussion.

When the individual national procedures were compared with the Franco-German safety approach it turned out that differences existed particularly in three areas. These need to be discussed in great detail if a common point of view is to be achieved. The differences concern

the radiological consequences of severe core meltdown accidents

- the deterministic and probabilistic basis for identifying severe accident scenarios
- the application of quantitative probabilistic limits.

In summary, it can be said that the project so far - a follow-up project is planned, the current one will be concluded in the summer of 1997 - has been an important step in the development of a common safety approach of the TSOs for future pressurised water reactors. The aim of a follow-up project will be to intensify work on individual topics and to harmonise further any points where there exist different views.

Concluding remark

The Franco-German activities regarding safety requirements for future pressurised water reactors will be continued at great intensity, mainly with the aim to include the

safety philosophy developed so far into a concept of safety requirements on the basis of which a first safety assessment of the EPR concept can be performed. The EPR design concept is said to be available from autumn 1997 in the form of a "Basic Design Report". It is expected that this "Basic Design Report" will be detailed enough to serve as a basis for a first assessment. The great relevance of the Franco-German safety concept and the international attention it has already received have placed GRS under the obligation to continue the international activities in this field, too, especially with the aim to establish the standards for future reactors on the widest-possible international basis, following the example of the high Franco-German safety standards.

W. Frisch

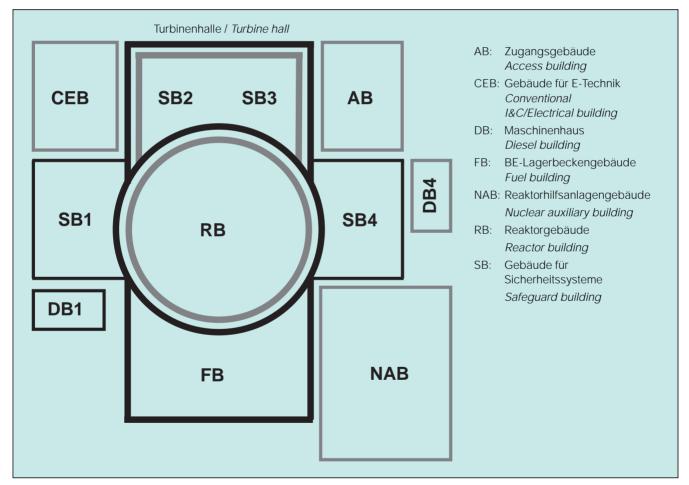


Bild 8.3: Der European Pressurized Water Reactor (EPR) – Gebäudeanordnung und Redundanztrennung Figure 3: The European Pressurized Water Reactor (EPR) – Building arrangement and physical separation of redundancies

90 Jahresbericht 1996 **SS**

8.2 Zusammenarbeit mit osteuropäischen Partnern zur Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa

In den vergangenen Jahren wurden von deutscher Seite erhebliche Beiträge zur Verbesserung der kemtechnischen Sicherheit in Osteuropa geleistet. In direkter bilateraler Zusammenarbeit, aber auch im Rahmen multilateraler Förderungsprogramme sind dabei Verbesserungen erreicht und Erfolge erzielt worden. Andererseits hat sich jedoch gezeigt, dass die Probleme erheblich schwieriger sind als ursprünglich abzusehen war. Nach wie vor gibt es ungelöste Schlüsselprobleme. Vor allem in älteren Anlagen bestehen weiterhin schwere Sicherheitsmängel, und auch die Folgen des Unfalls in Tschernobyl sind noch lange nicht bewältigt. Im folgenden wird auf die allgemeine Situation der Kemenergienutzung in Osteuropa eingegangen und die Unterstützungsprogramme erläutert

Situation der Kernenergie in Osteuropa

In elf mittel- und osteuropäischen Staaten werden an 23 Standorten (einschließlich Armenien und Kasachstan) 67 Kemkraftwerksblöcke mit einer installierten elektrischen Leistung von ca.47 GW betrieben. 45 Kernkraftwerke besitzen einen Druckwasserreaktor vom Typ WWER-440 bzw. WWER-1000. In Russland werden darüber hinaus KKW mit anderen Reaktoren betrieben, wie z.B. der Schnelle Brüter BN-600 in Beloyarsk.

Kernkraftwerke russischer Bauart mit anderen als WWER-Reaktoren werden außerhalb Russlands nur noch in drei Ländern betrieben: Block 3 im ukrainischen Tschernobyl (RBMK-1000), die beiden Blöcke 1 und 2 von Ignalina in Litauen (RBMK 1500) und der Schnelle Brüter BN-350 im kasachischen Aktau. Die kasachische Anlage dient neben der Energieerzeugung auch zur Meerwasserentsalzung.

Nach Jahren des ständigen Ausbaus der Kernenergie wurden seit 1990 nur noch zwei KKW in Betrieb genommen. Ursachen für die Drosselung des weiteren Kernenergieausbaus sind Finanzierungsschwierigkeiten und veränderte sicherheitstechnische Anforderungen. Der Reaktorunfall von Tschernobyl leitete eine Wende in der Kernenergieentwicklung ein. Er beschleunigte die Implementierung neuer sicherheitstechnischer Anforderungen in das Regelwerk, leitete die Überprüfung aller Reaktoren ein und öffnete die internationale kemtechnische Kooperation mit dem Westen.

Eine ganze Reihe ungünstiger Faktoren, insbesondere in Russland und der Ukraine – wie nicht Selbstkosten deckende Energiepreise, verschlechterte wirtschaftliche und wissenschaftlich-technische Infrastruktur – wirken sich negativ aus. Sie verzögern nicht nur die Fertigstellung von in Bau befindlichen Kernkraftwerken, sondern betreffen auch die in Betrieb befindli-

chen Anlagen. So treten Engpässe bei der Versorgung mit frischem Brennstoff und bei der Rückführung von abgebranntem Brennstoff auf. Auch die rechtzeitige Bezahlung der Belegschaft ist nicht immer gewährleistet. Notwendige Investitionen für Ertüchtigungsmaßnahmen und zur vorbeugenden Instandsetzung können nicht rechtzeitig durchgeführt werden.

Aus wirtschaftlicher Sicht stellen die KKW einen stabilisierenden Faktor in der Stromversoraung dar, denn die konventionelle Energiewirtschaft ist meist auf Brennstoffimporte angewiesen und hat mit den überwiegend älteren Anlagen große technische Probleme. Das wird auch in den unterschiedlichen Anteilen der verschiedenen Energiearten, an der installierten Leistung und an der Stromerzeugung deutlich. So lag beispielsweise in der Ukraine 1996 der nukleare Anteil an der Stromerzeugung im Jahresdurchschnitt bei ca. 36,6 %, in den Wintermonaten sogar bei 45 %, obwohl der Anteil an der installierten Kraftwerksleistung nur 26 % beträgt.

In den westlichen Ländern wurde 1992 beim Beschluss des Multilateralen Aktionsprogramms der G7-Staaten zur Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa erwartet, dass die Kernkraftwerke mit den schwerwiegendsten Sicherheitsmängeln, die RBMK und die Druckwasserreaktoren der ersten Generation, die WWER-440/W-230, vorzeitig abgeschaltet würden. Diese Erwartung hat sich nicht bestätigt. Vielmehr ist damit zu rechnen, dass auch diese Anlagen bis zum Ende ihrer ursprünglich projektierten Lebensdauer von 30 Jahren betrieben werden. In Armenien wurde sogar einer der beiden Blöcke des KKW Medzamor, das im Jahr 1989 abgeschaltet worden war, erneut wieder in Betrieb genommen. In der Ukraine gibt es immer wieder Überlegungen, das KKW Tschernobyl auch nach dem Jahr 2000 weiterzubetreiben. Selbst die bereits abgeschalteten älteren RBMK-Blöcke 1 und 2 werden in Reserve gehalten.

Der weitere Ausbau der Kernenergie ist in einigen Ländern vorgesehen. Russland will mit weiterentwickelten WWER-Reaktoren (WWER-640 und NP-1100) die alten Kemkraftwerke schrittweise ersetzen, die Kernenergie im eigenen Land ausbauen und ebenso auch Marktanteile für den Export von Kemkraftwerken und von elektrischem Strom zurückgewinnen.

Reaktorsicherheit

Die grundlegenden technischen Mängel in der ursprünglichen Auslegung der russischen WWER- und RBMK-Reaktoren sind heute gut bekannt. Die deutschen Erfahrungen mit den WWER-Anlagen in Rheinsberg, Greifswald und Stendal sowie die für diese Kemkraftwerke von der GRS gemeinsam mit russischen und französischen Wissenschaftlern durchgeführten Sicherheitsanalysen haben nicht unwesentlich hierzu beigetragen. Darüber hinaus liegen Sicherheitsanalysen für eine ganze Reihe weiterer Anlagen vor, die in direkter Zusammenarbeit mit den Ländern Osteuropas und im Rahmen der EU-Förderprogramme PHARE und TACIS durchaeführt worden sind.

Die Sicherheitsuntersuchungen an konkreten Anlagen zeigen allerdings, dass mit zunehmender Betriebsdauer die spezifischen Besonderheiten der einzelnen KKW, wie Betriebsführung, Erhaltungs- und Ertüchtigungszustand, verstärkt den sicherheitstechnischen Status bestimmen. Die Einschätzung des sicherheitstechnischen Status der einzelnen Anlagen erfordert deshalb genauere anlagenspezifische Untersuchungen.

Die Druckwasserreaktoren WWER-440/W-230 und die RBMK-Reaktoren weisen in ihrer sicherheitstechnischen Auslegung grundlegende Mängel auf, die nicht ohne weiteres behoben werden können. So besitzen diese Anlagen keinen ausreichenden Sicherheitseinschluss, der internationalen Anforderungen entspricht. Um jedoch einen weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu ermöglichen, wurden in den vergangenen Jahren in fast allen Anlagen Maßnahmen vorgenommen, mit denen gravierende Sicherheitsmängel behoben werden konnten.

Bei den W-230er-Anlagen handelt es sich bei den Verbesserungen hauptsächlich um Maßnahmen, mit denen die Betriebssicherheit erhöht worden ist. Des weiteren wurden einige anlagentechnische Verbesserungen, wie z.B. der Einbau schnellschließender Armaturen in den Frischdampfleitungen vorgenommen.



Bild 8.4: Das Kemkraftwerk Saporoshje/Ukraine ist mit sechs Blöcken von jeweils 1000 MW installierter elektrischer Leistung das größte KKW in Europa.

Figure 8.4: With its six reactors units of 1000 MW installed electric capacity each, the Zaporozhe nuclear power plant in the Ukraine is the largest NPP in Europe.

Für den Betrieb der W-230er-Reaktoren kommt dem Sicherheitsnachweis zur Integrität des Reaktorkühlkreises, seiner Komponenten und Rohrleitungen eine hohe Bedeutung zu. Ein besonderes Problem ist dabei die strahlenbedingte Materialversprödung in der kernnahen Schweißnaht des Reaktordruckbehälters. Diese kann durch Glühen des Druckbehälters im Bereich der Schweißnaht weitgehend wieder rückgängig gemacht werden. Mit Ausnahme der Reaktoren Kosloduj, Block 4, und Medzamor, Block 2, wurden alle Druckbehälter der W-230er-Anlagen geglüht.

In allen RBMK-Reaktoren wurden inzwischen Maßnahmen zur Verbesserung der reaktorphysikalischen Auslegung, der Abschalteinrichtungen und zu den Betriebsvorschriften vorgenommen. Insbesondere wurden die spezifischen Mängel in der ursprünglichen Auslegung, die in bestimmten Betriebszuständen zu einer selbständigen Leistungserhöhung (positiver Voideffekt) führen, weitgehend behoben. Mit den Maßnahmen wurden erhebliche Vorkehrungen gegen Reaktivitätsstörfälle getroffen. Eine Wiederholung des Unfalls wie in Tschernobyl erscheint danach heute kaum noch möglich. Nach wie vor aber bestehen in den RBMK-Reaktoren gravierende Sicherheitsmängel, die zu einem Störfall oder Unfall führen können.

Die Druckwasserreaktoren der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213 und WWER 1000/W-320 können grundsätzlich auf ein Sicherheitsniveau nachgerüstet werden, das internationalen Anforderungen entspricht. In vielen Fällen fehlen allerdings

die finanziellen Mittel, um alle erforderlichen Nachrüstmaßnahmen kurzfristig realisieren zu können. Es sind dann, ebenso wie in älteren Anlagen, kompensatorische Maßnahmen notwendig, mit denen für eine befristete Betriebszeit bestehende Defizite ausgeglichen werden.

Von Rosenergoatom, dem russischen Betreiberkonzern, ist für die in Betrieb befindlichen WWER-1000/W-320-Reaktoren ein Modernisierungsprogramm ausgearbeitet worden. Die GRS hat hierzu in Zusammenarbeit mit den zuständigen russischen Organisationen eine fachliche Stellungnahme erarbeitet und ergänzende Empfehlungen abgegeben.

Gegenwärtig werden für eine Reihe von Anlagen mit WWER-1000/W-320-Reaktoren umfassende Nachrüstungen geplant. Mit Ausnahme der (bereits in Betrieb befindlichen) Blöcke 5 und 6 des KKW Kosloduj handelt es sich dabei um Anlagen, die nach längerer Bauunterbrechung in den nächsten Jahren fertiggestellt und in Betrieb genommen werden sollen.

Atomrechtliche Grundlagen

Die gesetzlichen Grundlagen zur Regelung von Verantwortung und Zuständigkeit in der Kernenergie wurden durch das Inkrafttreten nationaler Atomgesetze in allen osteuropäischen Ländern inzwischen geschaffen, so z.B. in Russland und in der Ukraine jeweils im Jahre 1995.

Deutsche Beiträge zur Unterstützung osteuropäischer Staaten

Von 1990 bis 1995 sind vom BMU etwa 150 Mio. DM für die bilaterale Förderung zur Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa bereitgestellt worden, vom BMBF weitere 20 Mio. DM für den Methodentransfer und die wissenschaftliche Zusammenarbeit. Hinzu kommen ca. 300 Mio. DM und 40 Mio. DM, die als deutsche Beiträge zu den Programmen der EU und zum Nuklearen Sicherheitsfond (NSA) der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) bisher eingebracht worden sind. Etwa 10 % des Budgets der EU-Projekte PHARE und TACIS entfallen dabei auf die Unterstützung der Sicherheitsbehörden und ihrer wissenschaftlichtechnischen Organisatoren.



Bild 8.5: Die Schutzhaube eines Reaktors im gemeinsamen Reaktorsaal der beiden WWER-440/W-213-Blöcke im KKW Rowno

Figure 8.5: The protecting cover of a reactor in the common reactor building housing the two VVER-440/V-213 units in the Rovno NPP.

Jahresbericht 1996 **GS**

Einen besonderen Schwerpunkt der deutschen Unterstützung bildet das BMU Förderungsprogramm. In diesem Programm wird von einem integralen Ansatz ausgegangen, mit dem eine auf westlichen Kriterien begründete Sicherheitsphilosophie vermittelt und hierzu notwendige Strukturen aufgebaut werden.

Zentrales Element des Programms ist die Unterstützung beim Aufbau unabhängiger Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und ihrer wissenschaftlich-technischen Organisationen. Dabei ging es zunächst um den Aufbau einer leistungsfähigen DV-Ausstattung und die Verbesserung der Kommunikationsstruktur. Ein weiterer Punkt betriffl die Vermittlung westlicher Methoden für Sicherheitsuntersuchungen. Hierzu werden Rechenprogramme bereitgestellt und Fachleute aus Behörden und wissenschaftlich-technischen Institutionen angeleitet, mit diesen Codes eigenständige Analysen durchzuführen.

In der Zusammenarbeit mit den Behörden ist in letzter Zeit die Unterstützung bei der

Erarbeitung sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien zunehmend wichtiger geworden. So werden derzeit gemeinsam mit den Behörden der Ukraine, Russlands und Bulgariens Anforderungen zur Erstellung von Sicherheitsberichten für Kernkraftwerke ausgearbeitet.

In einem besonderen Investitionsprogramm wurden vom BMU für Russland und die Ukraine auch finanzielle Mittel für technische Ausrüstungen bereitgestellt, jeweils 21 Mio. DM für die WWER-Anlagen Balakowo (Russland) und Rowno (Ukraine). Die Ausrüstungen betreffen Geräte zur zerstörungsfreien Werkstoffprüfung und zur Diagnose, für den Brandschutz und die Kommunikationstechnik.

Fazit

Die Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Partnem muss weiter ausgebaut werden. Dabei ist jedoch stärker als bisher auf Schwerpunkte zu setzen, mit denen den osteuropäischen Ländern Anstöße zu eigenen Initiativen gegeben werden. Verstärkt notwendig sind gemeinsame Vorhaben östlicher und westlicher Fachleute. Damit das, was inzwischen an Zusammenarbeit und Partnerschaft zur Verbesserung der Sicherheit in Osteuropa aufgebaut und erreicht worden ist, auch auf Dauer Bestand hat, muss die bisherige Unterstützung mehr und mehr in eine langfristig angelegte Kooperation zwischen gleichen Partnern übergehen.



Bild 8.6: Reaktorschacht innerhalb des Containments des WWER-1000/W-320 im KKW Rowno Figure 8.6: The reactor cavity inside the containment of the VVER-1000/V-320 unit in the Rovno NPP

8.2 Co-operation with East-European Partners to Improve Nuclear Safety in Eastern Europe

Over the past years, Germany has made considerable contributions to enhancing nuclear safety in Eastern Europe. Improvements have been made and positive results achieved both through direct bilateral co-operation and within the framework of multilateral assistance programmes. However, the problems also turned out to be more difficult than had originally been thought. There still exist unresolved key issues. There are severe safety deficiencies above all in connection with the older plants, and it will be a very long time until the consequences of the Chernobyl accident are overcome. The following gives a survey of the general situation of nuclear energy use in Eastern Europe and describes the existing assistance programmes.

The nuclear energy situation in Eastern Europe

Eleven countries of Central and Eastern Europe operate a total of 67 nuclear power plant units with an installed electric capacity of approx. 47 GW at 23 different locations (including Kazakhstan and Armenia). 45 of these NPP units have pressurised water reactors of the VVER-440 and VVER-1000 types. Russia also operates NPPs with other reactors, e.g. the BN-600 fast breeder in Beloyarsk.

Outside Russia, only three other countries operate nuclear power plants with reactors of Russian design other than the VVER, namely the Ukraine (Chernobyl-3, RBMK-1000), Lithuania (Ignalina 1+2, RBMK-1500), and Kazakhstan (BN-350 fast breeder at Oktau). The Kazakh plant is not only used for power generation but also as a desalination plant.

After years of constant expansion of the nuclear energy sector, only two NPPs have been commissioned since 1990. The

causes of this cut-down of the nuclear expansion programme are financial difficulties and changed safety-related requirements. The Chernobyl accident brought about a change in the development of nuclear engineering. It speeded up the implementation of new safety requirements in the regulations, started off a review of all reactors, and opened the doors to international co-operation with the West in the field of nuclear engineering.

A whole range of unfavourable factors – like energy prices that do not cover prime costs and a worsened economic scientific-technical infrastructure – is having negative effects especially in Russia and the Ukraine. These factors do not only cause delays in the completion of nuclear power plants that are currently under construction, they also affect operating facilities. For example, there exist bottlenecks concerning the supply of fresh fuel and the return of spent fuel elements. Neither can wages always be guaranteed to be paid on time.



Bild 8.7: Steuerpult in der Warte eines WWER-440/W-230-Blockes im stillgelegten KKW Greifswald

Figure 8.7: Control desk in the control room of a VVER-440/V-230 unit in the decommissioned Greifswald NPP

Necessary investments for backfitting measures and preventive maintenance cannot always be made when they are needed.

From an economic point of view, the NPPs represent a stabilising factor in the overall energy supply because the conventional energy industry mostly depends on fuel imports and finds itself confronted by severe technical problems with the predominantly older plants. This is also illustrated by the different shares of the various types of energy production, the installed capacities, and the rate of power generation. In the Ukraine, for example, nuclear power plants generated an annual average of approx. 36.6 % of the country's energy supply in 1996. During the winter months, this share even rose to around 45% despite the fact that the installed capacity is only 26 %.

When the multilateral action programme of the G7 states to improve nuclear safety in Eastern Europe was agreed in 1992, the West expected that the nuclear power plants showing the most severe safety deficiencies - the RBMKs and first-generation VVER-440/V-230 pressurised water reactors – would be closed down before reaching the end of their lifetime. However, these expectations were not fulfilled. On the contrary, it has to be expected that these plants, too, will be operated until the end of their originally projected lifetime of 30 years. In Armenia, one of the two units

of the Medzamor NPP that had been shut down in 1989 was even restarted. In the Ukraine, there are considerations every now and again to continue operating the Chernobyl NPP beyond the year 2000. Even the already mothballed older RBMK units 1 and 2 are kept in reserve.

Some countries are planning to expand their nuclear energy programmes. Russia intends to replace her old nuclear power plants step by step with new VVER reactor developments (VVER-640 and NP-1100), expand the use of nuclear power in her own country, and also to win back her old share in the export market for nuclear power plants and electricity.

Nuclear safety

The fundamental technical shortcomings of the original designs of the Russian VVER and RBMK reactors are well known by now. German experiences with the VVER plants at Rheinsberg, Greifswald and Stendal as well as the safety analyses performed jointly with Russian and French experts have contributed a great deal to this knowledge. Moreover, there exist safety analyses for a whole range of other plants, performed in direct co-operation with the countries of Central and Eastern Europe and within the framework of the EU-sponsored PHARE and TACIS assistance programmes.

However, the safety analyses of concrete plants have shown that at an increasing length of the period of operation, the

specific characteristics of the individual NPPs, like e.g. operational management and the state of maintenance and backfitting, influence the plant's safety status at a growing rate. A judgement of the safety status of individual plants therefore requires more detailed plant-specific analyses.

The VVER-440/V-230 pressurised water reactors and the RBMK reactors have fundamental defects in their safety-related design which cannot be eliminated without difficulty. For example, these plants have no sufficient confinement which would correspond to international requirements. However, to make continued operation of these reactors possible, measures were implemented over the last few years in all of these plants, actually removing the most serious safety deficiencies.

The improvements applied to the V-230 plants mainly comprised measures to enhance operational safety. Furthermore, some technical improvements were implemented, like e.g. the installation of quick-acting valves in the main-steam lines.

In connection with the operation of the V-230 reactors, the safety certification of the integrity of the reactor coolant circuit and of its components and pipes is highly important. Here, one special problem is presented by radiation-induced material embrittlement affecting the weld seam of the reactor pressure vessel that lies close to the core. This process can be largely reversed by annealing the pressure vessel in the area of the weld seam. With the exception of the reactors Kozloduy-4 and Medzamor-2, all reactor pressure vessels of the existing V-230 plants have been annealed.

In all RBMK reactors, measures have by now been implemented to improve the reactor-physical design, shut-down systems, and plant operating procedures. In particular, the specific shortcomings of the original design, which under certain operating conditions led to a self-induced power surge (positive void effect), have been largely removed. These measures provided important precautions against reactivity accidents. Considering these upgrades, a repeat of an accident like the one at Chernobyl seems hardly possible from today's point of view.

The pressurised water reactors of the more recent VVER-440/V-213 and VVER-1000/V-320 types can on principle be upgraded to reach a level of safety that would fulfil international requirements. However, in many cases there is a lack of funds that would be needed to realise all the necessary back-

Jahresbericht 1996 **CS**

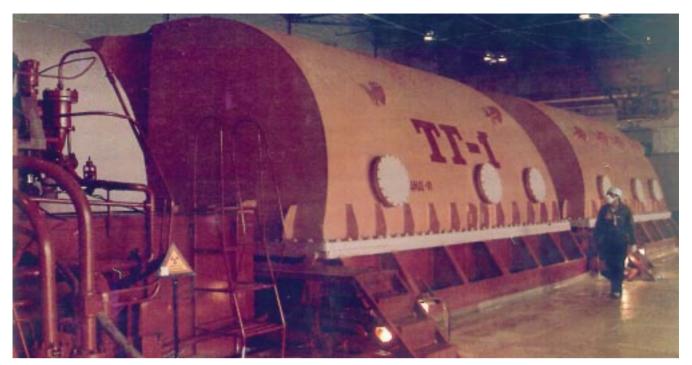


Bild 8.8: Turbine eines RBMK-Reaktors im KKW Tschernobyl Figure 8.8: Turbine of a RBMK reactor in the Chernobyl NPP

fitting measures without much delay. In these cases, compensatory measures similar to those applied to the older plants are necessary to compensate the existing deficiencies during a limited period of continued operation.

The Russian utility Rosenergoatom has drawn up a modernisation programme for the operating VVER-1000/V-320 plants. Together with the Russian organisations responsible, GRS prepared a technical comment on this programme and made additional recommendations.

At present, comprehensive upgrades are planned for a number of plants with VVER-1000/V-320 reactors. With the exception of (the already operating) units 5 and 6 of the Kozloduy NPP, these are plants that after a longer interruption in their construction are to be completed and taken into operation in the next few years.

Basic nuclear legislation

The legal basis regulating responsibilities and duties in the nuclear energy sector has in the meantime been established through the coming into force of atomic energy acts in all East European countries, which happened e.g. in Russia and in the Ukraine in

German contributions to the assistance for the countries of Eastern Europe

Between 1990 and 1995, the BMU spent about DM 150m on bilateral projects to

improve nuclear safety in Eastern Europe. A further DM 20m came from the BMBF, promoting the transfer of methods and scientific co-operation. In addition, there are approx. DM 300m and DM 40m that have been provided so far in the form of German contributions to the programmes of the EU and the Nuclear Safety Account (NSA) of the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD), respectively. About 10 % of the budget of the EU-sponsored PHARE and TACIS projects are spent on the support given to the safety authorities and their scientific and technical organisations.

One major point of German assistance is the BMU's aid programme. The integral approach assumed in this programme is to convey a safety philosophy that is based on Western criteria and to build up the necessary associated structures.

A central element of the programme is the support in the establishment of independent licensing and supervisory authorities and their scientific and technical organisations. Initially, this mainly concerned the provision of modern computer equipment and an improvement of the communication infrastructure. A further point has to do with the transfer of Western safety analysis methods. For this purpose, computer codes are made available and experts from the authorities and scientific and technical institutions are trained in their use to enable them to perform such analyses on their own.

Regarding the co-operation with the authorities, the assistance in drafting safety codes and guides has recently become more and more important. For example, requirements for the preparation of safety analysis reports for nuclear power plants are currently worked out together with the authorities in the Ukraine, Russia and Bulgaria.

In a special investment programme, the BMU has provided further funds to buy technical equipment for Russia and the Ukraine: DM 21m each for the VVER plants at Balakovo (Russia) and Rovno (Ukraine). The equipment includes devices for non-destructive material testing, diagnosis, fire protection, and information technology.

Conclusion

Co-operation with the East-European partners has to be further expanded. However, more emphasis than before has to be put on focal issues that will induce the East-European countries to develop their own initiatives. Increasingly necessary are joint projects involving Eastern and Western experts. The current form of the assistance will have to be more and more transformed into a long-term co-operation between equal partners if the achievements that have been made so far by the co-operation and partnerships aiming at an improvement of nuclear safety in Eastern Europe are to persist to have a lasting effect in the future.

F. W. Heuser

8.3 Sicherheitsbewertung des KKW Ignalina

Im Februar 1994 schlossen die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (European Bank for Research and Development, EBRD) und die Regierung Litauens einen Vertrag über die Finanzierung von Nachrüstmaßnahmen für das Kernkraftwerk Ignalina. Eine Bedingung für dieses Abkommen war die Durchführung einer vertieften Sicherheitsbewertung für das mit zwei Reaktoren vom TYP RBMK-1500 ausgestattete Kernkraftwerk. Mit Hilfe westlicher Ingenieurorganisationen (Vattenfall, AECL, ES-Konsult und Stone & Webster) sowie dem russischen Anlagenentwickler RDIPE wurde zunächst ein Sicherheitsbericht (Safety Analysis Report, SAR) erarbeitet und dieser dann von einem Team östlicher und westlicher Sicherheitsorganisationen (RISKAUDIT, AEAT, ANPA, GRS, IPSN, LEI, RRCKI, SCIENTECH) begutachtet (Review of Safety Analysis Report, RSR). Die GRS war im Rahmen der Begutachtung verantwortlich für die Gebiete System- und Störfallanalyse sowie für die Gesamtprojektleitung.

Für die Erstellung und Überprüfung des SAR wurde eine spezielle Richtlinie "Guidelines for Production and Review of Safety Analysis Report" erarbeitet, die mit dem Betreiber, dem RBMK-Entwickler und der litauischen Behörde abgestimmt wurde. Die Guidelines basieren auf gegenwärtigen litauischen und russischen Standards, international anerkannten westlichen Regeln sowie weiteren Richtlinien der IAEA. Aufgrund des begrenzten Budgets und des engen Terminplanes mußte davon ausgegangen werden, daß es nicht möglich ist, einen vollständigen Sicherheitsbericht zu erstellen. Dementsprechend konzentrieren sich die Guidelines auf wichtige Sicherheitsfragen bei RBMK-Reaktoren.

Die Sicherheitsbewertung des KKW Ignalina stellt ein einzigartiges Projekt dar, da erstmalig ein anlagenspezifischer Sicherheitsbericht nach westlichem Muster für ein Kernkraftwerk sowjetischer Bauart erstellt und von östlichen und westlichen Sicherheitsexperten gemeinsam überprüft wurde.

Eine internationalen Expertengruppe. "Ignalina Safety Panel", wurde eingesetzt, um den Umfang des SAR und dessen Begutachtung zu definieren und die Erstellung der Berichte zu begleiten und zu überwachen.

Bei der Ausarbeitung des SAR ergaben sich viele Probleme, insbesondere wegen mangelnder Informationen zu Anlagenhistorie und -auslegung, Zugang zu Hersteller- und Betreiberinformationen sowie durch Sprach- und Übersetzungsschwierigkeiten. Außerdem erschwerte die Unerfahrenheit der russischen Experten bei der Dokumentation ihrer Analyseergebnisse nach westlichen Standards die vollständige Überprüfung durch unabhängige Experten.

Dennoch konnte eine Reihe guter Analyseergebnisse erzielt und das Verständnis

für das Anlageverhalten deutlich erhöht werden. Im Hinblick auf den Sicherheitsnachweis für das KKW Ignalina stellten die Gutachter große Fortschritte fest, obwohl es in einigen Bereichen noch ernsthafte Bedenken aibt.

Ein wichtiges Ziel des Projektes war die Unterstützung der litauischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde VATESI bei der Vorbereitung der Genehmigungsentscheidung für die Wiederinbetriebnahme von Block 1, die für Juni 1988 vorgesehen ist. Während des Projekts fand eine intensive Zusammenarbeit zwischen RSR-Gutachtern und VATESI statt.

Im folgenden werden die Schlußfolgerungen des SAR vorgestellt und anschließend die Erkenntnisse der Gutachter und des "Ignalina Safety Panels" zum Status des SAR und zum generellen Sicherheitsniveau der Anlage zusammengefaßt.

Ergebnisse des Sicherheitsberichtes

Im Sicherheitsbericht werden die drei Gebiete behandelt, die für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks gleichermaßen wichtig sind: Systemanalyse, Störfallanalyse und Betriebssicherheit. Aufgrund der Ergebnisse des SAR und unter der Annahme, daß alle vorgeschlagenen Modifikationen zügig umgesetzt werden, unterstützen die SAR-Experten die Betreiber des KKW Ignalina in ihrer Aussage dahingehend, dass

- ein adäguater Sicherheitsnachweis für den Weiterbetrieb des KKW Ignalina erbracht worden ist.
- der Sicherheitsnachweis bis zum Zeitpunkt des Schließens des Spaltes zwischen Druckrohren und Graphit – dieser stellt den lebensdauerbegrenzenden Faktor für die Anlage dar – ausreichend ist und
- die Sicherheitsstandards und -praktiken der Anlage bewertet und Verbesserungsvorschläge gemacht und angenommen worden sind.

Ergebnisse der Begutachtung des Sicherheitsberichtes

Der SAR hat eine Reihe wichtiger Erkenntnisse geliefert. Viele der Ergebnisse sind generischer Art, so daß die Gutachter ein Programm zur Bewertung der Übertragbarkeit auf andere RBMK-Reaktoren empfehlen.

Grundsätzlich sind im SAR alle Themen behandelt, die zu Beginn des Projekts spezifiziert wurden. In manchen Punkten wird jedoch lediglich darauf verwiesen, daß diese anderweitig bereits abgedeckt sind. In anderen Fällen werden die Probleme nach Ansicht der RSR-Gutachter nicht so umfassend behandelt, wie man es nach



Das Kernkraftwerk Ignalina in Litauen, ausgerüstet mit zwei Druckröhren-Siedewasser-Reaktoren des Typs RBMK-1500

Ignalina Nuclear Power Plant in Lithuania, consisting of two RBMK-1500 reactors

einem Sicherheitsbericht westlichen Standards erwarten würde. Darüber hinaus ergaben sich neue Aspekte, die in den "Guidelines" nicht enthalten sind, wie z.B. Erdbebensicherheit und Integrität des Reaktorkühlsystems. Diese Fragen wurden im SAR zwar berücksichtigt, jedoch nicht zufriedenstellend

Sowohl im SAR als auch im RSR kommt zum Ausdruck, daß ein vollständiger Sicherheitsbericht nach westlichem Muster weitaus mehr Mittel und Zeit beanspruchen würde, als zur Verfügung standen. Dies wurde bereits während der Planungen für den SAR des KKW Ignalina erkannt und akzeptiert.

Im SAR sind eine Reihe von Empfehlungen für Verbesserungen enthalten, denen die RSR-Gutachter fast vollständig zustimmen. Die Umsetzung aller Verbesserungen wird das Sicherheitsniveau des KKW Ignalina beträchtlich erhöhen. Die RSR-Experten geben weitere Empfehlungen mit eigener Prioritätensetzung.

Nach Ansicht der RSR-Gutachter liefert der SAR nicht für sämtliche Ergebnisse die erforderlichen Nachweise. So reicht teilweise der Nachweis nicht aus, daß die Sicherheitssysteme hinreichend für ihre Aufgaben qualifiziert sind.

Im RSR wird berücksichtigt, daß für den SAR nicht alle Informationen und Möglichkeiten zur Verfügung standen wie es im Westen üblich wäre und zudem Kommunikationsschwierigkeiten zwischen den verschiedenen Ländern auftraten. Hinzu kamen unterschiedliche Auffassungen zu Fragen der Sicherheitskultur, die sich im KKW Ignalina in einem frühen Stadium des Übergangs von der sowjetischen zur westlichen Praxis befindet.

Die Qualität der einzelnen Berichte des SAR ist unterschiedlich. Einige Analysen sind gut, verwenden geeignete Methoden und behandeln die Thematik angemessen; andere jedoch liegen weit unter dem Standard, den eine westliche Sicherheitsbehörde fordern würde. Hauptsächlich liegt dies an der Nichtverfügbarkeit von Informationen, dem Zeitmangel und den begrenzten Mitteln für die Erstellung des SAR.

Nach Meinung der RSR-Gutachter werden im SAR die meisten wesentlichen Themen behandelt, es sind jedoch noch wichtige Fragen zwischen dem KKW Ignalina und VATESI zu klären. Diese sind im RSR-Bericht als Empfehlungen für weitere Sicherheitsnachweise aufgelistet und auf der Basis des gestaffelten Sicherheitskonzeptes mit Prioritäten versehen. Einige

Punkte bedürfen einer sofortigen Behandlung, andere müssen berücksichtigt werden, bevor eine Wiederinbetriebnahmegenehmigung erteilt wird, weitere können danach in Angriff genommen werden. Der SAR liefert somit die notwendige Basis, die von VATESI im Genehmigungsverfahren zu berücksichtigen ist, kann jedoch nicht als ausreichend für einen Genehmigungsantrag nach westlichen Muster angesehen werden.

Während die SAR-Experten zu dem Schluss kommen, daß die Anlage kurzfristig weiterbetrieben werden kann, wenn die Empfehlungen umgesetzt werden, sind die RSR-Gutachter der Meinung, daß der gegenwärtige Sicherheitszustand aufgrund fehlender Nachweise für wichtige Sicherheitsfunktionen nicht toleriert werden kann. Die wichtigsten Punkte betreffen die Reaktorabschaltung unter Berücksich-

In Anbetracht der Defizite im Sicherheitsmanagement und in der Sicherheitskultur wie auch in anderen Bereichen würde sie insbesondere auf den Nachweis einer soliden Auslegung für derart grundlegende Sicherheitsfunktionen bestehen. Deshalb sind die RSR-Gutachter der Ansicht, daß KKW Ignalina vorübergehend abgeschaltet werden muss, bis in den wesentlichen Bereichen ein zufriedenstellender Sicherheitsnachweis erbracht und akzeptiert worden ist.

Der SAR enthält viele Empfehlungen für Verbesserungen, um bedeutende Defizite in Sicherheitssystemen und -prozeduren zu beseitigen, und die auch relativ schnell – innerhalb eines Jahres – umgesetzt werden können. Ein wesentlicher Verbesserungsvorschlag, die Installation eines diversitären Abschaltsystems, lässt sich allerdings nicht so schnell realisieren.



Die Blockwarte des Kernkraftwerks Ignalina
The main control room of the Ignalina nuclear power plant

tigung möglicher Einzelfehler sowie die Integrität des Reaktorkühlsystems. Bei beiden Fällen handelt es sich um Bereiche, für die ein zuverlässiger Schutz gegen Störfälle mit gravierenden Folgen nicht nachgewiesen ist. Im SAR wird zu diesen Fragen von einer angemessenen Auslegung und Ausführung ausgegangen. Diese offenen Sicherheitsfragen müssen dringend geklärt werden, wenn ein Weiterbetrieb der Anlage, sei es auch nur für kurze Zeit, genehmigt werden soll.

Nach Meinung der RSR-Gutachter würde jede westliche Aufsichtsbehörde unter solchen Bedingungen fordern, die Anlage bis zur Klärung dieser Fragen abzuschalten. Deshalb müssen nach Ansicht der RSR-Gutachter so lange, bis das zweite Abschaltsystem fertiggestellt ist (bzw. bis die Anlage endgültig außer Betrieb genommen wird, falls dies früher geschehen sollte) effektive, kompensatorische Maßnahmen zur Risikominderung getroffen werden. Von besonderer Bedeutung ist das Reaktorschutzsystem, da aufgrund der physikalischen Eigenschaften des Reaktorkerns und des Fehlens eines stabilen Containments ein äußerst zuverlässiges Schnellabschaltsystem notwendig ist, um einen katastrophalen Unfall mit frühzeitiger hoher Aktivitätsfreisetzung zu verhindern.

Die empfohlenen Verbesserungen für die Sicherheitssysteme reichen allein iedoch nicht aus, wenn nicht auch die Sicherheitskultur der Anlage verbessert wird. Da passive, schadensmindernde Vorkehrungen, insbesondere ein Volldruckcontainment, nicht vorhanden sind und inhärente physikalische Sicherheitseigenschaften fehlen, muß das Hauptaugenmerk auf aktive präventive Schutzmaßnahmen gelegt werden. Ein Versagen aktiver Schutzmaßnahmen würde in vielen Fällen zu einer frühen massiven Aktivitätsfreisetzung führen. Normalerweise erfordern diese aktiven Maßnahmen eine Intervention des Betriebspersonals; eine wesentliche Empfehlung ist daher, die erforderlichen Schutzhandlungen des Personals in Notfallprozeduren aufzunehmen. Ebenfalls versagensanfällig sind die aktiven Sicherheitsmaßnahmen in bezug auf das Sicherheitsmanagement. Daher ist es äußerst wichtig, daß Verbesserungen in der Systemtechnik und den Betriebsvorschriften mit Verbesserungen von Sicherheitskultur und Betriebsführung innerhalb des KKW Ignalina einhergehen. Insbesondere sollte die Verantwortung für die betriebliche Sicherheit allein beim KKW Ignalina liegen; die Entwicklung eines Qualitätssicherungssystems sowie von Managementprogrammen wird die Verantwortlichen bei dieser Aufgabe unterstützen.

Die Regierung kann die Sicherheitsverbesserungen für das KKW Ignalina in verschiedener Hinsicht sowohl unterstützen als auch behindern. Dies betrifft einmal die Verfügbarkeit finanzieller Mittel, um die notwendigen Sicherheitsverbesserungen durchzuführen, aber auch das Bemühen um ein angemessenes Verhältnis zwischen dem KKW Ignalina, VATESI und anderen Organisationen. Im RSR wurde auch zu Rolle und Möglichkeiten der Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI Stellung genommen. Die Untersuchungen und Empfehlungen beziehen sich auf die zur Verfügung stehenden finanziellen Mittel und Maßnahmen zur Erweiterung des vorhandenen Expertenwissens. Auch sollte VATESI autorisiert werden, die notwendigen Regeln und Richtlinien zu erarbeiten und ein vollständiges Genehmigungs- und Aufsichtssystem zu entwickeln, das mit den jeweiligen Aufgaben und Verantwortlichkeiten von Betreiber und Behörden konsistent ist.

Insgesamt kommen die RSR-Gutachter zu dem Schluß, daß das Kernkraftwerk Ignalina derzeit ohne vollständigen

98

Sicherheitsnachweis betrieben wird. Bei einem westlichen Kernkraftwerk wäre dies nicht tolerierbar und hätte die Abschaltung der Anlage zur Folge. Für das KKW Ignalina besteht ein großer Bedarf an wesentlichen Sicherheitsverbesserungen für Auslegung, Betrieb und Sicherheitsmanagement; ein Weiterbetrieb - selbst für kurze Zeit - ist nur dann vertretbar, wenn unverzüglich ein Dringlichkeitsprogramm für Nachrüstmaßnahmen eingeleitet wird. Währenddessen sollte die Anlage abgeschaltet werden. Unter der Voraussetzung, daß die im SAR und RSR gegebenen Empfehlungen akzeptiert und mit entsprechender Dringlichkeit umgesetzt werden, müsste das KKW Ignalina jedoch nicht sofort endgültig außer Betrieb genommen und stillgeleat werden.

Im Westen haben ältere Kernkraftwerke die Genehmigung für einen Weiterbetrieb nur unter der Voraussetzung erhalten, dass umfangreiche Verbesserungsprogramme für Hardware, anlageninternen Notfallschutz und Sicherheitskultur durchgeführt werden. Viele dieser Anlagen können ohne Einschränkung mit einem akzeptablen Risiko weiterbetrieben werden, obwohl sie nie den Standard erreichen werden, der von einer neuen Anlage gefordert wird. Das Sicherheitsniveau solcher Anlagen, das sich auf das gestaffelte Sicherheitskonzept, kompetentes Management und eine verantwortungsbewußte Sicherheitskultur stützt, muß vom KKW Ignalina angestrebt werden, um den Anforderungen seiner zuständigen Aufsichtsbehörde zu genügen und international Bestand zu haben.

Sicht des Ignalina Safety Panels

Das Panel bewertete sowohl die Erstellung als auch die unabhängige Begutachtung des Sicherheitsberichts. Das Panel vertritt die Ansicht, daß es sich bei diesem Projekt um ein eindrucksvolles Vorhaben handelt, das mit großem Erfolg abgeschlossen wurde. Es unterstützt im allgemeinen die Empfehlungen und Prioritäten, die durch die Gutachterseite vertreten werden.

Das Panel war enttäuscht über die Tatsache, daß die erste Ebene des Managements des KKW Ignalina die Verantwortung für den Sicherheitsbericht nicht übernahm, obwohl das Personal des Kraftwerks aktiv in dessen Erstellung einbezogen war. Das Panel vertritt die Auffassung, daß weder das Kraftwerk noch die Genehmigungsbehörde ihre entspre-

chende Rolle und Verantwortlichkeiten für die Beseitigung der festgestellten Sicherheitsdefizite voll verstehen und akzeptieren. Sollten deren Rollen und Verantwortlichkeiten nicht klar definiert, verstanden und energisch umgesetzt werden, ist dies nach Ansicht des Panels ein bedeutendes Problem, welches eine unverzügliche Abschaltung der Anlagen erforderlich macht. Sowohl im Kraftwerk als auch in der Behörde muss das Management deutlich verbessert und eine angemessene Sicherheitskultur entwickelt werden, um ein akzeptables Niveau zu erreichen.

Das Panel formulierte detaillierte Empfehlungen an die litauische Regierung, das Kernkraftwerk und die Behörde VATESI und ersuchte die Regierung das weite Spektrum der identifizierten Sicherheitsdefizite so schnell wie möglich zu beseitigen.

Das Panel vertrat die Meinung, dass die wichtigsten Defizite der Auslegung und des Betriebs unverzüglich zu beheben sind, betrachtete jedoch eine sofortige Abschaltung als nicht erforderlich. Das Panel empfahl, daß keiner der beiden Blöcke nach einer verlängerten Revisionsperiode im Jahre 1997 wieder in Betrieb genommen werden sollte, wenn nicht die wichtigsten Probleme in der Managementstruktur, beim Reaktorschutzsystem, bei der Integrität des Reaktorkühlkreislaufes und des Konfinements sowie bei der Erarbeitung der Störfallprozeduren gelöst bzw. bei längerfristigen Aufgaben mit deren Bearbeitung ernsthaft begonnen wurde.

Des weiteren empfahl das Panel einen Aktionsplan, der vom KKW Ignalina erstellt und von der Behörde genehmigt werden soll und alle Sicherheitsmängel berücksichtigt, die von SAR, RSR und dem Panel identifiziert wurden. Ein solcher Aktionsplan ist unverzüglich und mit Nachdruck umzusetzen.

Das Panel unterstützte die Initiierung eines koordinierten internationalen Unterstützungsprogramms, das auf dem gegenwärtigen Nachrüstprogramm des KKW Ignalina aufbaut und der Genehmigungsbehörde und ihren Gutachterorganisationen Hilfestellung leisten soll.

Jahresbericht 1996 SS

8.3 Review of the Ignalina Safety Analysis Report

A Grant Agreement was signed in February 1994 by the European Bank for Research and Development (EBRD) and the Lithuanian Government to fund a project of safety upgrades for the Ignalina Nuclear Power Plant (INPP). The in-depth safety assessment of INPP, consisting of two RBMK-1500 reactors, has been carried out as a condition of this Agreement. A Safety Analysis Report (SAR) has been prepared by the plant with the aid of Western engineering organisations (Vattenfall, AECL, ES-Konsult and Stone & Webster) and the reactor chief designer RDIPE. The review of the SAR (RSR) has been carried out by a team of Eastern and Western technical safety organisations (RISKAUDIT, AEAT, ANPA, GRS, IPSN, LEI, RRCKI, SCIENTECH). GRS has been responsible for systems analysis and accident analysis as well as for the total project management.

Common Guidelines were prepared for the production and review of the SAR. The Guidelines described the safety philosophy behind the in-depth assessment. It was concluded that in general the current Lithuanian/Russian regulations constitute an adequate framework, but a number of areas were identified where Western practice was to be taken as the basis for comparison for the plant. The Guidelines did not specify everything that would be required for a full Western SAR to be the complete basis for a licence application. The conclusions drawn by the SAR are presented below, followed by the conclusions of the reviewers on the status of the SAR and the overall safety level of the plant.

The project is unique because it is the first undertaking to produce a plant-specific Westernstyle SAR, with a common review by Eastern and Western safety experts.

A Panel of international safety experts, "Ignalina Safety Panel", was established to define, monitor and supervise the scope and production of the Ignalina SAR and its review.

There were many problems with producing the SAR. The problems related to the availability of historical information and of design information for the plant, freedom of access to proprietary information for review purposes, language and translation problems and inexperience of Russian analysts in producing documents to report their analysis in a form which could be fully reviewed by independent experts.

Despite of these difficulties, a large body of very good technical analysis has been accomplished, and the understanding of Ignalina's safety performance has been greatly enhanced. The reviewers acknowledge the major advances that have been made in establishing a safety case for the plant, while having serious reservations about the adequacy of some parts of the demonstration of the current safety level, and about the final conclusions.

It is recognised that an important aim of the project is to assist the Lithuanian regula-

tory authority VATESI in the preparation for the licensing decision on Unit-1 in 1998. To this end there has been interaction between the review team and VATESI during the project, and a further programme of briefing meetings and continuing consultancy support is being planned, supported by national governments.

The conclusions drawn by the SAR are presented below, followed by the conclusions of the reviewers and the Ignalina Safety Panel on the status of the SAR and the overall safety level of the plant.

SAR Conclusions

This SAR examined three areas that are equally important to the sate operation of a nuclear power plant: systems analysis, accident analysis and operational safety management.

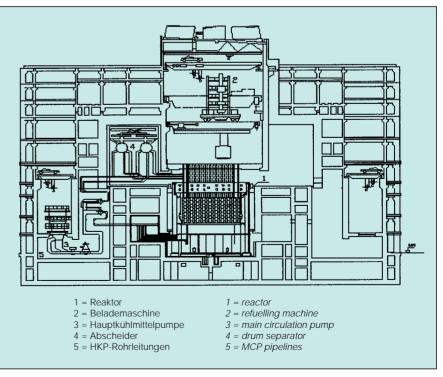
Taking into account the results of the accident analysis, assessment of the capability of the existing safety systems and of safety management practices produced in this SAR, and assuming there would be expeditious implementation of all of the modifications, procedures and processes recommended, the SAR team supported the INPP management conviction that:

- an adequate safety case for continued operation of INPP had been demonstrated.
- the safety case was adequate to the point of first gap closure, which is the life-limiting factor, and
- the plant's safety standards and practices have been assessed and recommendations for improvement have been made and accepted.

Summary of the Review (RSR)

The RSR's judgement is that the SAR resulted in significant insights. Many findings are generic and the RSR recommends a program to asses the implications for other RMBKs.

In principle, the SAR has addressed all the items explicitly specified in the Guidelines that were drawn up and approved before the start of the project. In some cases, however, the SAR has dealt with the topics by justifying that other items cover the specified items. in other cases the treat-



Schema von Block 1 im litauischen KKW Ignalina Cross-section of the Ignalina NPP Unit-1



Speisewasserversorgung im Kernkraftwerk Ignalina Feedwater supply in the Ignalina nuclear power plant

ment of the topic is not -in the opinion of the reviewers- as full as would be expected in the Western SAR. New items have arisen which were not specified in the Guidelines (e.g. seismic qualification and reactor cooling system integrity) and these have been addressed by the SAR but not in a fully satisfactory way.

The SAR and RSR believe that a full Western-style SAR would require several times the resources budgeted for the Ignalina SAR. During the planning of the SAR it was recognised and accepted that time and resources would not be sufficient.

The SAR makes many recommendations, almost all of which are agreed by the RSR. Implementation of all improvements will greatly improve the safety level of the INPP. The RSR makes additional recommendations in the RSR report.

The RSR is not fully convinced that the SAR provides evidence for all its findings. In some cases there is insufficient evidence that safety systems can qualify as a strong line of defence (i.e. conservatively qualified and single-failure-proof) as they are claimed to be.

The RSR recognises that the SAR did not have access to all the information and

capabilities which would be normal for the preparation of a Western SAR. The SAR faced difficulties in communication amongst different countries and in dealing with the INPP safety culture, which is in the early stages of emergence from the Soviet situation into a very different situation based more on Western practice.

The quality of the individual reports which make up the SAR is variable. Some are good, using appropriate methodology and appearing to give acceptable coverage of the topic, but others are far below the standard that would be required by the safety authority to appear in a Western SAR, mainly due to the unavailability of information and the pressure of time and resources for completion.

In summary, the RSR concludes that the SAR has dealt with the majority of essential issues but some important issues remain to be solved between INPP and VATESI. These are listed in the RSR report as recommendations for further demonstration of safety and are prioritised on the basis of defence in depth. Some issues require immediate action, others require action before licensing or are even of lower priority. The SAR thus provides a

necessary basis to be considered by VATESI in the licensing of INPP but cannot be regarded fully sufficient for a licence application as a Western SAR would be.

Whereas the SAR concludes that shortterm operation is justified while its recommendations are implemented, the review team (RSR) does not agree. The RSR considers that the tolerability of the current safety state of the plant has not been proven. The most important unresolved issues are the ability of the shut-down function to be initiated and completed irrespective of any single failure, and the integrity of the reactor coolant system, both of which are situations where no strong line of defence has been demonstrated against accidents of the most severe level of consequences. The SAR has based its conclusion on these topics on an assumption of adequate design and implementation of design. These key unresolved issues need to be resolved urgently if continued operation is to be endorsed, even for the very short term.

RSR considers that any nuclear safety authority in the West presented with these issues would demand that the plant be shut-down until they were resolved. They would particularly insist on demonstration

Jahresbericht 1996

of a robust design for such basic safety functions in the light of the weaknesses in safety management and safety culture that are evident in these and other areas. In view of the importance of these issues, RSR considers that INPP should be temporarily shut-down until a satisfactory demonstration of safety in the key areas is presented and agreed.

The SAR has made many recommendations for improvements to remove significant deficiencies in safety systems and procedures which can be implemented fairly quickly (within one year). One major recommended improvement, the diverse shut-down system, cannot be implemented so quickly and the risk of failure to scram will remain too high to be acceptable in the long term until it is implemented. The RSR considers that compensatory measures must be taken to reduce the risks during the extended implementation time for the second shutdown system (or until plant closure if that is sooner). It suggests some compensatory measures which may be suitable. The issue of the control and protection system (CPS) is of exceptional importance because the physical characteristics of the reactor core and the lack of a strong containment mean that a very reliable scram is needed to avoid a catastrophic accident with a large early release.

The recommended improvements in engineered plant safety systems are necessary but are not by themselves sufficient, without corresponding improvements in the plant safety culture. Because of the lack of passive mitigating features, in particular a full containment and forgiving physical characteristics, great emphasis needs to be placed on active protection measures. In many cases, if active protection were to fail, the consequential release would be large and early. These active measures normally require operator intervention, and a key recommendation is that operator actions contributing to protection are covered by Emergency Operating Procedures. The active protection measures are also vulnerable to failures in the management of safety. For this reason it is of paramount importance that the system and procedural improvements are accompanied by improvements in safety culture and management within INPP. In particular, responsibility for operational safety should be focused upon INPP alone, and the development of quality assurance and management programmes will enable INPP to handle that increased responsibility.

There are several matters of Government policy which can help or hinder the safety improvements at INPP. These are concerned with the availability of financial resources to enable INPP to carry out the necessary safety functions, and with the appropriate relationship between INPP. VATESI and other organisations. The RSR has made findings and recommendations about the role and capability of VATESI. These address: financial provision for VATESI, measures to extend the spectrum of available expertise and to provide VATESI with adequate power to develop and enforce the necessary regulations, and the need to implement a full licensing system and a regulatory control practice consistent with the respective role and responsibility of the operator and the regulator.

Overall, the RSR finds that INPP is currently operating without a sufficient safety case in respect of certain key safety functions, which would be intolerable in a Western plant and would lead to temporary plant closure. INPP is in need of significant safety improvements in aspects of design, operation and safety management, and even short-term operation is only tolerable if an urgent improvement programme is started at once. It is judged that it is appropriate for the plant to close while the critical issues are resolved but that, provided the SAR and RSR recommendations are accepted and carried out with an appropriate degree of urgency, there is no need to prepare the station immediately for permanent shut-down and decommissioning.

In the West older NPPs have been allowed to continue in operation subject to substantial improvement programs, including hardware, accident management and safety culture improvements. Many such NPPs are now operating indefinitely with an acceptable level of risk, and continuously strive for safety improvement, but they will never be able to reach the standard required for a new plant. The safety of such plants, in terms of defense in depth and quality of safety management and safety culture, is the target which INPP must strive to meet in order to satisfy its safety authority and the international community.

Ignalina Safety Panel Assessment

The Panel has evaluated the SAR development and its independent review. The Panel believes that it represents an impressive effort that achieved a high degree of success. In general, it agrees with the recommendations made and priorities established by the experts.

The Panel was disappointed that the senior management of INPP did not accept ownership and responsibility for the SAR despite the active involvement of the plant staff. Moreover, the Panel holds the view that neither INPP nor the Lithuanian Regulatory Authority VATESI fully understand and accept their respective roles and responsibilities to resolve the identified safety issues. If their roles and responsibilities are not clearly defined, understood and vigorously implemented, this would constitute a significant issue requiring immediate shutdown according to the Panel's point of view. Both INPP and VATESI require significant improvements in management. In addition, they need to develop an appropriate safety culture before they can perform according to acceptable standards.

The Panel made specific recommendations to the Lithuanian Government, INPP and the Regulatory Authority VATESI and urgently asked the Government to let the wide range of identified safety deficiencies be removed as soon as possible.

The Panel took the view that the most important safety issues in design and operation must be resolved without delay, an immediate shutdown, however, was not considered to be necessary. Specifically, the Panel recommended that neither unit should be restarted after its extended 1997 maintenance outage until the most important safety issues identified, such as appropriate management structure, reactor control and protection system, structural integrity of the reactor cooling circuit and confinement as well as development and implementation of emergency operating procedures, are resolved or, as regards measures in the longer term, firm actions are taken to initiate implementa-

Moreover, the Panel recommended an action plan and schedule for all safety issues to be prepared by INPP and approved by VATESI, which should cover all safety deficiencies identified by the SAR and RSR teams and the Panel. Implementation of such an action plan requires immediate and vigorous action.

The Panel supported initiating of an integrated international assistance programme that builds upon the existing safety improvement programm of INPP and also includes guidance to VATESI and ist technical organisations.

E. Kersting, D. Reichenbach

Forschungsbetreuung

Research Management

Der Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) unterstützt den Bundesminister für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) bei der Durchführung von Forschungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen und den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Durchführung des Unterstützungsprogramms für die Länder Mittel- und Osteuropas (MOE) und die neuen unabhängigen Staaten (NUS).

Diese Arbeiten der Forschungsbetreung beinhalten

- die Projektträgerschaft für den Programmbereich Reaktorsicherheitsforschung des BMBF,
- die Projektbegleitung für den BMBF bei sicherheitsrelevanten Untersuchungen für kerntechnische Anlagen,
- die Unterstützung der internationalen Zusammenarbeit des BMBF auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung und
- die Projektträgerschaft für das MOEund NUS-Unterstützungsprogramm des BMII

Arbeiten für den BMBF

102

Für den Betrieb kommerzieller Kernkraftwerke, aber auch von Forschungsreaktoren, müssen ebenso wie für deren Entsorgung stets höchste Sicherheitsanforderungen gelten. Daher ist es ein Gebot staatlicher Verantwortung und Vorsorge, dass sich die Bundesrepublik Deutschland an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung der Sicherheitsstandards durch eigene, unabhängige Forschungen beteiligt. Der BMBF fördert deshalb entsprechende Forschungs- und Entwicklungs-Projekte (F+E) zu grundlegenden Fragestellungen, an deren Beantwortung ein staatliches Interesse besteht. Diese F+E-Projekte liegen außerhalb der Ressortaufgaben des BMU, die auf Genehmiaunas- und Aufsichtserfordernisse gerichtet sind. Mit zukunfts- und innovationsorientierten Ansätzen treiben sie den Stand von Wissenschaft und Technik voran.

Diese Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des BMBF konzentrieren sich auf die Schwerpunkte

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung,
- Transientenanalyse und Unfallabläufe,
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung,
- Risiko und Zuverlässigkeit.

Insgesamt wurden im Jahre 1996 im Rahmen eines Haushaltsansatzes von 60,22 Mio. DM 126 Vorhaben zu den genannten Forschungsschwerpunkten vom BMBF gefördert und von der FB betreut.

Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich (im Rahmen der Projektträgerschaft auch administrativ) auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen des BMBF geprüft, ihre Bewilligung durch den BMBF vorgeschlagen, ihre ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert und die Ergebnisse hinsichtlich des Erreichens der fachlichen Ziele bewertet

Die FB wird in ihrer fachlichen Arbeit von unabhängigen Expertengremien (Projektkomitees) beraten, deren Empfehlungen sie bei ihren Förderempfehlungen an den BMBF berücksichtigt.

Unterstützung der internationalen Zusammenarbeit des BMBF auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung

Die Forschungsbetreuung unterstützt den BMBF bei der Gestaltung und Durchführung seiner internationalen Kooperationen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung. Ziel dieser Aktivitäten ist es, die internationale Konsensbildung über Aufgaben der Reaktorsicherheitsforschung und über die Interpretation und Bewertung ihrer Ergebnisse zu stärken. Weiterhin soll durch gemeinsame bi- und multilaterale Forschungsprojekte die effiziente Nutzung der international verfügbaren Ressourcen für die Reaktorsicherheitsforschung verstärkt werden.

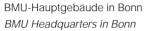
Der BMBF arbeitet mit allen wesentlichen. die Kernenergie nutzenden Ländern auf der Basis bilateraler Regierungs- bzw. Ressortabkommen zusammen. Besonders intensiv sind die Kooperationen mit Frankreich, den USA und Japan sowie mit Russland. Dabei unterstützt die FB den BMBF durch fachliche Vorbereitung der auf Regierungsebene stattfindenden bilateralen Lenkungsgespräche, bei ihrer Durchführung und der Umsetzung der Entscheidungen in Deutschland. Weiterhin ist die FB mit der inhaltlichen Umsetzung und Begleitung von fachlichen Einzelvereinbarungen (z.B. mit England und Kanada) beauftragt und erarbeitet fachspezifische Empfehlungen für den BMBF bei Einzelanfragen weiterer Länder.

Ein zweiter Schwerpunkt der internationalen Kooperationen des BMBF sind dessen Beteiligungen an den Arbeiten multilateraler Organisationen, wie der Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency (OECD/NEA), der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA und seine Mitarbeit in Steuerungsgremien der Europäischen Union. Die FB unterstützt ihn hierbei durch fachliche Vorbereitung der Sitzungen der jeweiligen Lenkungsgremien; insbesondere ist es ihre Aufgabe, den fachlichen Sachstand der Beratungsthemen in Deutschland festzustellen und daraus entsprechende Empfehlungen für die deutsche Haltung abzuleiten.

Einen dritten Schwerpunkt der internationalen Aktivitäten des BMBF bildet seine fördernde Teilnahme an internationalen Forschungsprojekten. Für den Berichtszeitraum sind hier zu erwähnen die OECD-Projekte HALDEN und RASPLAV sowie das amerikanisch-multilaterale ACE/MACE-Projekt. In diesen Projekten nimmt die FB im Auftrag des BMBF die deutschen Interessen durch Mitwirkung in den jeweiligen Lenkungsgremien (Steering Committees oder Boards of Management) wahr. Die FB stimmt sich hierbei in Vorbereitung der Sitzungen fachlich mit den beteiligten deutschen Forschungseinrichtungen und forschungspolitisch mit dem BMBF ab.

Jahresbericht 1996 SS







BMBF-Gebäude in Bonn

BMBF Headquarters in Bonn

Arbeiten für den BMU

Die im Rahmen der Projektträgerschaft des BMU für das Unterstützungsprogramm MOE- und NUS-Staaten geplanten und durchgeführten Aktivitäten wurden im GRS-Jahresbericht 1994/1995 detailliert dargestellt.

Die zur Zeit laufenden Maßnahmen konzentrieren sich auf das Investitionsprogramm für die Kernkraftwerke Balakovo (Russland) und Rowno (Ukraine). Die in den vergangenen Jahren noch offene Frage der nuklearen Haftungsfreistellung für die Ukraine wurde inzwischen zufriedenstellend gelöst. So konnten die vereinbarten zerstörungsfreien Werkstoff- und Überwachungssysteme als Eigentum des Kernkraftwerks Rowno geliefert und in Betrieb genommen werden.

Die für das Kernkraftwerk Balakowo vereinbarten Systeme sind ebenfalls fertiggestellt. Sie werden zur Zeit in Deutschland zwischengelagert, da von Russland noch keine ausreichende nukleare Haftungsfreistellung vorliegt.

In Ergänzung zum Investitionsprogramm wurde im Berichtszeitraum die Qualifizie-

rung des Zentralmastmanipulators zur zerstörungsfreien Prüfung des Reaktordruckbehälters mit hoher Priorität durchgeführt. Dies war erforderlich, da ähnlich der deutschen Vorgehensweise auch nach russischem Regelwerk die Genehmigung zur zerstörungsfreien Prüfung in drei Schritten erfolgen muss:

- Nachweis der Funktion des Gerätesystems an Justierkörpern. Dieser wurde während der Abnahme im Rahmen des Investitionsprogrammes erbracht.
- Nachweis der Zuverlässigkeit und des Leistungsvermögens anhand von Messungen an bauteilähnlichen Testkörpern mit künstlich eingebrachten realistischen Fehlern. Dafür ist nach Meinung der russischen und ukrainischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden eine deutsche Unterstützung erforderlich.
- Nachweis der praktischen Einsetzbarkeit anhand der Messung an den Originalkomponenten vor Ort. Dieser ist in der Verantwortung der Kernkraftwerke Balakowo bzw. Rowno durchzuführen.

Zur Durchführung und Ergebnisbewertung der Qualifizierung des Zentralmastmanipulators wurde eine Kommission mit Vertretern der Kernkraftwerke Balakowo und Rowno sowie weiterer Fachleute aus Russland, der Ukraine und Deutschland gebildet. Beobachter waren Vertreter der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden Russlands und der Ukraine sowie der GRS. Die Kommission kam zu der Feststellung, daß der sichere Nachweis von Rissen und Bindefehlern am realen Prüfobjekt gewährleistet ist. Damit ist eine wichtige Basis zum Einsatz dieser zerstörungsfreien Prüfsysteme in russischen und ukrainischen Kernkraftwerken mit WWER-1000-Reaktoren geschaffen wor-

Die FB hat diese Aktivitäten mit den jeweils betroffenen Partnern in Deutschland sowie in Russland und der Ukraine fachlich und administrativ vorbereitet und in enger Abstimmung mit dem BMU und dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) koordiniert.

The central Research Management Division assists the Federal Minister for Education, Science, Research and Technology (BMBF) in connection with research activities relating to the safety of nuclear facilities and the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) in carrying out the assistance programmes for the countries of Central and Eastern Europe (CEEC) and the Newly Independent States (NIS).

These functions of the Research Management Division consist of

- project management for the programme area of reactor safety research of the BMBF
- project assistance for the BMBF in connection with safety-relevant investigations for nuclear facilities
- assistance in the international co-operation of the BMBF in the field of reactor safety research

 project management for the CEEC and NIS assistance programme of the BMU.

Work performed for the BMBF

The toughest safety requirements have to be applied for the operation of commercial nuclear power plants and research reactors as well as for the disposal of the radioactive waste they produce. The dictates of a state's responsibility and precaution therefore demand that the Federal Republic of Germany has to take part in the world-wide efforts of further developing



Hauptgebäude der OECD-NEA bei Paris OECD-NEA Headquarters near Paris

safety standards by carrying out its own, independent research. For this reason the BMBF promotes corresponding research and development (R&D) projects with regard to fundamental issues where a solution is of national interest. These R&D projects do not fall within the ministerial tasks of the BMU; those are concerned with licensing and regulatory requirements. The BMBF-sponsored R&D projects drive on the state of the art owing to the forward-looking and innovative approaches they use. They concentrate on the following major aspects:

- component safety and quality assurance
 transient analysis and accident se-
- transient analysis and accident sequences
- man/machine interaction
- risk and reliability.

In all, within the framework of an annual budget of DM 60.22m, a total of 126 projects investigating the above-mentioned major aspects were sponsored by the BMBF and managed by the Research Management Division in 1996. The Research Management Division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them from a content-related (and in its function as project manager also from an administrative) point of view with regard to compliance with the approval conditions of the BMBF, suggested them for BMBF approval, monitored and documented their orderly performance, and judged the results with regard to whether the technical aims were reached.

The Research Management Division is consulted in its technical functions by independent expert committees (project committees) whose recommendations it takes into account when suggesting promotion of a particular project to the BMBF.

Assistance in international BMBF co-operation in the field of reactor safety research

The Research Management Division assists the BMBF in planning and performing its international co-operation in the field of reactor safety research. The aim of these activities is to reach international consensus on the tasks of reactor safety research and on the interpretation of its results. Furthermore, joint bilateral and multilateral research projects are to help increase the effective use of the international resources available for reactor safety research.

The BMBF co-operates with all major nuclear-energy-using countries on the basis of bilateral government or ministerial agreements. Co-operation with France, the USA, Japan and Russia is particularly close. Here, the Research Management Division provides assistance to the BMBF by preparing the technical side of bilateral steering discussions that take place on government level as well as in conducting these meetings and in implementing their decisions in Germany. Another of the Research Management Division's roles is to implement and accompany individual technical agreements (e.g. with England and Canada); also, it prepares subject-specific recommendations for the BMBF to answer individual enquiries made by other countries.

A further focus of the BMBF's international co-operation activities is on its involvement in the work of multilateral organisations, like e.g. the Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) and the International Atomic Energy Agency (IAEA), and its participation in steering committees of the European Union. Here, the Research Management Division provides assistance to the BMBF through technical preparation of the meetings of the respective steering committees; one of its major tasks is to determine the state of affairs in Germany regarding the issues to be discussed in these committees and to derive corresponding recommendations for the German position on the basis of these findings.

Jahresbericht 1996 **GS**

A third major aspect of international BMBF activities is its sponsorship of international research projects. During the review period, the OECD projects HALDEN and RASPLAV as well as the American-multilateral ACE/MACE project are worth mentioning. In these projects, the Research Management Division, on behalf of the BMBF, looks after German interests by playing an active role in the respective steering committees or boards of management. In the run-up to these meetings, the Research Management Division co-ordinates its position from a technical point of view with the German research institutions involved and also with the BMBF with regard to R&D policies.

Work performed for the BMU

The activities planned and carried out within the framework of managing the BMU projects relating to the assistance programme for the CEEC and NIS states were described in detail in the "GRS-Jahresbericht 1994/95"

Current measures concentrate on the investment programme for the Balakovo (Russia) and Rovno (Ukraine) nuclear power plants. The issue of exemption from nuclear liability for the Ukraine, which had remained open during the last couple of years, was resolved satisfactorily. For example, it has been possible to deliver the promised non-destructive material inspection and surveillance systems into the ownership of the Rovno nuclear power plant and to make them operational.

The systems promised for the Balakovo nuclear power plant have also been made ready for export. They are currently in interim storage in Germany as Russia has not yet exempted them to a sufficient degree from nuclear liability.

In addition to the investment programme, high priority was given during the review period to the qualification of the central mast manipulator for the non-destructive inspection of the reactor pressure vessel. This had become necessary because according to the Russian regulations and similar to German practices, licensing of non-destructive inspections has to take place in three steps:

- Verification of the functioning of the system on cylindrical surfaces. This was done during the acceptance procedure within the framework of the investment programme.
- Verification of the reliability and capabilities by means of measurements carried out on test bodies similar to the component with artificially applied realistic faults. For this purpose the Russian and Ukrainian regulatory authorities consider German assistance necessary.
- Verification of the possibility of practical application by means of in-situ measurements on original components. This has to be done by the Balakovo and Rovno nuclear power plants themselves.

A commission consisting of representatives from the Balakovo and Rovno nuclear power plants and further experts from Russia, the Ukraine and Germany was set up to carry out the qualification of the central mast manipulator and to assess the results. The procedure was monitored by representatives from the Russian and Ukrainian regulatory authorities and from GRS. The commission arrived at the conclusion that cracks and locations of incomplete fusion on a real inspection object can be safely detected. Thereby an important basis has been created for the use of this nondestructive inspection system in Russian and Ukrainian nuclear power plants with VVER-1000 reactors.

The Research Management Division prepared these activities from a technical and administrative point of view together with the partners concerned in Germany and Russia and in close co-ordination with the BMU and the Federal Office for Radiation Protection (BfS).

P. Erlenwein



Sitz der IAEA in Wien (Foto: Petr Pavlicek/IAEA)

IAEA Headquarters in Vienna (Photo: Petr Pavlicek/IAEA)

Geschäftsstellen

General Secretariats

10.1 Geschäftsstelle TAA/SFK

Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA)

Im Berichtsjahr 1996 hat der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit nach § 31a BImSchG zwei-mal getagt. Von den insgesamt elf Arbeitskreisen, die zwischen 1992 und 1996 ihre Arbeit aufgenommen haben, waren im Jahre 1996 fünf aktiv.

Im Jahre 1996 lief die 1. Berufungsperiode des TAA aus. Aus diesem Grunde fand am 18. April 1996 die einzige thematische (10.) Sitzung des TAA statt. In der konstituierenden (11.) Sitzung zur zweiten Berufungsperiode des TAA am 15. Oktober 1996 wurden aus dem Kreis der berufenen 31 Mitglieder als Vorsitzender Herr Prof. Dr. Pilz und als stellvertretender Vorsitzender Herr Dr. Witt gewählt. Zwischenzeitlich sind zwei weitere Mitglieder benannt worden, so dass die Zahl der Mitglieder des TAA einschließlich der Vorsitzenden der SFK auf nunmehr 34 angewachsen ist.

Der Leitfaden "Ammoniak-Kälteanlagen" wurde vom TAA auf seiner 10. Sitzung verabschiedet. Aufgrund noch nicht abgeschlossener Modifizierungen liegt der Leitfaden bisher nicht in gedruckter Form vor.

Auf seiner 10. Sitzung am 18. April 1996 hat der TAA das Merkblatt zur Erarbeitung sicherheitstechnischer Regeln des TAA verabschiedet. Darin wird festgelegt, dass alle bisher verabschiedeten TAA-Leitfäden und TAA-Abschlussberichte dahingehend geprüft werden, ob sie direkt in eine sicherheitstechnische Regel des TAA überführt werden können oder aber nach den Vorgaben des Merkblattes anzupassen sind.

Die Berichte (TAA-GS-03 bis TAA-GS-14 mit Ausnahme TAA-GS-12) können von der Geschäftsstelle auf Anforderung kostenlos bezogen werden.

Als TAA-Berichte sind verfügbar: TAA-GS-01 TAA-Jahresbericht 1992 TAA-GS-02 TAA-Jahresbericht 1993 TAA-GS-03 Abschlussbericht Arbeitskreis Novellierung der 2. StörfallVwV

TAA-GS-04 Abschlussbericht Arbeitskreis Lagerung brennbarer Flüssigkeiten

TAA-GS-05 Leitfaden Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen

TAA-GS-06 Leitfaden Rückhaltung von gefährlichen Stoffen aus Druckentlastungseinrichtungen

TAA-GS-07 Leitfaden Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische und Störfall-Verordnung, Teil 1: Anwendungsbereich (zurückgezogen, wird zur Zeit überarbeitet)

TAA-GS-08 Abschlussbericht Arbeitskreis Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BImSchV Teil 1: Sehr giftige / giftige Stoffe und Zubereitungen

TAA-GS-09 TAA-Jahresbericht 1994

TAA-GS-10 Abschlussbericht Arbeitskreis Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BlmSchV Teil 2: Brandfördernde Stoffe und Zubereitungen

TAA-GS-11 Abschlussbericht Arbeitskreis Anlagenüberwachung

TAA-GS-12 Leitfaden Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen (noch nicht vom BMU zur Veröffentlichung freigegeben)

TAA-GS-13 Leitfaden Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische und Störfall-Verordnung Teil 2: Störfallvorsorge und Anhang

TAA-GS-14 TAA-Jahresbericht 1995 und Ergebnisbericht der ersten Berufungsperiode des TAA von 1992 bis 1995

Störfall-Kommission (SFK)

Die Störfallkommission nach §51a des BImSchG tagte im Berichtszeitraum viermal. Sie beriet im Plenum wie in den sieben aktiven Arbeitskreisen schwerpunktmäßig zu den Themen

- Physikalische Explosionen
- Möglichkeiten der Verbesserung der Anlagensicherheit
- Bediensicherheit
- Schadstoffe (Luft, Wasser, Boden)
- Auswertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse
- Toxikologie von Schadstoffen
- Wasserstofftechnologie
- Datensammlung
- Umsetzung der Seveso-Richtlinie

Auf ihrer 19. Sitzung hat die SFK den Bericht "Physikalische Explosionen" verabschiedet. Aufgrund einiger Änderungserfordernisse gab es bislang noch keine Druckfreigabe.

Mit der 19. Sitzung hat die SFK die erste Berufungsperiode beendet. Auf der 20. Sitzung am 15. Oktober 1996 wurde die neue Periode mit der konstituierenden Sitzung begonnen. Auf ihr wurden die neu berufenen Mitglieder vorgestellt. Als Vorsitzende wurde aus dem Kreis der 24 berufenen Mitglieder Frau Prof. Dr. Stephan und als Stellvertreter die Herren Prof. Dr. Jochum , Heins und Prof. Dr. Schulz-Forberg gewählt.

Als SFK-Berichte liegen vor:

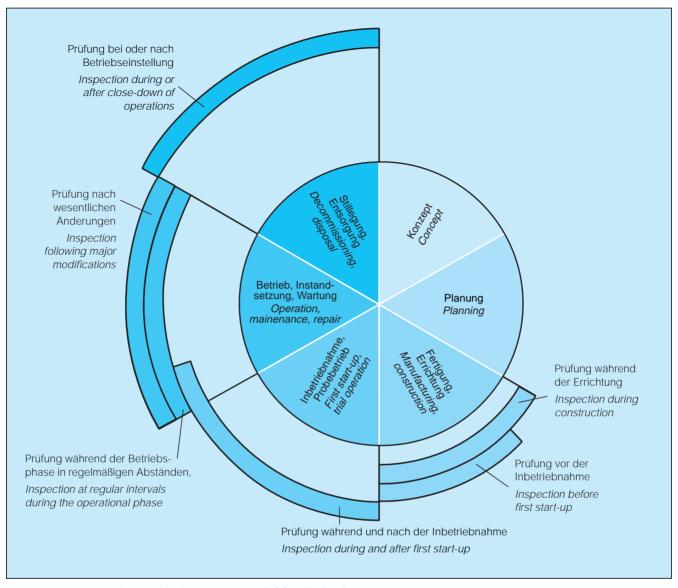
SFK-GS-01 SFK-Jahresbericht 1992
SFK-GS-02 Bericht Kriterien zur
Beurteilung akzeptabler
Schadstoffkonzentrationen
SFK-GS-03 SFK-Jahresbericht 1993
SFK-GS-04 Abschlussbericht
Sicherheitsabstände als

Schadensvorsorge SFK-GS-05 SFK-Jahresbericht 1994

SFK-GS-06 Leitfaden Anlagensicherheit

SFK-GS-07 Teilbericht Zusammenstellung und Interpretation der bisher bekannten luft-

Jahresbericht 1996



Lebensphasen einer Anlage und Prüfzeitpunkte gem. §7(1) 4. BlmSchG Lifetime phases of a facility and times of inspections according to Sec. 7 (1) 4. BlmSchG

> hygienischen Grenz-, Richt-, Orientierungs- und Toxizitätswerte

SFK-GS-08 Bericht Arbeitskreis Seveso-Richtlinie

SFK-GS-09 SFK-Jahresbericht 1995 und Ergebnisbericht der ersten Berufungsperiode der SFK von 1992 bis 1995

SFK-GS-10 Bericht Physikalische Explosionen (vom BMU bislang noch nicht zur Veröffentlichung freigegeben.)

Die Berichte (SFK-GS-03 bis SFK-GS-9) können von der Geschäftsstelle auf Anforderung kostenlos bezogen werden.

Geschäftsstelle

Die bei der GRS in Köln im Rahmen des zwischen dem Umweltbundesamt und der GRS abgeschlossenen Vertrages angesiedelte Geschäftsstelle nimmt seit Februar 1992 die Führung der Geschäfte von TAA und SFK wahr. Sie unterstützt diese beiden Gremien sowie deren zur Zeit tätigen 20 Arbeitskreise erfolgreich im Rahmen der festgelegten Beratungsaufgaben fachlich und administrativ. Diese Aufgaben werden von der Geschäftsstelle auch in der neuen Berufungsperiode von TAA und SFK wahrgenommen.

Zum Mitarbeiterstab der Geschäftsstelle gehören neben dem Leiter zwei wissenschaftlich-technische Mitarbeiter und eine Sekretärin.

10.1 TAA/SFK General Secretariat

Technical Committee for Plant Safety (TAA)

During the reporting period of 1996, the Technical Committee for Plant Safety set up in accordance with §31a BImSchG convened twice. During 1996, five of the total of eleven working groups that were created between 1992 and 1996 were active.

In 1996, the first period of office of the TAA came to an end. Therefore there was only one meeting (10th) on a technical issue, taking place on 18th April 1996. In the constituent meeting (11th) for the second period of office of the TAA which took place on 15th October 1996, the 31 appointed members called from within their ranks Prof. Dr. Pilz as chairman and Dr. Witt as deputy chairman. In the meantime, two further members have been appointed, so that the number of TAA members, including the chairman of the SFK, has by now grown to 34.

The Guideline relating to "Ammonia Refrigerating Plants" was passed by the TAA at its 10th meeting. Owing to some modifications that have not yet been finished, the Guideline is not yet available in print.

At its 10th meeting on 18th April 1996, the TAA passed the instructions on working out TAA safety standards. These instructions say that all TAA Guidelines and TAA Final reports should be examined with regard to whether they can be transformed directly into TAA Safety Standards or have to be adapted according to the requirements of the instructions.

The reports (TAA-GS-03 to TAA-GS-14 except TAA-GS-12) can be ordered free from the General Secretariat.

The following TAA reports are available:

TAA-GS-01 TAA-Jahresbericht 1992

TAA OO OO TAA III II II II II I

TAA-GS-02 TAA-Jahresbericht 1993

TAA-GS-03 Abschlußbericht Arbeitskreis Novellierung

der 2. StörfallVwV

TAA-GS-04 Abschlußbericht Arbeitskreis Lagerung brennbarer

Flüssigkeiten

TAA-GS-05 Leitfaden Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen

TAA-GS-06 Leitfaden Rückhaltung von gefährlichen Stoffen aus Druckentlastungseinrichtungen TAA-GS-07 Leitfaden Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische und Störfall-Verordnung, Teil 1: Anwendungsbereich (currently being revised)

TAA-GS-08 Abschlußbericht Arbeitskreis Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BImSchV Teil 1: Sehr giftige / giftige Stoffe und Zubereitungen

TAA-GS-09 TAA-Jahresbericht 1994

TAA-GS-10 Abschlußbericht Arbeitskreis Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BImSchV Teil 2: Brandfördernde Stoffe und Zubereitungen

TAA-GS-11 Abschlußbericht Arbeitskreis Anlagenüberwachung

TAA-GS-12 Leitfaden Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen (not yet cleared for publication by the BMU)

TAA-GS-13 Leitfaden Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische und Störfall-Verordnung Teil 2: Störfallvorsorge und Anhang

TAA-GS-14 TAA-Jahresbericht 1995 und Ergebnisbericht der ersten Berufungsperiode des TAA von 1992 bis 1995

Accident Commission (SFK)

During the reporting period, the Accident Commission set up in accordance with §51a BlmSchG convened four times. The focus of the discussions in pleno as well as in the seven active working groups was on the following issues:

- physical explosions
- possibilities of improving plant safety
- operating safety
- contaminants (air, water, soil)
- evaluation of safety-significant events
- toxicology of contaminants
- hydrogen technology
- data collection
- implementation of the Seveso Guideline

At its 19th meeting, the SFK passed the report on "Physical Explosions". Owing to some necessary modifications the report has not yet been cleared for publication.

The first period in office of the SFK ended with its 19th meeting. The new period in office was initiated at the 20th meeting on 15thOctober 1996, which was the constitu-

ent meeting. At this meeting the newly appointed members were introduced. The 24 appointed members called from within their ranks Prof. Dr. Stephan as chairwoman and Prof. Dr. Jochum, Mr. Heins and Prof. Dr. Schulz-Forberg as deputy chairmen.

The following SFK reports are available:

SFK-GS-01 SFK-Jahresbericht 1992

SFK-GS-02 Bericht Kriterien zur Beurteilung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen

SFK-GS-03 SFK-Jahresbericht 1993

SFK-GS-04 Abschlußbericht Sicherheitsabstände als Schadensvorsorge

SFK-GS-05 SFK-Jahresbericht 1994

SFK-GS-06 Leitfaden Anlagensicherheit

SFK-GS-07 Teilbericht Zusammenstellung und Interpretation der bisher bekannten lufthygienischen Grenz-, Richt-, Orientierungs- und Toxizitätswerte

SFK-GS-08 Bericht Arbeitskreis Seveso-Richtlinie

SFK-GS-09 SFK-Jahresbericht 1995 und Ergebnisbericht der ersten Berufungsperiode der SFK von 1992 bis 1995

SFK-GS-10 Bericht Physikalische Explosionen (not yet cleared for publication by the BMU)

The reports (SFK-GS-03 to SFK-GS-9) can be ordered free from the General Secretariat

General Secretariat

The General Secretariat was set up at GRS within the framework of a contract between the Federal Environmental Agency and GRS; since 1992 it has been looking after the affairs of TAA and SFK, successfully providing technical and administrative support to the two committees and their currently 20 active working groups in their defined consultative functions. The General Secretariat will continue these tasks during the new period of office, too.

The General Secretariat staff is composed of the Office Head, two scientific personnel and a secretary.

Jahresbericht 1996 **CS**

10.2 Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU

Die Bundesrepublik Deutschland verfügt heute über eine verwirrende Vielzahl von Umweltschutzgesetzen, die im wesentlichen im Laufe der vergangenen 25 Jahre entstanden sind. Die historisch begründete Zersplitterung des Umweltrechts stellt die Behörden und die betroffenen Bürger immer wieder vor Schwierigkeiten. In Anbetracht der Fülle von Gesetzen, Verordnungen und ausfüllenden Verwaltungsvorschriften ist die Rechtslage auch für Experten schwer überschaubar geworden. Ein weiteres Problem liegt darin, daß die einzelnen Umweltgesetze kaum bzw. unzureichend aufeinander abgestimmt sind. So gelten beispielsweise für die Genehmigung eines Atomreaktors andere Verfahrensbestimmungen als dies für große Chemieanlagen der Fall ist, die aus ökologischer Sicht ebenfalls über ein beträchtliches Schadenspotential verfügen.

Bereits Mitte der siebziger Jahre hat die Bundesregierung erklärt, daß mittelfristig die Erarbeitung eines einheitlichen Umweltgesetzbuches als Grundlage für ein einfacheres und leichter handhabbares Umweltrechts angestrebt werden solle. Ein derartiges Projekt zielt zweifellos auf ein großes Werk. Denn so wie das vor einem guten Jahrhundert in Kraft getretene Bürgerliche Gesetzbuch (BGB) die Rechtsverhältnisse des Zivilrechts geordnet und auf eine dauerhafte, in ihren wesentlichen Teilen bis heute unveränderte Grundlage gestellt hat, könnte eine Kodifikation des Umweltrechts das Grundgesetz für die Umwelt werden. Neben der Vereinfachung des Rechts wird es dabei möglich, innovative Regelungsansätze zu verwirklichen, die die Selbstverantwortung des einzelnen stärken und insgesamt zu mehr Umweltschutz durch weniger Normen beitragen.

Nachdem eine Gruppe von Professoren im Auftrage des Umweltbundesamtes einen ersten Gesetzentwurf für ein Umweltgesetzbuch ausgearbeitet und somit den Nachweis der grundsätzlichen Machbarkeit eines derartigen Vorhabens erbracht hatte, wurde vom damaligen Bundesumweltminister Prof. Dr. Töpfer am 2. Juli 1992 die Unabhängige Sachverständigenkommission ins Leben gerufen. Der unter dem Vorsitz von Prof. Dr. Sendler, dem ehemaligen Präsidenten des Bundesverwaltungsgerichts, arbeitenden Kommission gehören Prof. Dr. Kloepfer (Humboldt-Universität Berlin) als stellvertretender Vorsitzender und als weitere Mitglieder Prof. Dr. Bulling (Rechtsanwalt, Stuttgart), Dr. Gaentzsch (Vorsitzender Richter am Bundesverwaltungsgericht, Berlin), Prof. Dr. Johann (Umweltschutzbeauftragter des Mannesmann-Konzerns, Düsseldorf), Dr. Sellner (Rechtsanwalt, Bonn), Dr. Schweikl (Rechtsanwalt, München) sowie Prof. Dr. Winter (Universität Bremen) an. Diese namhaften und hochrangigen Experten aus den unterschiedlichen Bereichen der umweltrechtlichen Praxis sollten unter Einbeziehung praktischer Erfahrungen bis zum Sommer 1997 einen eigenen Gesetzentwurf erarbeiten, der die wesentlichen gesetzlichen Regelungen zum Schutze der Umwelt in einem umfassenden Gesetzbuch vereinigt.

Die GRS hat es im Auftrag des BMU übernommen, die Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission am Standort Berlin einzurichten. Deren Aufgabe besteht darin, die Kommissionsarbeit organisatorisch und personell zu unterstützen. Neben dem Leiter der Geschäftsstelle sind dort fünf wissenschaftliche Assistentinnen und Assistenten, eine Sachbearbeiterin sowie eine Sekretärin tätig. Drei weitere Assistenten sind im Bundesumweltministerium in Bonn bzw. in der Universität Bremen untergebracht. Den wissenschaftlichen Mitarbeitern der Kommission kommt im wesentlichen die Aufgabe zu, Regelungsvorschläge einschließlich Begründungen zu den einzelnen Bereichen zu erstellen. Nach Abstimmung mit den jeweils zuständigen Kommissionsmitgliedern werden diese Vorschläge dann auf den Sitzungen erörtert, die im Abstand von etwa zwei Monaten in aller Regel in den Sitzungsräumen der GRS in Berlin stattfinden.

In der ersten Phase ihrer Arbeit hat die Sachverständigenkommission vorrangig die Fragen des besonderen Umweltrechts behandelt. Im einzelnen waren dies Regelungen in den Bereichen Naturschutz, Gewässerschutz, Bodenschutz, Immissionsschutz, Energieversorgung, Strahlenschutz, gefährliche Stoffe, Pflanzenschutz, Abfallbeseitigung und -vermeidung sowie Gentechnik. Darüber hinaus wurden auch umweltschutzbezogene Aspekte des Rechts der Verkehrsanlagen sowie des Bergrechts beraten.

In der anschließenden zweiten Phase wurden die verallgemeinerungsfähigen Regelungen aus den besonderen Teilen in

einem "vor die Klammer" gezogenen allgemeinen Teil zusammengefasst. Daneben wurden in diesen einleitenden Teil des Entwurfs eine Reihe übergreifender Regelungselemente aufgenommen. Zu nennen sind insbesondere die Begriffsbestimmungen und leitenden Grundsätze, die Rechtund Regelsetzung, der Rechtsschutz, die Beteiligung von Verbänden, die Einrichtung von Umweltbehörden des Bundes (Umweltbundesamt, Bundesamt für Strahlenschutz etc.), die umweltbezogene Planung, die Überwachung, der betriebliche Umweltschutz, die Umwelthaftung, die Umweltabgaben und -subventionen, die Umweltinformation sowie der grenzüberschreitende Umweltschutz. Zentrale Regelungsabschnitte des allgemeinen Teils sind ferner der Zulassung von raumbedeutsamen Vorhaben gewidmet, insbesondere der Errichtung und dem Betrieb von umweltgefährdenden Anlagen und Infrastrukturvorhaben wie Verkehrsanlagen. In diesem Zusammenhang wird auch die Umweltverträglichkeitsprüfung als Instrument des vorsorgenden Umweltschutzes geregelt. Daneben soll zudem der produktbezogene Umweltschutz gestärkt und dabei die Ressourcenschonung betont werden.

Die bislang beschlossenen Vorschläge werden derzeit nochmals kritisch durchgesehen und in einem abschließenden Arbeitsgang miteinander abgeglichen. Um das Projekt des Umweltgesetzbuches auch über die Landesgrenzen hinaus bekannt zu machen, hat das Bundesumweltministerium die Kommission ergänzend damit beauftragt, eine englische Übersetzung des Vorschriftentextes zu erstellen, die - wie auch das Hauptwerk in Buchform veröffentlicht werden soll. Abschließend sind das voraussichtlich etwa 1600 Seiten umfassende deutsche Werk und die Übersetzung für die Drucklegung vorzubereiten. Die Kommissionsarbeit soll bis zum Jahresende 1997 abgeschlossen werden.

10.2 General Secretariat of the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the BMU

Germany today has a confusingly large number of environmental laws which predominantly came into existence during the past 25 years. This historically rooted splintering of the environmental codes has time and again been a source of difficulty for government authorities and the citizenry alike. In view of the profusion of laws, rules and the supply of administrative regulations, the legal situation has become intractable for viewing even for experts. A further problem is that the individual environmental laws either scarcely or only barely align with one another. Thus, for example, different regulatory procedures apply to the licensing of an atomic reactor than to that of large chemical plants which likewise, from an ecological viewpoint, have the potential to cause noticeable damage.

The Federal Government had already explained in the mid-70s that work on a uniform Environmental Code in the intermediate term was to be actively pursued as the foundation for a simple and easily manageable environmental legislation. Such a project is undoubtedly a monumental task. As with the German Civil Code (BGB) which was put into effect over a hundred years ago and which defined and regulated the legal status of civil rights, for the most part basically unchanged even until today, a codification of the environmental legal aspect could become the basic law of the environment. In addition to simplifying the legalities, it will also be possible to implement innovative regulatory mechanisms which will enhance the personal responsibility of individuals and contribute to better protection of the environment through less norms altogether.

After a group of professors working for the Federal Environmental Agency (UBA) had completed the first version of a bill for an Environmental Code, thus demonstrating proof of the basic feasibility of such an intent, the Minister for the Environment at the time, Prof. Dr. Töpfer, on July 2, 1992 set up the Independent Expert Commission. In addition to the chairman, Prof. Dr. Sendler, the former president of the Federal Administrative Court, the others members of the Commission are the deputy chairman, Prof. Dr. Kloepfer (Humbolt University, Berlin), and Prof. Dr. Bulling (Lawyer, Stuttgart), Dr. Gaentzsch (Chief Justice, Federal Administrative Court, Berlin), Prof. Dr. Johann (Environmental Protection Officer, Mannesmann Concern, Düsseldorf), Dr. Sellner (Lawyer, Bonn), Dr. Schweikl (Lawyer, Munich) and Prof. Dr. Winter (Bremen University). These renowned and highly qualified experts coming from different fields of environmental legal practise have time until the summer of 1997 to work on a bill while taking into account their practical experiences and bringing together within a comprehensive code of law the essential legal ingredients for protecting the environment.

GRS, upon request of the BMU, has assumed responsibility for setting up the

general secretariat of the Independent Expert Commission in Berlin. Its task consists of providing organisational support and human resources to the work of the Commission. In addition to the Head of the general secretariat there are five science assistants, one clerical staff and a secretary. Three other assistants are located in Bonn at the BMU and in Bremen University. The challenge primarily lies with the science assistants of the Commission to set forth regulatory proposals including justifications in the respective fields. Upon agreement with the individual Commission members responsible, these proposals are then aired at meetings, which normally take place about every two months in the conference rooms of GRS Berlin.

In the first phase of its work, the Commission of Specialists as a matter of priority

could be generalised were summarised in a "front of the brackets" general section. Also incorporated within this introductory part of the draft was a series of general regulatory elements. To be mentioned especially are definitions of technical terms and guiding principles, legislative procedures, legal protection, involvement of associations, the setting-up of a federal environmental authorities (Federal Environmental Agency, Federal Office for Radiation Protection etc.), environmentrelated planning, surveillance, operational environmental protection, environmental liability, environmental taxes and subsidies, as well as environmental information and protection of the environment across the border. Central regulatory aspects of the general section are further dedicated to the permission of environmentally relevant projects, especially the building and operation of facilities that may harm the environment, and infrastructure projects like traffic systems. In this connection, the environmental impact assessment will also be employed as an instrument of preventive environmental protection. Moreover, product-related environmental protection is to be strengthened and the preservation of resources emphasised.

The proposals submitted so far are currently once again critically reviewed and will subsequently be aligned with one another. In order to make the project on the



Die Mitglieder der Sachverständigenkommission im Kreise ihrer Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter (einschl. Ehemalige).

The present and former members of the Expert Commission and their scientific and clerical staff.

dealt with questions about the special environmental legal system. In particular, regulations pertained to the protection of nature, the protection of waters and soil, pollution protection, energy supply, radiation protection, hazardous substances, protection of plants, waste disposal and reduction, and genetic engineering. Moreover, environmental-protection-related legal aspects of traffic systems and mining were also discussed.

In the concluding second phase, the regulations from the special sections which

Environmental Code known across the border, too, the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety has accordingly ordered the Commission to make an English translation of the provisions of the text which – like the main work – is also to be published in book form. Finally, the prospective ca. 1600 pages of the German text and its translation will be readied for printing. The work of the Commission is scheduled for completion by the end of 1997.

E. Mast

Jahresbericht 1996

RISKAUDIT *RISKAUDIT*

RISKAUDIT wurde 1992 von der GRS und dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), seinem französischen Partner, in der Form einer Europäischen Wirtschaftlichen Interessengemeinschaft gegründet. RISKAUDIT hat seinen Sitz in Fontenay-aux-Roses/Paris und unterhält darüber hinaus zwei gemeinsame Büros in Moskau und in Kiew.

Die Gründung von RISKAUDIT ermöglicht GRS und IPSN eine enge Zusammenarbeit vor allem im Rahmen ihrer Einsätze in den mittel- und osteuropäischen Ländern auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Durch die Annäherung von GRS und IPSN konnte RISKAUDIT bei der Technical Safety Organizations Group (TSOG) und damit bei der Durchführung der EU-Programme PHARE und TACIS eine zentrale Position einnehmen. Darüber hinaus betreibt RISKAUDIT das technische Sekretariat.

Eine ähnliche Rolle hat RISKAUDIT bei der Gruppierung der westlichen Sicherheitsbehörden (RAMG), die sich mit dem Erarbeiten regulatorischer Rahmenbedingungen befassen.

Den in den mittel- und osteuropäischen Ländern durchgeführten Aktionen liegt ein zumeist von der Europäischen Union oder von der Europäischen Bank für Entwicklung und Wiederaufbau (EBRD) finanzierter Vertrag zugrunde. So hat RISKAUDIT 1996 etwa 20 Verträge mit einem Gesamtvolumen von mehr als 11 Millionen ECU unterzeichnet.

Die technischen Aufgaben werden zwischen IPSN, GRS und anderen Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO) je nach Kompetenz und Disponibilität des einzelnen verteilt. Die technischen Projektleiter kommen von IPSN, GRS oder einer anderen TSO und sind verantwortlich für technischen Inhalt und Empfehlungen.

Unterstützung der bulgarischen Sicherheitsbehörde

Trotz der Wiederinbetriebnahme von Block 1 im KKW Kosloduj im Herbst 1995, welche IPSN und GRS in einer vorausgehenden Stellungnahme abgelehnt hatten und was zu Spannungen führte, setzte man 1996 die Unterstützung der bulgarischen Sicherheitsbehörde im Rahmen des EU-Programms PHARE mit Sicherheitsanalysen für die Blöcke 3 und 4 fort.

Das PHARE-Programm zur Unterstützung der bulgarischen Sicherheitsbehörde stellt sowohl seitens World Association of Nuclear Operators (WANO) als auch seitens der Sicherheitsorganisationen, vertreten durch RISKAUDIT und weiterer TSO, ein langwieriges Unterfangen dar. So wurde damit bereits 1991 begonnen, als nach einer IAEA-Mission ein alarmierender Bericht bezüglich der Sicherheit von Block 1 und 2 veröffentlicht wurde.

Daraufhin beauftragte zwischen 1992 und 1994 die bulgarische Sicherheitsbehörde (BNSA) im Rahmen des von der EU finanzierten PHARE-Programms RISKAUDIT sowie ein Konsortium - vor allem IPSN und GRS - die von den bulgarischen Betreibern vorgeschlagenen Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit dieser beiden Bauabschnitte zu begutachten und Empfehlungen auszusprechen. Die Studien zeigten, dass die vorgeschlagenen Maßnahmen tatsächlich in Richtung einer Verbesserung der Sicherheit gingen; es gab iedoch erhebliche Bedenken bezüglich einer eventuellen Versprödung des Reaktors von Block 1. Während dieser Arbeitsphase gab das Verhalten der bulgarischen Betreiber Anlass zur Annahme, die westliche Sicherheitskultur würde langsam aber sicher von der bulgarischen Behörde angenommen werden.

Für die Blöcke 3 und 4 (WWER-440/V-230 von neuerem technischen Stand als Block 1 und 2) erhielt die BNSA Unterstützung auf dem Gebiet der Sicherheitsbewertung.

- Einerseits wurden ähnliche Maßnahmen ergriffen wie für die Blöcke 1 und 2.
- Andererseits kamen neue, von der EBRD finanzierte Maßnahmen hinzu, die vor allem Dampfisolationsventile, Sicherheitsventile des Druckhalters sowie Dampferzeuger betrafen.

Endgültige Ergebnisse dieser Auswertungen werden für Anfang 1997 erwartet, wobei nach dem aktuellen Stand der Studien nach einer gewissen Anzahl von Überprüfungen und Versuchen mit einem positiven Gutachten gerechnet werden kann

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde

Die wichtigsten Aktivitäten von RISKAUDIT in der Ukraine sind in dem Memorandum vom Dezember 1995 festgehalten, das von der ukrainischen Regierung, den Regierungen der G7-Staaten und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften unterzeichnet wurde. Der Text sieht vor, das KKW Tschernobyl bis zum Jahre 2000 endaültig abzuschalten, wobei auch der Sarkophag (Shelter), um den Unfallreaktor von Block 4 in ein mit den Umweltschutzauflagen kompatibles System umgewandelt wird. Außerdem soll ein Energiesubstitutionsprogramm geschaffen werden, um die beiden WWER-Reaktoren mit ie 1000 MW bei Rowno und Kmelnitski fertiazustellen, deren Bau 1991 wegen mangelnder finanzieller Mittel eingestellt worden war.

Sicherheitsziel für den Sarkophag in Tschernobyl

Die Überreste des Reaktors von Block 4 im KKW Tschernobyl wurden durch einen Schutzmantel (Shelter), den man in aller Eile und unter größten Schwierigkeiten errichtet hatte, von der Umwelt abgeschirmt. Dieser Schutzmantel, dessen Konstruktion nicht mit den Sicherheitsvorschriften übereinstimmt, verfällt schneller als angenommen, und seine Dichtheit und mangelnde Stabilität bereiten Probleme. Kurzfristige Maßnahmen sind nötig, um ihn zu festigen und seine Dichtheit zu verbessern und somit die notwendige Zeit für eine dauerhafte Lösung zu gewinnen.

RISKAUDIT hat zusammen mit IPSN und GRS die Bewertung der Risiken in einem komplexen technischen Kontext übernommen. Zum einen betrifft dies die internen Risiken der Anlage, wie das Einstürzen bestimmter Bauteile oder die Gefahr einer nuklearen Reaktion innerhalb der Bauteile, die Brennstoff enthalten. Zum anderen sollen die externen Risiken durch Erdbeben oder extreme Witterungseinflüsse untersucht werden.

Die Sicherheitsziele wurden der Sicherheitsbehörde vorgelegt, die sie ihrerseits an die Betreiber weitergeleitet hat. Sie bilden die Basis für zukünftige Maßnahmen.

Vollendung und Verbesserung der Sicherheit für die Bauabschnitte Rovno 4 und Kmelnitski 2

Das von der ukrainischen Behörde GOSKOMATOM vorgelegte Programm zur Sicherheits- verbesserung entstand auf der Basis eines Programms, das das russische Ingenieurbüro MOHT in Zusammenarbeit mit der Electricité de France (EdF) aufgestellt hat. Dieses Programm enthält verschiedene Sicherheitsbewertungen, die von RISKAUDIT bereits für die Baulinie WWER-1000 (Rowno 3, Stendal) abgegeben wurden. RISKAUDIT beteiligte sich in zweifacher Hinsicht bei der Auswertung des Programmes:

- zur technischen Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde und
- als Experte bei den internationalen Finanzierungsorganisationen EBRD und EURATOM. Diese wurden von GOSKO-MATOM um einen Kredit gebeten, um die zur Durchführung von Sicherheitsprogrammen notwendigen Arbeiten und Ausrüstungen finanzieren zu können.

Im ersten Fall geht es darum, der ukrainischen Sicherheitsbehörde eine technische Auswertung des Programms zu liefern, die auch Stellungnahmen und Empfehlungen beinhaltet und auf erforderliche Ergänzungen oder Verbesserungen hinweist. Im zweiten Fall soll den Sicherheitsbehörden ein unabhängiges Expertenurteil gegeben werden bezüglich des globalen Sicherheitsstandes, der nach dem Einsatz des Programms erreicht werden wird. Zur Kreditbewilligung muss der erwartete Sicherheitstand vergleichbar sein mit dem der westlichen Reaktoren der gleichen Generation.

Im Laufe des Jahres 1996 hat das von RIS-KAUDIT geleitete Konsortium, dem neben IPSN und GRS auch die Technischen Sicherheitsorganisationen ANPA (Italien) und AEA-T (England) angehören, vor Ort Untersuchungen vorgenommen und technische Diskussionen mit GOSKOMATOM geführt, die das vorgeschlagene Programm vervollständigten.







In mehreren Gesprächen wurden mit der russischen Behörde GOSATOMNADZOR neue TACIS-Projekte definiert.

There have been several meetings with the Russian authority GOSATOMNADZOR for defining new TACIS-projects.

Jahresbericht 1996

Der dazu für EURATOM von RISKAUDIT vorgelegte Bericht erhielt von der Expertengruppe, die die Europäische Union berät, eine positive Beurteilung.

Zusammenarbeit mit der russischen Sicherheitsbehörde und MINATOM

Unterstützung beim Transfer von Rechenprogrammen zur Analyse von Unfällen

Dieses Programm, das auf dreieinhalb Jahre angelegt ist und Anfang 1997 beendet wurde, verfolgt zwei Ziele:

- die Übertragung einer Reihe von Rechencodes für Sicherheitsanalysen an die Behörde GOSATOMNADZOR und ihre technischen Sicherheitsorganisationen sowie Unterstützung bei der Anwendung dieser Codes für Druckwasserreaktoren russischer Bauart (WWER).
- Unterstützung dieser Organisationen bei der Installation der Rechencodes.

In diesem Zusammenhang wurden die Rechencodes ATHLET, CATHARE, RAL-OC, DRASYS, ESCADRE, ICARE2 und ATHLET2 auf insgesamt sieben Workstations und zehn PCs, die miteinander vernetzt sind, installiert. Die Schulungen mit diesen Rechencodes führten auf beiden Seiten zu einem besseren Verständnis der Phänomenologie bei Störfällen, Transienten und schweren Unfällen in westlichen und russischen Druckwasserreaktoren. Insgesamt kamen etwa 20 russische Experten zur durchschnittlich drei Monate dauernden Schulung nach Frankreich und Deutschland. Darüber hinaus gab es 40 Schulungen in Moskau durch rd. 50 Experten von IPSN und GRS.

Unterstützung von GOSATOMNADZOR bei der Genehmigung von Modernisierungsprojekten

Die EBRD subventioniert Projekte, bei denen die Bereitstellung technischer Ausrüstung im Vordergrund steht, wodurch ein besseres Funktionieren der Anlagen in Novovoronesh (Blöcke 3 und 4), Kola (Blöcke 1 und 2) und Leningrad (Böcke 1 bis 4) erreicht werden soll.

GOSATOMNADZOR hat mit RISKAUDIT im Rahmen des Genehmigungsverfahrens zur Modernisierung der Reaktoren einen Vertrag abgeschlossen, der von der EBRD finanziert wird. Dieser Vertrag sieht eine technische Unterstützung russischer TSO von seiten der westlichen Technischen Sicherheitsorganisationen IPSN, GRS und AEA und einer amerikanischen TSO vor. 1996 bestand die Unterstützung im

wesentlichen in der Auswertung und Spezifizierung der Modernisierungsmaßnahmen der Kernkraftwerke in Leningrad und Kola.

Sicherheitsanalysen zur Genehmigung von Reaktoren des Typs WWER 440/230, WWER 440/213 und WWER 1000

Ende 1996 unterzeichnete RISKAUDIT sechs TACIS-Projekte zur Sicherheitsbewertung verschiedener russischer Druckwasserreaktoren. Die technischen Arbeiten für zwei dieser Projekte werden vom IPSN geleitet, vier Projekte übernimmt die GRS. Dabei ergibt sich weiterhin die Gelegenheit, die Zusammenarbeit zwischen den westlichen und russischen Technischen Sicherheitsorganisationen zu vertiefen.

Studien bezüglich der Sicherheit zukünftiger Reaktoren im Rahmen der Zusammenarbeit zwischen der FU und der RF

Nach einer gemeinsam durchgeführten erfolgreichen Studie zwischen der EU und der Russischen Föderation (RF) über "die Herausforderung und die Lösung der nuklearen Sicherheit" haben die europäischen TSO und Industriefirmen der EU sowie der RF ein Studienprojekt zum Thema "Sicherheitsprobleme zukünftiger Reaktoren im Rahmen einer Zusammenarbeit zwischen der Europäischen Union und der Russischen Föderation" vorgeschlagen. Ziel dieser Studie ist es, einen gemeinsamen Standpunkt bezüglich einer Vielzahl wichtiger Punkte zu erlangen und somit die nukleare Sicherheit in Europa weiter auszubauen.

Die Europäische Union (DG XI) unterstützt dieses Projekt mit finanziellen Mitteln. An dieser Studie nehmen neun Industriefirmen unter der Leitung der EdF, acht europäische TSO unter der Leitung von RISKAUDIT sowie acht russische Organisationen unter der Leitung von MINATOM teil

RISKAUDIT ist darüber hinaus der Hauptvertragspartner bei der EU. In Obninsk fand kürzlich ein Workshop statt, bei dem der aktuelle Stand der laufenden 14 Themen festgehalten und ein Zwischenbericht erarbeitet wurde.

Bewertung des Sicherheitsberichts zum KKW Ignalina in Litauen

In einem Abkommen zwischen der EBRD, dem Kernkraftwerk Ignalina und der litauischen Regierung wurde vereinbart, dass als Auflage für eine Kreditbewilligung zur Finanzierung eines Projektes zur Erhöhung der Sicherheit zunächst eine grundlegende Sicherheitsbewertung der Anlage zur Auflage vorzunehmen ist...

Diese Sicherheitsbewertung, die sich auf einen von westlichen Ingenieuren erstellten Sicherheitsbericht stützt, wurde von einem von RISKAUDIT geleiteten Konsortium durchgeführt, das sich aus ost- und westeuropäischen TSO (AEA-T, ANPA, GRS, IPSN, LEI, RCCKI) zusammensetzt. Dieses Projekt ist bisher einzigartig, da es vorsieht, einen den westlichen Reaktoren analogen Sicherheitsbericht zu erarbeiten und anschließend von ost- und westeuropäischen Experten unabhängig zu bewerten.

Die Bewertung hat gezeigt, dass der Sicherheitsbericht zwar die wesentlichen Fragen abdeckt, jedoch einige wichtige Punkte noch offen lässt. Zu diesen verschiedenen Punkten wurden Empfehlungen abgegeben. Nach einem "Defence in depth"-Ansatz wurde ihre Dringlichkeit bewertet. Die wichtigsten Punkte betreffen

- Mängel in der Schnellabschaltfunktion bei Störfällen und vor allem das Verhalten des Systems bei einem Ausfall einer der Komponenten und
- nicht hinreichend nachweisbare Integrität des Kühlkreislaufes.

In beiden Fällen werden die Schutzmechanismen der Systeme für unzureichend gehalten und die Folgen eines Ausfalles wären nicht akzeptabel. Außerdem ist die Organisation bei der Betriebsführung unzureichend.

Weitere nennenswerte Ereignisse

Ein technisches Treffen, das am 1. Juli 1996 in Kiew in aufgelockerter Atmosphäre stattfand, war der Einrichtung des dortigen neuen RISKAUDIT-Büros gewidmet. Die Rolle von RISKAUDIT als Partner der Sicherheitsbehörden und verschiedener, für die Verbesserung der Sicherheit in der Ukraine zuständige, technischer Organisationen, wurde von mehreren Vortragenden unterstrichen. In diesem Sinne äußerten sich E. Smyschliaev, Vize-Minister und Leiter der Sicherheitsbehörde, Professor Valery Kukhar, Berater des Präsidenten der Ukraine auf dem nuklearen Gebiet, und Professor I.N. Vishnevsky, Direktor des KNIR.

Die Europäische Union hat auf die Wiederinbetriebnahme von Block 2 des Reaktors von Medzamor in Armenien reagiert. Mit dem Ziel, die Sicherheit zu erhöhen, wurde Betreibern und Geneh-

migungsbehörden – auf der Grundlage von Mitteln vor Ort und russischer Unterstützung – zweifach Hilfe zugesagt. Im Rahmen eines Vertrages mit der EU wurde RISKAUDIT mit der Unterstützung der Sicherheitsbehörde betraut und der Einsatz von Experten aus IPSN, GRS und AVN vor Ort ist für Anfang 1997 vorgesehen.

RISKAUDIT erhielt in seiner Eigenschaft als Repräsentant der TSOG von der Europäischen Union eine finanzielle Beteiligung für seine Initiative, in den verschiedenen osteuropäischen Betreiberländern eine Untersuchung durchzuführen, die es ermöglichen soll, sowohl Strategien als auch Bedürfnisse der Sicherheitsbehörden in Bezug auf technische Unterstützung und Entwicklung zu erkennen.





Die von RISKAUDIT geführten Büros in Moskau (I.) und Kiew (r.) dienen als zentrale Anlauf- und Koordinierungsstelle für an der Ost-West-Kooperation beteiligten Institutionen

The Moscow (I.) and Kiev (r.) offices run by RISKAUDIT serve as centres for information and co-ordination of the institutions involved in the cooperation between East and West.

RISKAUDIT was founded in 1992 by GRS and its French partner, the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), as a European Economic Interest Grouping. The RISKAUDIT head office is at Fontenay-aux-Roses/Paris. Furthermore, there are two jointly run offices, one in Moscow and one in Kiev.

The foundation of RISKAUDIT enables GRS and IPSN to work closely together, particularly within the framework of their activities in die field of nuclear safety in the countries of Central and Eastern Europe. Owing to the ever closer partnership of GRS and IPSN it was possible for RISKAUDIT to take a central position in the Technical Safety Organizations Group (TSOG) and thus also in the performance of the PHARE and TACIS programmes of the EU. In addition, RISKAUDIT runs the technical secretariat.

RISKAUDIT plays a similar role in the group of Western regulators (RAMG) dealing with the elaboration of basic regulatory conditions.

The activities performed in the countries of Central and Eastern Europe are based on contracts that are in most cases financed by the European Union or the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). In 1996, for example, RISKAUDIT signed about 20 contracts to the value of more than ECU 11m.

The technical tasks are divided between IPSN, GRS and other technical safety organisations (TSO), depending on their respective competence and availability. The technical project managers come from IPSN, GRS or another technical safety organisation; they are responsible for the technical contents and for recommendations.

Assistance to the Bulgarian safety authority

Despite the restart of Unit 1 of the Kozloduy NPP in the autumn of 1995, to which IPSN and GRS had objected in a comment issued before the restart and which led to a certain degree of tension, assistance to the Bulgarian safety authority was continued in 1996 within the framework of the EU's PHARE programme, with the activities including safety-related analyses of Units 3 and 4.

The PHARE programme to assist the Bulgarian safety authority constitutes a lengthy tasks both for the World Association of Nuclear Operators (WANO) and for the safety organisations, represented by RISKAUDIT and other TSOs. It was begun as early as in 1991, when an alarming report on the safety of Units 1 and 2 was published in the wake of an IAEA mission. Consequently, between 1992 and 1994, the Bulgarian safety authority (BNSA) com-

missioned RISKAUDIT and a consortium mainly GRS and IPSN - within the framework of the EU-financed PHARE programme to judge the measures proposed by the Bulgarian operator for the improvement of these two power plant units and to make recommendations. The studies showed that the proposed measured did indeed point in the direction of an improvement of safety; however, there were strong reservations as regards the possible embrittlement of the reactor of Unit 1. During this phase of the activities, the behaviour of the Bulgarian operator gave reason to believe that the Bulgarian authority was slowly beginning to assume a Western-style safety culture.

For Units 3 and 4 (VVER-440/V-230, more modern than Units 1 and 2 from a technical point of view), the BNSA received support in the field of safety assessments:

- on the one hand, similar measures were taken as for Units 1 and 2
- on the other hand, new measures, financed by the EBRD, were added which concerned above all steam isolation valves, pressuriser safety valves, and steam generators.

The final results of these analyses are expected for early 1997; according to the current state of the studies, with a certain

Jahresbericht 1996





1996 fand das erste Sommerfest im Büro Kiew statt.

The opening of the Kiev office was celebrated in the summer of 1996.

number of investigations and experiments already being concluded, it can be expected that there will be a positive judgement.

Assistance to the Ukrainian safety authority

The most important RISKAUDIT activities concerning the Ukraine are recorded in the Memorandum of December 1995 which was signed by the Ukrainian government, the governments of the G7 states, and the Commission of the European Communities. In the Memorandum, the definite closure of the Chernobyl NPP until the year 2000 is envisaged, which also involves turning the Sarcophagus (Shelter) around the accident reactor of Unit 4 into an ecologically safe system. Also, an energy substitution programme is to be devised in order to complete the two VVER-1000 reactors at Rovno and Khmelnitzkij. Their construction was halted in 1991 owing to a lack of funds.

Safety goal for the Sarcophagus at Chernobyl

The remains of the reactor of Unit 4 at the Chernobyl NPP were shielded from the environment by a protective shell (Shelter) which had been erected at great haste and under the most difficult conditions. This protective shell, the design of which does not comply with safety regulations, is degenerating more quickly than was originally assumed, and its tightness and lacking stability are posing considerable problems. Short-term measures have become necessary in order to reinforce its structure and improve its tightness and thus to gain the time necessary for finding a lasting solution.

Together with IPSN and GRS, RISKAUDIT has taken over the task of assessing the risks in a complex technical context. This concerns on the one hand plant-internal risks, like the collapse of certain structural components or the danger of a nuclear reaction within fuel-containing component areas; on the other hand, extreme risks constituted by earthquakes or extreme effects of the weather are also to be examined.

The safety goals were presented to the safety authority, which in turned passed them on to the operators. They form the basis for future measures.

Completion and safety-related improvement of the NPP units Rovno-4 and Khmelnitzkij-2

The safety improvement programme presented by the Ukrainian authority GOSKOMATOM was drawn up on the basis of a programme that had been devised by the Russian MOHT engineering company in co-operation with Electricité de France (EdF). This programme contains various safety assessments which have already been submitted by RISKAUDIT for the VVER-1000 type (Rovno-3, Stendal). RISKAUDIT participation in evaluating the programme took place under two aspects:

- to provide technical support to the Ukrainian safety authority
- as expert consultant to the international financing organisations EBRD and EURATOM.

The latter were asked for a credit by GOSKOMATOM in order to be able to

finance the work and equipment needed to perform a safety programme.

Under the first aspect, the Ukrainian safety authority is to be provided with an expert evaluation of the programme that also contains comments and recommendations and points at necessary additions or improvements.

Under the second aspect, the safety authorities are to be supplied with an independent expert judgement of the global safety status that will have been achieved once the programme has been implemented. For the credits to be given it is necessary that the expected safety status is comparable to that of Western reactors of the same generation.

During the course of 1996, the RISKAUDIT-led consortium – which apart from IPSN and GRS also includes the technical safety organisations ANPA (Italy) and AEA-T (UK) – performed in situ analyses and discussed matters to complete the programme with GOSKOMATOM.

The report on these items submitted by RISKAUDIT to EURATOM was positively assessed by a group of experts consulting the European Union.

Co-operation with the Russian safety authority and MINATOM

Support in the transfer of computer codes for accident analyses

This programme, which had a projected period of three and a half years and was rounded off at the beginning of 1997, had two particular objectives:

- the transfer of a number of computer codes for safety-analytical purposes to the authority GOSATOMNADZOR and its technical safety organisations as well as the support in applying these codes to Russian-design pressurised water reactors (VVER)
- the support of these organisations in installing the computer codes.

Within the framework of these activities, the computer codes ATHLET, CATHARE, RALOC, DRASYS, ESCADRE, ICARE2 and ATHLET2 were installed on a total of seven workstations and ten personal computers, which are all networked.

The training in the use of these computer codes resulted in a better understanding on both sides of the phenomenology of accidents, transients and severe accidents in Western and Russian pressurised water reactors. In all, about 20 Russian experts came to France and Germany to take part in courses, each lasting three months on average. Furthermore, there were 40 training courses that were held in Moscow, conducted by roughly 50 IPSN and GRS experts.

Assistance to GOSATOMNATZOR in licensing modernisation projects

The EBRD subsidises projects which are mainly concerned with providing technical equipment aimed at improving the functioning of the plants at Novovoronesh (Units 3 and 4), Kola (Units 1 and 2) and Leningrad (Units 1 to 4).

Within the framework of the licensing procedure relating to the modernisation of these reactors, GOSATOMNADZOR and RISKAUDIT concluded a contract that is financed by the EBRD. This contract involves technical support for Russian TSOs to be provided by the Western TSOs IPSN, GRS and AEA as well as an American TSO. In 1996, this support mainly took the form of an evaluation and specification of the modernisation measures for the Leningrad and Kola nuclear power plants.

Safety analyses with respect to the licensing of reactors of the type VVER-440/V-230, VVER-440/V-213 and VVER-1000

At the end of 1996, RISKAUDIT signed six contracts for TACIS projects on safety assessments of different Russian pressurised water reactors. The technical work of two of these projects is performed by IPSN, the four other projects are dealt

with by GRS. This is also a further opportunity to intensify co-operation between the Western and Russian TSOs.

Studies relating to the safety of future reactors within the framework of EU and RF co-operation

After the successful completion of a study performed jointly by the EU and the Russian Federation (RF) on "the challenge and solution of nuclear safety", the European TSOs and industrial companies from the EU as well as from the RF proposed a study project on the topic of "Safety problems of future reactors within the framework of co-operation between the European Union and the Russian Federation". The aim of this study is to reach a common standpoint on a number of important issues and thus to further enhance nuclear safety in Europe.

The European Union (DG XI) supports this project financially. Taking part in this study are nine industrial companies led by EdF, eight European TSOs led by RISKAUDIT, and eight Russian organisations led by MINATOM.

RISKAUDIT is furthermore the main contract partner of the EU. In a workshop which took place in Obninsk, the current status of the 14 topics was recorded and an interim report was prepared.

Review of the Safety Analysis Report for the Ignalina NPP in Lithuania

The EBRD, the Ignalina nuclear power plant and the Lithuanian government have signed an agreement saying that one condition for the approval of a credit to finance a safety improvement project shall be an initial fundamental safety assessment of the plant.

This safety assessment, which is based on a safety analysis report prepared by Western engineers, was performed by a RISKAUDIT-led consortium constituted of Eastern and Western TSOs (AEAT, ANPA, GRS, IPSN, LEI, RRCKI, SCIENTECH). This project is unique because it envisages the preparation of a safety analysis report analogous to that for Western reactors and a subsequent independent review by East- and West-European experts.

The review has shown that although the safety analysis report covers the most relevant issues, some important items are left open. Here, the SAR Review goes on

to make recommendations on these topics. Their urgency was judged according to a "defence-in-depth" approach. The most relevant issues concern

- flaws in the shut-down function during abnormal events and, above all, the behaviour of the system in case of a failure of one of the components
- the not sufficiently verified integrity of the reactor coolant system.

In both cases, the protection mechanisms of the systems are considered insufficient, and the consequences of a failure would not be tolerable. Moreover, the organisation of operational management is not adequate.

Further results worth mentioning

On 1 July 1996, a meeting took place in Kiev to celebrate the opening of the new RISKAUDIT office in the Ukrainian capital. Many of those giving speeches pointed out the role of RISKAUDIT as partner of the safety authorities and the different expert organisations responsible for improving safety in the Ukraine. This was also underlined by E. Smyschliaev, Vice-Minister and Head of the Safety Authority, Professor Valery Kukhar, Advisor to the President of the Ukraine on nuclear issues, and Professor I.N. Vishnevsky, Director of the KNIR.

The European Union has reacted on the restart of Unit 2 of the Armenian Medzamor nuclear power plant. By the provision of funds for on-site improvements as well as Russian support, operators and authorities were offered help from two sides, both aiming at an improvement of safety. Within the framework of a contract with the EU, RISKAUDIT was given the task of supporting the safety authority; for this purpose, it is planned to send experts from IPSN, GRS and AVN to the Medzamor site at the beginning of 1997.

In its role as representative of the TSOG, RISKAUDIT received a financial contribution from the European Union for its initiative to carry out an investigation in the different East-European nuclear-power-operating countries which is to make it possible to identify the strategies as well as the needs of the safety authorities regarding technical assistance and development.

A. Jahns

Jahresbericht 1996 **GS**

Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH unterstützt Energieversorgungsunternehmen, Industrie und Behörden bei der Entwicklung und Einführung neuer Technologien sowie bei der Durchführung von Sicherheits- und Verfügbarkeitsanalysen. Die Arbeitsschwerpunkte sind Leittechnik, Diagnose, Informationstechnik und Entsorgung. Im Berichtszeitraum konzentrierten sich die Arbeiten von ISTec vor allem auf

- die Weiterentwicklung von Diagnosetechniken zur Überwachung rotierender Maschinen
- die Entwicklung von Nachweisverfahren für softwarebasierte Sicherheitsleittechnik
- die Beratungstätigkeit für die ukrainische Genehmigungsbehörde im Zusammenhang mit der Einführung digitaler Sicherheitsleittechnik
- die Begutachtung der digitalen Sicherheitsleittechnik für den Forschungsreaktor FRM II
- die Entwicklung eines Programmsystems zur Reststoff-Erfassung, -Verfolgung und -Kontrolle (ReVK)

Im folgenden sind die wichtigsten Arbeiten geordnet nach fachlichen Tätigkeitsfeldern kurz dargestellt.

Diagnosetechnik

Die "Grundlast" der Arbeiten liegt nach wie vor bei der Schwingungsüberwachung von DWR-Primärkreissystemen inklusive Hauptkühlmittelpumpen. Hierzu wird – mittlerweile seit elf Jahren – als Vor-Ort-System das eigenentwickelte COMOS-System eingesetzt. Flankierend hierzu wird ein umfangreiches Dienstleistungspaket über separate Serviceverträge abgewickelt. Ein COMOS-Nachfolgesystem wird derzeit spezifiziert und kann voraussichtlich Ende 1998 angeboten werden.

Ein zweiter Schwerpunkt der Schwingungsdiagnose liegt bei der Turbosatz-Überwachung. Nachdem das von der Firma Schenck AG entwickelte System VIBROCAM 5000 mittlerweile um den COMOS-Modul erweitert wurde, wird ISTec derzeit bereits von vier Kraftwerken über entsprechende Systembetreuungs- und Signalbeurteilungsaufträge eingeschaltet.

Eine weitere Systementwicklung dient der Schwingungsdiagnose von Zwangsumwälzpumpen von Siedewasserreaktoren. Nach unseren Spezifikationen wird zur Zeit im Industrieauftrag ein entsprechendes System von der Firma Schenck AG entwickelt. ISTec wird ab Jahresende ebenfalls über Serviceleistungen bei drei Siedewasserreaktoren mit Analyse- und Diagnoseaufgaben vertreten sein.

Die von ISTec auf dem Körperschallanalysesektor durchgeführten Tätigkeiten zur DWR-/SWR-Überwachung wurden 1997 um Schallanalysen an Sicherheitsabblaseventilen und einem speziellen "Troubleshooting" an einem Turbogenerator erweitert, der im Dreheinrichtungsbetrieb nicht bestimmungsgemäße Geräuschmuster entwickelte.

Bei der Zustandsdiagnose motorgetriebener Ventile und Absperrschieber konnte mit Messungen in Kernkraftwerken das Potential dieser Analysetechnik nachgewiesen werden. Im Vordergrund steht derzeit die Beurteilung des Laufverhaltens sogenannter Altarmaturen, deren Zustandsbeurteilung – ohne die sonst übliche Inspektion mit Demontage – über indirekte Messmethoden mit außen angebrachten Zusatzaufnehmern ermittelt werden soll

Als Erfolg unserer Beratungstätigkeit ist sicher auch zu werten, daß ISTec seit Jahresbeginn vom Betreiber einer amerikanischen SWR-Anlage hinzugezogen wird, um den Status der Zwangsumwälzpumpenwellen zu ermitteln und im Trendverhalten zu verfolgen. Obwohl diese Anlage bereits mit umfangreicher Diagnosetechnik ausgestattet ist, wurde großes Interesse am Einsatz des von ISTec konzipierten Diagnosesystems für drehzahlvariabel betriebene Zwangsumwälzpumpen signalisiert

Leittechnik

Eine besondere Herausforderung stellt die Sicherheitsbeurteilung rechnergestützter Leittechnik dar. ISTec hat sich daher im



Bild 12.1: Das Arbeitsgebiet Leittechnik befasst sich mit der Qualifizierung von Hard- und Softwaresystemen, Zuverlässigkeitsnachweisen, der Bewertung von EMV-Maßnahmen, der Simulation elektrischer Systeme und Qualitätssicherung.

Figure 12.1: "Instrumentation and control" deals with the qualification of hard- and software systems, reliability verifications, the assessment of EMI measures, the simulation of electrical systems and quality assurance.



Bild 12.2: Der Arbeitsbereich Diagnose umfasst Schwingungs-, Maschinen-, Körperschall-Armaturen- und Komponentendiagnose.

Figure 12.2: "Diagnosis" comprises oscillation diagnosis, machine diagnosis, structure-borne sound diagnosis, valve diagnosis and component diagnosis.

Rahmen von F&E-Arbeiten, die vom BMBF finanziert sind, intensiv mit der Weiterentwicklung von Nachweisverfahren für die Softwaresicherheit befasst. Zentrale Themen waren die Bewertung automatisch erzeugter Codes, Nachweismethoden für das Echtzeitverhalten und Werkzeuge zur Überprüfung der Einhaltung von Normen und Richtlinien. Im Auftrag des BMU wurden grundlegende Untersuchungen zu Fragen der Sicherheitsleittechnik in künftigen Reaktoren (EPR) durchgeführt, und wesentlich an der Neuformulierung der RSK-Leitlinien mitgearbeitet, durch die sicherheitstechnische Rahmenbedingungen für rechnerbasierte Sicherheitsleittechnik festgelegt werden.

In Erweiterung der Typprüfung der Softwarekomponenten des Systems TXS wurde nunmehr der anlagenunabhängige Systemtest einer gutachterlichen Bewertung unterzogen.

Im Rahmen der Sicherheitsbegutachtung des Forschungsreaktor FRM II in Garching wurde von ISTec die Bewertung des digitalen Reaktorschutzes vorgenommen und insbesondere eine Sensitivitätsanalyse zur Beurteilung von Common-mode-Einflüssen sowie eine Fehlerart- und Effektanalyse durchgeführt.

Hinsichtlich der Beratung osteuropäischer Genehmigungsbehörden sind vor allem die Arbeiten für die Ukraine im Zusammenhang mit dem Einsatz digitaler Leittechnik für den Havarieschutz des Kernkraftwerks Rovno zu nennen. Dabei wurden vor allem wichtige Unterlagen über die Verfahren zur Typprüfung von Hard- und Software erarbeitet sowie umfangreiche Unterstützung bei der Konzeptbewertung geleistet. Die Fortführung der Beratung der ungarischen Behörde in Zusammenhang mit der neuen Sicherheitsleittechnik im Kernkraftwerk Paks wurde in die Wege geleitet.

Informationstechnik

Das von ISTec entwickelte System ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem) ist inzwischen in routinemäßigem Einsatz und wurde von der Bedienmannschaft vor allem wegen seiner hohen Funktionalität und bedienfreundlichen Benutzeroberfläche sehr gut angenommen. Seit etwa einem Jahr wird nunmehr an der Realisierung eines weiteren Systems gearbeitet, das im Kernkraftwerk Philippsburg (KKP), Block 1, zum Einsatz kommen wird. Phase 1 des Auftrages ist bereits abgewickelt. Wesentlicher Arbeitsinhalt war die Einrichtung eines separaten Arbeitsplatzrechners im Strahlenschutzdienstbüro, der in Vorbereitung auf den späteren Einsatz zunächst an die bestehende ADAS-Datenbank von Block 2 gekoppelt wurde.

Des weiteren ist die Entwicklung eines Klinikinformationssystems (KIS) zu nennen, die zusammen mit der Firma Medical Data Systems durchgeführt wurde. Das System dient der medizinischen Dokumentation der Behandlung des Patienten. Wesentliche Elemente sind:

- Eingabe und Abruf von Daten an den verschiedenen Stellen in der Klinik, bezogen auf die jeweils durchzuführenden Aufgaben
- Bedienung dieser Datenstationen über Client-Server
- Einrichtung einer Client-Station auf dem "Visitenwagen", der über Funk mit den Server-Stationen verbunden ist -
- Modularer Aufbau bestehend aus mehreren Stationen (z.B. Aufnahme, Ambulanz, OP, Labor, Intensivstation)
- Einsatz preisgünstiger Standardsoftware (MS Windows).

Ein Pilotsystem ist inzwischen fertiggestellt und an der Uro-Klinik Ulm installiert, um erste praktische Erfahrungen zu sammeln.

Abfallbeseitigung und Reststoffwirtschaft

Die Arbeiten auf dem Gebiet der Reststoffentsorgung in Köln waren im Jahre 1996 geprägt durch das bei ISTec im Auftrag der Energiewerke Nord (EWN) in Entwicklung befindliche Programmsystem zur Reststoff-Erfassung, -Verfolgung und -Kontrolle (ReVK) und die im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführten Untersuchungen zur Betriebssicherheit der Endlager Morsleben und Konrad. Darüber hinaus wurden die im Auftrag der NAGRA durchgeführten Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase des Endlagers Wellenberg in der Schweiz für schwach- und mittelradioaktive Abfälle abgeschlossen.

Die EWN GmbH hat im Jahre 1995 ISTec beauftragt, ein Dokumentationssystem zu entwickeln, mit dem alle bei der Stillegung der Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg anfallenden radioaktiven Reststoffe und Abfälle sowie alle Entsorgungsschritte dokumentiert und verfolgt werden können. Dazu wurde ein netzwerkfähiges Datenbanksystem mit Modulen zur Datenerfassung, zur Abwicklung von Lager- und Transportvorgängen mit entsprechender Ressourcenverwaltung, zur Bilanzierung, zur Messwerterfassung sowie zur Erledigung sonstiger betrieblicher Belange entwickelt.

Das ReVK in der Ausbaustufe 1 befindet sich seit September 1995 im Leistungsbetrieb. Bis November 1996 wurden ca. 8500 Gebindedatensätze und 1500 Transportdatensätze erfasst. Derzeit wird das ReVK zur Ausbaustufe 2 (ReVK 2.0) weiterentwickelt, was die Umstellung auf eine neue Version der Basissoftware und die Komplettierung aller vorgesehenen Programmfunktionen beinhaltet.

Jahresbericht 1996 GCS

Für das BfS wurden die im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für das Endlager Konrad erstellten Unterlagen auf Konsistenz geprüft und überarbeitet, und es wurde mit der Erarbeitung eines Konzeptes zur Bewertung der Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsanalysen begonnen. Die für das Endlager Morsleben durchgeführten Störfallanalysen wurden unter Einbeziehung der Erweiterung der Einlagerung von Abfallgebinden im Ostfeld aktualisiert. Ein umfangreiches Projekt zur Behandlung der Gasproblematik bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle wurde in Angriff genommen, das im Auftrage des BfS und der EU durchgeführt wird. Hierzu wurden die im Unterauftrag zu vergebenden experimentellen Untersuchungen spezifiziert und erste Rechnungen zur Modellierung des Einflusses von Zweiphasenströmungen auf den Nuklidtransport durchgeführt.

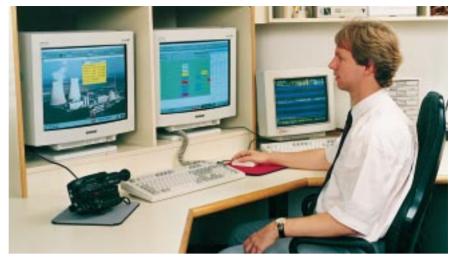


Bild 12.3: Der Arbeitsbereich IT-Systeme beinhaltet Labor- und Prozessüberwachung, integrierte Informationssysteme, Archivierungssysteme, Datenbanken und Multi-Media-Anwendungen.

Figure 12.3: "IT systems" comprises laboratory and process monitoring, integrated information systems, filing systems, data bases and multi-media applications.

Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH supports utilities, industry and authorities in the development and introduction of new technologies as well as in the performance of safety and availability analyses. The main fields of activity are instrumentation and control, diagnosis, information technology and waste disposal. During the reporting period, ISTec's activities mainly concentrated on

- the further development of diagnostic techniques for monitoring rotating machines
- the development of verification procedures for software-based safety instrumentation and control
- consulting for the Ukrainian licensing authority on the introduction of digital safety instrumentation and control
- the assessment of digital safety instrumentation and control for the FRM-II research reactor
- the development of a program system for waste tracking and control (ReVK)

The most important projects arranged according to their technical field of activity are briefly described below.

Diagnostic Technology

The "base load" of the activities now as before is vibration monitoring of PWR primary systems including main coolant pumps. Our own-developed COMOS system has now been employed for this purpose as an in situ system for eleven years. In addition, an extensive service

packet is offered via separate service contracts. A COMOS successor system is currently being specified and will probably be available at the end of 1998.

Turboset monitoring represents another emphasis of vibration diagnosis. Now that the VIBROCAM 5000 system developed by Schenck AG has been enlarged by the COMOS module, ISTec is currently commissioned by four power plants to provide system support and perform signal assessments.

A further system being developed serves the vibration diagnosis of forced circulation pumps in boiling water reactors. A corresponding system is currently being developed to our specifications by Schenck AG on behalf of the industry. From the end of the year onwards, ISTec will also provide services in three boiling water reactors relating to analysing and diagnostic functions.

ISTec's activities in the field of structureborne noise analysis for PWR/BWR monitoring were extended by sound analyses at safety relief valves and a special "troubleshooting" at a turbogenerator developing undue sound patterns in barring gear operation.

The potential of this analysis technique could be demonstrated with measurements made in nuclear power plants during status diagnosis of motor-driven valves and stop valves. Currently, the focus is on the assessment of the operation characteristics of so-called old valves; their condition is to be determined (with-

out the otherwise common inspection involving their dismantling) by using indirect measuring techniques with additional sensors affixed outside.

A success of our consulting activities may certainly also be seen in the fact that since the beginning of this year ISTec has been consulted by an American BWR plant to determine the status of the forced circulation pump shafts and to observe their trend behaviour. Although this plant is already equipped with extensive diagnostic technology, great interest was signaled to use to the ISTec-developed diagnostic system for variable speed-driven forced circulation pumps.

Instrumentation and Control

The safety assessment of computer-based instrumentation and control represents a particular challenge. In the course of R & D activitities financed by the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF), ISTec intensively worked on the further development of verification procedures for software safety. Central topics were the assessment of automatically generated codes, verification methods for real-time behaviour, and tools for verifying that standards and guidelines are being observed. On behalf of the Federal Minister for the Environment, Nature Conversation and Nuclear Safety (BMU), basic examinations on questions of safety instrumentation and control in future reactors (EPR) were conducted. ISTec also took part in the new phrasing of the RSK

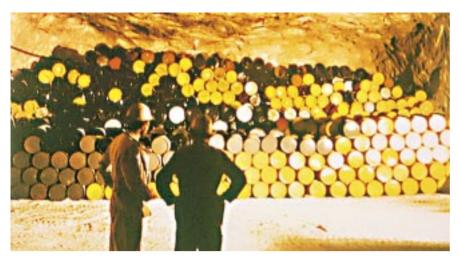


Bild 12.4: Systemanalysen, Abfallcharakterisierung, Dokumentationssysteme, Genehmigungsfragen und Entsorgungsmanagement sind die Themenschwerpunkte des Arbeitsbereichs Entsorgung.

Figure 12.4: Systems analyses, waste characterizing, documentation systems, licensing issues and disposal management represent the main emphasis of the "Disposal" field of activity.

guidelines establishing the basic safety conditions for computer-based safety instrumentation and control.

Extending the type examination of the software components for the TXS system, an expert opinion of the plant-independent system test was prepared.

In the course of the safety assessment of the FRM-II research reactor at Garching, ISTec assessed the digital reactor protection system and conducted the sensitivity analysis for assessing common-mode influences as well as a defect mode and effect analysis.

Concerning the expert advice provided for East-European licensing authorities, the efforts for the Ukraine connected with the use of digital instrumentation and control for emergency protection at the Rovno Nuclear Power Plant are to be mentioned in the first place. Important documents on the procedures of type examination of hardand software were prepared, and extensive support during concept assessment was provided. The continuation of the assistance provided for the Hungarian authority in connection with the new safety instrumentation and control at the Paks Nuclear Power Plan was initiated.

Information Technology

The ADAS (activitiy data acquisition and analysis system) system developed by ISTec is meanwhile being used as a routine and has been accepted very well by operator staff mainly because of its high functionality and user-friendly operator environ-

ment. For approx. one year the realisation of a further system has been worked on which will be employed in Unit 1 of the Philippsburg Nuclear Power Plant. Phase 1 of the order has already been completed. The essential task was the establishment of a separate computer in the radiation protection office which, being prepared for its later use, was at first coupled to the existing ADAS data base of Unit 2.

Furthermore, the development of a hospital information system performed jointly with Medical Data Systems is to be mentioned. This system serves the medical documentation of the treatment of patients. Essential elements are:

- Input and retrieval of data at different locations in the hospital related to the respective functions to be performed,
- operation of these data stations via client-server.
- establishment of a client-station on the "ward round cart" connected to the server station via radio, modular structure consisting of several stations (e.g. reception, ambulance, operating theatre, laboratory, intensive care unit),
- use of favourably priced standard software (MS Windows)

A pilot system has been completed in the meantime and was installed at the Uro-Klinik in Ulm to gather first practical experience.

Waste Disposal and Waste Management

At our Cologne branch, the activities in the field of waste disposal in 1996 were

characterised by the code system for waste tracking and control (ReVk) developed on behalf of Energiewerke Nord (EWN) and the analyses concerning operational safety of the Morsleben and Konrad repositories, carried out on behalf of the Federal Office for Radiation Protection (Bundesamt für Strahlenschutz, BfS). In addition, the safety analyses on the operational phase of the Wellenberg repository for low- and mediumactive waste in Switzerland, carried out on behalf of NAGRA, were completed.

EWN GmbH commissioned ISTec in 1995 with the development of a documentation system which can document and track all radioactive wastes arising from the dismantling of the Greifswald and Rheinsberg Nuclear Power Plants and well as all disposal steps. For this purpose, a data base system which can be operated as a network was developed, comprising modules for data acquisition, for processing of storage and transport processes with the respective administration of resources, for balancing, for measured-value acquisition, and for processing other operational issues.

Version 1 of the waste tracking and control system (ReVK) has been in use since September 1995. By November 1996, approx. 8500 package sets of data and 1500 transport sets of data had been acquired. At present, the waste tracking and control system (ReVK) is being developed further (ReVK 2.0), comprising the conversion to a new basic software version and the complementation of all code functions designated.

On behalf of the Federal Office for Radiation Protection (Bundesamt für Strahlenschutz, BfS), the documents prepared in the course of the plan-approval procedure for the Konrad repository were examined with respect to consistency, were revised, and the elaboration of a concept for assessing the results of probabilitistic safety analyses was started. The accident analyses performed for the Morsleben repository were updated incorporating the expanded storage of waste packages in the eastern field. An extensive project carried out on behalf of the BfS and the European Union dealing with the problem of gas formation upon final disposal of radioactive wastes was initiated. The experimental examinations to be granted as sub-contracts were specified and first computations for modelling the influence of two-phase flows on the transport of nuclides were carried out.

W. Bastl

Jahresbericht 1996 **GRS**

12.1 Armaturendiagnose

In Kernkraftwerken gehören die Armaturen mit Stellantrieb zu den wichtigsten aktiven Komponenten des Sicherheitssystems. Über 20 % der meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerksanlagen sind mit Störungen und Ausfällen dieser Armaturen verbunden. Die Zustandsbeurteilung der Armaturen erfolgt in den Anlagen im Rahmen wiederkehrender Prüfungen der Stellantriebe und in Diagnosemessungen an den Armaturen im eingebauten Zustand. Für die am meisten eingesetzten Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb kommen in den deutschen Anlagen unterschiedliche Verfahren für die Zustandsbewertung zur Anwendung. Seitens ISTec wurden Untersuchungen zur Armaturendiagnose durchgeführt mit dem Ziel, aus den Ergebnissen von Diagnosemessungen sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen Aussagen zur Bewertung der angewendeten Prüfverfahren zu gewinnen.

Die Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb werden in den deutschen Kernkraftwerken in allen sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Betriebssystemen eingesetzt. Die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme umfassen die Systeme zum Überführen des Reaktors in einen sicheren Zustand im Anforderungsfall, zur Stabilisierung des sicheren Zustandes sowie des Gebäudeabschlusses. Beispiele der Sicherheitssysteme sind das Not- und Nachkühlsystem sowie das Notspeisesystem. Von den Armaturentypen kommen in den Sicherheitssystemen motorgetriebene Absperrschieber sowie motorgetriebene Absperr- und Regelventile am häufigsten zum Einsatz.

Die wiederkehrenden Prüfungen der Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb sind nach KTA-Regel 3504 so durchzuführen, dass die Erhaltung der Funktionsfähigkeit der elektrischen Antriebe nachgewiesen wird. In einem festgelegten Prüfintervall sind dabei Lastspiele entsprechend den Anforderungen bei Betätigung der Armatur zu prüfen. Für sicherheitstechnisch wichtige Armaturen werden in Bezug auf die erforderlichen Drehmomente der Stellantriebe erhöhte Sicherheitsfaktoren berücksichtigt. Neben den wiederkehrenden Prüfungen der elektrischen Stellantriebe werden in den Anlagen auch Prüfungen der Komponente Armatur mit Stellantrieb in funktionseingebundenem Zustand durchgeführt. Das Ziel dieser Diagnosemessungen ist die frühzeitige Erkennung von Veränderungen des Armaturenzustandes, um mögliche Funktionsstörungen durch entsprechende Maßnahmen vermeiden zu können.

Armaturenprüfung in der Praxis

Bei den Prüfungen motorgetriebener Armaturen werden in den deutschen Anlagen Kennwerte des Stellantriebes und der Armatur mit Hilfe unterschiedlicher Messverfahren erfasst und der zeitliche Verlauf der Messgrößen für die Auf- und Zufahrt der Armatur analysiert. Die angewendeten

Prüfverfahren sind darauf gerichtet, das Laufverhalten der Armatur zu bewerten und die Ursache für auftretende Anomalien festzustellen. Die Kraftübertragung vom Motor über das Stellgetriebe auf die Spindel wird wesentlich durch die Reibwerte des Getriebes, der Spindel/Spindelmutter, der Stopfbuchse und der Schieberplatte bei Schiebern beeinflusst. Durch Veränderungen dieser Reibwerte können bei motorgetriebenen Armaturen Schwergängigkeiten bis zum Öffnungsversagen und Leichtgängigkeiten bis zum Fehlöffnen durch den Druck des Mediums auftreten. Die Reibwertveränderungen können durch Alterung der Schmierfette, durch Materialablagerungen und Korrosion hervorgerufen werden.

Die Prüfung der Armaturen mit elektromotorischem Stellantrieb umfasst die Kalibriermessung des Stellantriebes auf dem Prüfstand und die Diagnosemessung der Armatur vor Ort oder am Schaltanlageneinschub. Bei der Kalibriermessung wird der Stellantrieb mit Motor und Stellgetriebe auf einen Drehmomentprüfstand montiert und für die Auf- und Zufahrt des Antriebes die Motorwirkleistung und das aufgebrachte Drehmoment bei mechanischer Belastung gemessen. Bei gleichen Prüfbedingungen kann dann aus der gemessenen Wirkleistung des Motors das Drehmoment an der Spindel abgeleitet werden. Auf dem Prüfstand erfolgt weiterhin die Einstellung der weg- und drehmomentabhängigen Endschalter für den Stel-

Bei der Diagnosemessung an der Armatur vor Ort werden gegenwärtig drei unterschiedliche Messverfahren eingesetzt: Die Messung der Wirkleistung, die Messung des Drehmoments und die Messung der Spindelkraft. Die Messgrößen Wirkleistung, Drehmoment und Spindelkraft charakterisieren die Antriebskette einer motorgetriebenen Armatur in der Übertragung der Wirkleistung des Motors zu dem aufgebrachten Drehmoment über das Stell-

getriebe und die Umsetzung des Drehmoments in die Spindelkraft für die Spindelbewegung über die Spindelmutter. In der Antriebskette sind die Reibwerte des Getriebes, der Spindel/Spindelmutter, der Stopfbuchse und der Schieberplatte bei Schiebern die wichtigsten Parameter für die Zustandsdiagnose der motorgetriebenen Armatur. Die Prüfbedingungen bei der Armaturenmessfahrt können dabei entscheidend das Diagnoseergebnis beeinflussen.

Für die Messung der Motorwirkleistung wurde von Siemens/KWU ein Diagnosesystem entwickelt. Der Verlauf der Motorwirkleistung über der Stellzeit bzw. über dem Hub der Armatur ist dabei proportional zu dem aufgebrachten Drehmoment. Unter Verwendung der Kalibrierkurve für den Stellantrieb kann bei der Diagnosemessung aus der Wirkleistung das Drehmoment berechnet werden. Das Messverfahren zur Bestimmung der Motorwirkleistung wird in mehreren deutschen Kernkraftwerken angewendet. Das neueste System von Siemens/KWU befindet sich im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld im Einsatz

Für die Drehmomentmessung wird eine speziell entwickelte Drehmomentdose zwischen Stellantrieb und Armatur eingebaut. Mit diesem Messverfahren von ABB kann sehr genau der Verlauf des Drehmoments an der Spindel über dem Hub der Armatur bestimmt werden. Für sicherheitstechnisch wichtige Armaturen bedarf der Einbau der Drehmomentmesseinrichtungen einer besonderen Genehmigung. Drehmomentmesseinrichtungen von ABB werden zum Beispiel an motorgetriebenen Armaturen im Kraftwerk Gundremmingen eingesetzt

Die Messung der aufgebrachten Spindelkraft ermöglicht auf der Basis von Vergleichsanalysen Aussagen zu den Veränderungen der Reibwerte der Armatur. Von Preussag Engineering wurde eine verbesserte Armatur konstruiert, bei der über die Messung der Verschiebung von eingesetzten Tellerfedern mit Hilfe von Wirbelstromaufnehmern die Spindelkraft bestimmt werden kann. Dieses Verfahren zur Messung der Spindelkraft wird zum Beispiel im Kernkraftwerk Isar-1 eingesetzt.

Neben den genannten Diagnosesystemen von Siemens/KWU, ABB und Preussag kommen weitere Diagnosesysteme der FH Darmstadt, der AIS Sommer GmbH und anderer Hersteller in den Kernkraftwerken zur Anwendung.

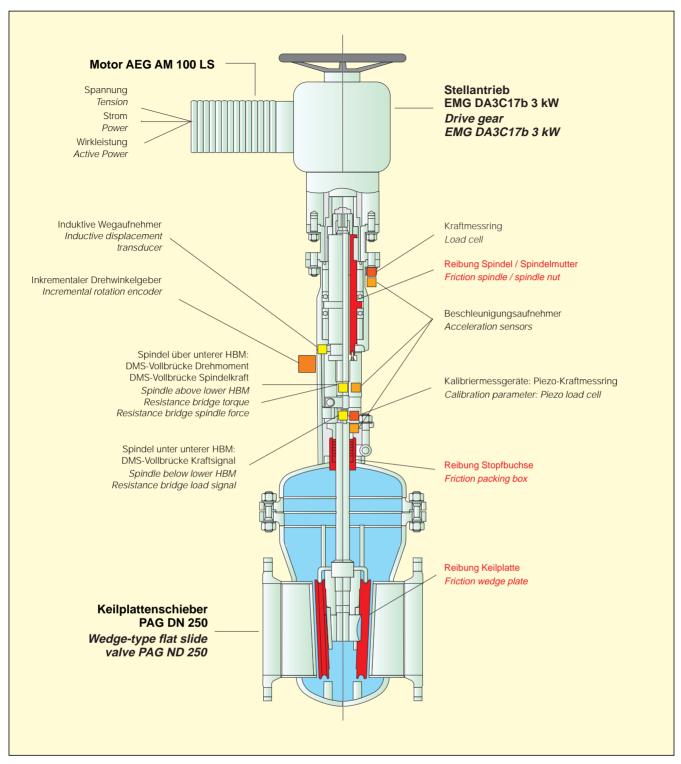


Bild 12.5: Schnittdarstellung eines Keilplattenschiebers mit der Instrumentierung für Diagnoseuntersuchungen Figure 12.5: Profile of a wedge-type flat slide valve with instrumentation for diagnostic examinations

Auswertung von Diagnosemessungen

Die von ISTec durchgeführten Untersuchungen zur Bewertung der Prüfverfahren für motorgetriebene Armaturen basieren im wesentlichen auf der Analyse von Messdaten aus wiederkehrenden Prüfungen sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen deutscher Kernkraftwerksanlagen. Insgesamt wurden über 1000 Kalibrier- und Diagnosemessungen aus dem Zeitraum 1989 bis 1996 ausgewertet. Bei den Messdaten handelt es sich dabei überwiegend um Zeitverläufe der erfassten Motorwirkleistung. Mit Hilfe von Verfahren der Signaturanalyse wurden aus den gemessenen Zeitsignalen charakteristische Diagnosemerkmale für Vergleichsauswertungen ermittelt. Im Verlauf der Armaturenfahrt können die Bereiche Lösen aus der Endlage, freie Laufphase und Fahrt in die Endlage unterschieden werden. In der freien Laufphase wird der Verlauf der Wirkleistung oder des Drehmoments vom Reibwert der Stopfbuchse und vom Reibwert der Spindel/Spindelmutter beeinflusst. Bei der

Jahresbericht 1996 GRS 122



Bild 12.6: Das von ISTec eingesetzte System ARDIS für Messungen an Armaturen mit Stellantrieben

Figure 12.6: The ARDIS system employed by ISTec for measurements at valves having actuators

Fahrt in die Endlage überwiegt deutlich der Einfluss des Reibwertes der Spindel/Spindelmutter.

Für die Berechnung der Reibwerte in der Armaturendiagnose sind zeitsynchrone Messungen des aufgebrachten Drehmoments oder der Wirkleistung und der Spindelkraft erforderlich. Von ISTec wurde ein neues Verfahren zur Spindelkraftmessung mit Hilfe von piezoelektrischen Kraftsensoren entwickelt. Für die Messung der Motorwirkleistung und der Spindelkraft wurde ein System für die Messwerterfassung und Analyse der Messgrößen aufgebaut und in Laborversuchen getestet. An einem Keilplattenschieber mit der Nennweite DN 250 der Fa. Preussag wurden im ISTec-Labor Messungen im drucklosen Zustand durchgeführt und der Verlauf des Reibwertes der Spindel/Spindelmutter bei der Fahrt in die Endlage aus dem ermittelten Drehmoment und der gemessenen Spindelkraft berechnet.

Als Ergebnis wurde festgestellt, dass der Reibwert Spindel/Spindelmutter im Bereich der freien Laufphase aufgrund der Schwankungen der kleinen Werte der Messgrößen nicht eindeutig bestimmbar ist. Im Bereich der Fahrt in die Endlage wurde für den Reibwert Spindel/Spindelmutter in den Versuchen ein Wert von 0,10 bis 0,12 ermittelt. Im Nachlauf der Armatur nach Motorstop ergibt sich eine dynamische Erhöhung des Reibwertes bei ansteigendem Drehmoment und zunehmender Flächenpressung bis auf 0,14. Die berechneten Werte liegen damit im zulässigen

Bereich von 0,10 bis 0,15. Das von ISTec entwickelte Messverfahren wurde neben den Laborversuchen auch bei einer Diagnosemessung vor Ort in einer DWR-Anlage eingesetzt. Dabei wurden an einem Ventil im Not- und Nachkühlsystem der Nennweite DN 400 Schwergängigkeiten festgestellt. Mit Hilfe des ISTec-Messverfahrens konnte ein erhöhter Reibwert der Spindel/Spindelmutter infolge veränderter Eigenschaften der Schmierfette nachgewiesen werden.

Über die Messung der Motorwirkleistung oder des Drehmoments zeitsynchron mit der aufgebrachten Spindelkraft ist eine Bestimmung der Veränderungen des Reibwertes Spindel/Spindelmutter möglich, und es kann damit eine verbesserte Aussage hinsichtlich der Bewertung des Armaturenzustandes erreicht werden.

Bewertung der Prüfverfahren

Im Ergebnis der ISTec-Untersuchungen zur Armaturendiagnose erfolgte eine Bewertung der angewendeten Prüfverfahren für motorgetriebene Armaturen. Die Diagnosesysteme der Wirkleistungsmessung können nur eingeschränkt Hinweise auf Veränderungen in den Reibwerten liefern, da die einzelnen Effekte im Signal der Wirkleistung ohne eine zusätzliche Messgröße nicht eindeutig separiert werden können. So können Änderungen in der Wirkleistung durch veränderte Reibwerte des Getriebes, der Spindel/Spindelmutter, der Stopfbuchse und der Schieberplatte verursacht werden. Die Systeme der Wirkleistungsmessung sind sehr gut geeignet für die Einstellungen des Stellantriebs auf dem Prüfstand und für Vergleiche mit Referenzmessungen in der Armaturendiagnose bei gleichen Prüfbedingungen.

Mit Hilfe der Systeme der Drehmomentmessung können Hinweise auf Reibwertveränderungen der Spindel/Spindelmutter, der Stopfbuchse und der Schieberplatte abgeleitet werden. Die Einzeleffekte können ohne ein Zusatzsignal nicht eindeutig separiert werden. Der Vorteil dieser Dia-



Bild 12.7: Der Armaturenprüfstand im ISTec-Labor zur Untersuchung von Diagnoseverfahren Figure 12.7: The valve testing stand in the ISTec laboratory for examining diagnostic methods

gnosesysteme besteht in der Verbesserung der Diagnosemöglichkeit im Vergleich zu der Wirkleistungsmessung, da die Effekte des Stellantriebes das Messsignal nicht beeinflussen. Die Anwendung der Verfahren der Drehmomentmessung ist jedoch aufwendiger als die sehr einfach zu realisierende Wirkleistungsmessung.

Die Diagnosesysteme der Spindelkraftmessung können Aussagen zu den Veränderungen der Reibwerte Spindel/Spindelmutter, Stopfbuchse und Schieberplatte liefern. Auftretende Reibwertveränderungen können mit Hilfe von Vergleichsanalysen auf der Basis von Referenzmessungen bestimmt werden. Beim Vergleich mit Referenzmessungen müssen jedoch stets die Prüfbedingungen berücksichtigt werden. Für die Separation der Reibwerteffekte ist ein zusätzliches Signal erforderlich. Die Messung der Spindelkraft erfordert einen höheren Aufwand im Vergleich zur Drehmoment- oder Wirkleistungsmessung.

Die Armaturendiagnose mit Hilfe der Messung des Drehmoments in Verbindung mit der Messung der Spindelkraft ermöglicht die Separation einzelner Reibwertveränderungen. Unter der Voraussetzung gleicher Prüfbedingungen und unveränderter Übertragung des Stellgetriebes kann der erforderliche Drehmomentverlauf auch aus der gemessenen Wirkleistung unter Verwendung der Kalibrierkurve berechnet werden.

Auf dem Gebiet der Armaturendiagnose sind von ISTec weitere Untersuchungen geplant, um das Diagnosepotential des dynamischen Verlaufs der Messgrößen im Bereich der Fahrt in die Endlage im Vergleich zur freien Laufphase darzustellen. Im Vergleich sollen weiterhin Diagnosemessungen im drucklosen Zustand und unter Betriebsdruck untersucht werden.

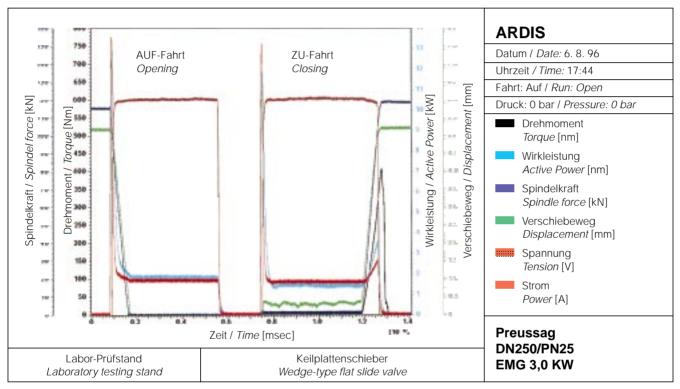


Bild 12.8: Zeitlicher Verlauf der Mess-Signale an einem Keilplattenschieber für die Auf- und Zufahrt der Armatur Figure 12.8: Time sequence of the measured signals at a wedge-type flat slide valve for opening and closure of the valve

12.1 Valve Diagnosis

Valves with an actuator belong to the most important active components of the safety system in nuclear power plants. More than 20 % of the notifiable events in German nuclear power plants are connected with faults and failures of these valves. The condition of the valves is assessed in the plants during the course of recurrent inspections of the actuators and in diagnostic measurements at built-in valves. In German plants, different procedures are employed for assessing the condition of the most frequently used valves having an electromotive actuator. ISTec carried out examinations on the diagnoses of valves with the objective of deriving information for the assessment of the test procedures employed from the results of the diagnostic measurements of important safety valves.

In German nuclear power plants, valves with an electromotive actuator are employed in all important safety-related and operational systems. The important safety systems comprise the systems for transferring the reactor into a safe state when

required and for stabilising the safe state as well as the confinement. Examples of safety systems are the emergency core cooling and the residual-heat removal system as well as the emergency injection system. With respect to the types of valve, motor-driven stop valves as well as motordriven isolating and control valves are employed most frequently.

According to KTA-Rule 3504, the recurrent inspections of valves having an electromotive actuator are to be carried out in such a way that proof is furnished that the operativeness of the electrical drives can be maintained. Alternations of loads meeting the requirements upon actuation of the valve are to be inspected during a predetermined inspection interval. Increased safety factors with respect to the actuator torques required are considered for valves which are important for technical safety. In addition to the recurrent inspections of the

Jahresbericht 1996 **GS**

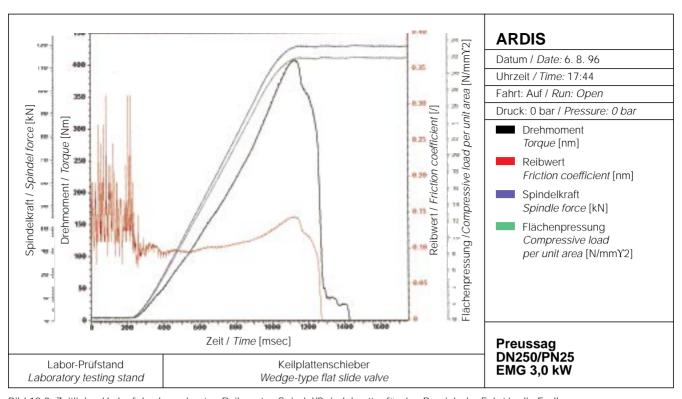


Bild 12.9: Zeitlicher Verlauf des berechneten Reibwertes Spindel/Spindelmutter für den Bereich der Fahrt in die Endlage Figure 12.9: Time sequence of the friction coefficient spindle/spindle nut calculated for the area of the movement into the final position

electrical actuators, examinations of the component valve with an actuator are also carried out in the functioning state. The objective of these diagnostic measurements is an early detection of changes of the valve condition so that respective measures for avoiding potential functional disturbances can be taken.

Valve Examination in Practice

During examinations of motor-driven valves in German plants, characteristic values of the actuator and the valve are acquired with the help of different measuring methods, and the temporal sequence of the measured variables for closure and opening of the valve is analysed. The test procedures applied are directed at assessing the operation characteristics of the valve and at determining the reason for any anomalies. The load transmission from the motor via the actuating gear onto the spindle is influenced essentially by the friction coefficients of the drive, the spindle/spindle nut, the packing box and the flat slide valve in the case of sliding valves. Upon changes of these friction coefficients, sluggishness leading up to failures to open and easy movement leading up to erroneous opening caused by the pressure of the medium can occur for motor-driven valves. The changes of the friction coefficients can be caused by aging of the lubricants, accumulation of material, and corrosion.

The examination of the valves having an electromotive actuator comprises calibration measurement of the actuator on the testing stand and diagnostic measurement of the valve in situ or at the switchboard drawer unit. For calibration measurement. the actuator with the motor and the actuating gear are mounted onto a torque testing stand; then the motoractive power and the torque applied are measured for opening and closure of the drive upon mechanical load. With test conditions being the same, the torque at the spindle can then be derived from the active power of the motor measured. In addition, the path- and torque-dependent limit switches for the actuator are adjusted on the testing

For in situ diagnostic measurements at the valve, three different measuring methods are currently employed: measurement of the active power, measurement of the torque, and measurement of the spindle force. The measured variables active power, torque and spindle force characterise the driving chain of a motor-driven valve in the transmission of the active power of the motor to the torque applied via the actuating gear and the conversion of the torque into the spindle force for the spindle movement via the spindle nut. In the driving chain, the friction values of the

drive, the spindle/spindle nut, the packing box and the flat slide valve in case of sliding valves are the most important parameters for diagnosing the condition of the motor-driven valve. The test conditions during a valve measurement run can decisively influence the diagnostic result.

Siemens/KWU developed a diagnostic system for measuring motoractive power. The course of the motoractive power over the closing time or over the travel of the valve is proportional to the torque applied. Using the calibration curve for the actuator, the torque can be calculated from the active power during diagnostic measurement. The measuring method for determining motoractive power is employed in several German nuclear power plants. The latest Siemens/KWU system is employed at the Grafenrheinfeld Nuclear Power Plant.

For torque measurement, a specially developed torque box is installed between actuator and valve. Using this measuring method by ABB, the course of the torque at the spindle over the range of the valve can be determined very exactly. Special permission is required for the assembly of torque measuring equipment for important safety valves. Torque measuring equipment by ABB is, for example, employed at motor-driven valves in the Gundremmingen Power Plant.

The measurement of the spindle force applied makes it possible to make a statement on the changes of the friction coefficients of the valve on the basis of comparative analyses. Preussag Engineering designed an improved valve where the spindle force can be determined by measuring the displacement of the cup springs employed with the help of eddy current sensors. This procedure for measuring spindle force is employed at the Isar-1 Power Plant, for example.

In addition to the diagnostic systems by Siemens / KWU, ABB and Preussag Engineering, further diagnostic systems of Fachhochschule Darmstadt, AIS Sommer GmbH and other manufacturers are employed in nuclear power plants.

Analysis of Diagnostic Measurements

The examinations for assessing test procedures of motor-driven valves carried out by ISTec are essentially based on the analysis of measured data from recurrent inspections of important safety valves in German nuclear power plants. In the period between 1989 and 1996, more than 1000 calibration and diagnostic measurements were analysed. The measured data mainly are characteristics as a function of time of the motoractive power acquired. With the

help of signature analysis procedures, characteristic diagnostic features for comparative analyses were determined from the time signals measured. During the movement of the valve it can be differentiated between the sections of withdrawal from the final position, free movement and movement into the final position. During free movement, the course of the active power or of the torque is influenced by the friction coefficient of the packing box and the spindle/spindle nut. While moving into the final position, the influence of the friction coefficient of the spindle/spindle nut clearly predominates.

For calculating the friction coefficients in valve diagnosis, synchroneous measurements of the torque applied or of the active power and the spindle force are required. A new procedure for spindle force measurement was developed by ISTec with the help of pieco-electric load sensors. For measuring motoractive power and spindle force, a system for measuredvalue acquisition and analysis of the measured variables was established and tested in laboratory tests. Measurements were carried out using a wedge-type flat slide valve made by Preussag having a nominal width of ND 250 under unpressurised conditions in the ISTec laboratory: the course of the friction coefficient of the spindle/spindle nut upon movement into the final position was calculated from the torque determined and the spindle force measured.

As a result, it was determined that the friction coefficient spindle/spindle nut in the area of the free movement cannot clearly be defined because of the variations of the small values of the measured variables. In the section of the movement into the final position, a value of 0.10 to 0.12 was determined in the experiments for the friction coefficient spindle/spindle nut. In the slowdown of the valve after motor stop there is a dynamic increase of the friction coefficient upon increasing torque and increasing compressive load per unit area up to 0.14. The values calculated are thus in the permissible range of 0.10 to 0.15. In addition to the laboratory tests, the measuring method developed by ISTec was also used in an in situ diagnostic measurement in a PWR plant. During the course of this measurement, sluggishness of a valve in the emergency core cooling and residualheat removal system having a nominal diameter of ND 400 was determined. With the help of the ISTec measuring method, an increased friction coefficient of the spindle/spindle nut due to changed properties of the lubricants could be demonstrated.

It is possible to determine the changes of the friction coefficient spindle/spindle nut

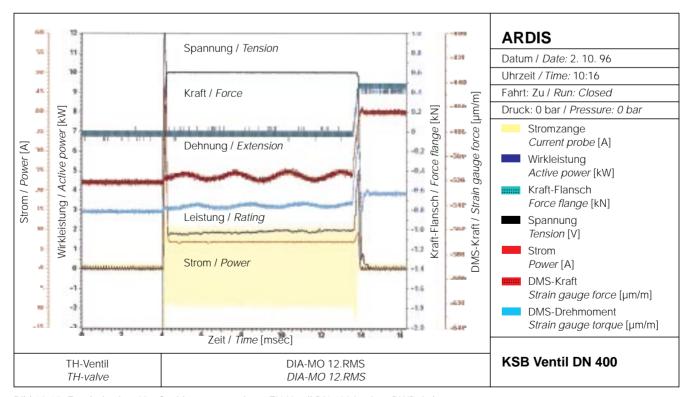


Bild 12.10: Ergebnis einer Vor-Ort-Messung an einem TH-Ventil DN 400 in einer DWR-Anlage Figure 12.10: Results of an in situ measurement at a TH valve ND 400 in a PWR plant

Jahresbericht 1996 SS

by synchroneously measuring the motoractive power or the torque and the spindle force applied; an improved statement on the assessment of the valve condition can thus be achieved.

Assessment of the Test Procedures

The results of the ISTec examinations on valve diagnosis contained an assessment of the test procedures for the motor-driven valves applied. The diagnostic systems measuring active power can provide indications to changes in friction coefficients to a limited extent only, as the individual effects in the signal of the active power cannot clearly be separated without an additional measured variable. Changes of the active power can thus be caused by changed friction coefficients of the drive, the spindle/ spindle nut, the packing box and the flat slide valve. The active power measurement systems are very well suited for the adjustments of the actuator on the testing stand and for comparisons with reference measurements in valve diagnosis under the same test conditions.

With the help of the torque measuring systems, references to friction coefficient modifications of the spindle/spindle nut, the packing box and the flat slide valve can be derived. The individual effects cannot clearly be separated without an additional signal. The advantage of these diagnostic systems is the improvement of the diagnostic possibilities compared to the active power measurement, as the effects of the actuator do not influence the measured signal. The use of the torque measuring method is, however, more expensive than active power measurement, which is very easy to realise.

Diagnostic systems for spindle force measurement can provide information on changes of friction coefficients of spindle/spindle nut, packing box and flat slide valve. Any friction coefficient changes occuring can be determined with the help of comparative analyses on the basis of reference measurements. However, during a comparison with reference measurements the test conditions are always to be

considered. For separating the friction coefficient effects, an additional signal is necessary. Measuring spindle force requires more efforts compared to torque or active power measurement.

Valve diagnosis by measuring torque in connection with the measurement of spindle force makes a separation of individual friction coefficient changes possible. Under the precondition of identical test conditions and unchanged transmission of the actuating gear, the course of the torque required can also be calculated from the active power measured using the calibration curve.

ISTec plans further examinations in the field of valve diagnosis to illustrate the diagnostic potential of the dynamic course of measured variables in the area of the movement into the final position compared to free movement. The comparison is also to include further analyses of diagnostic measurements under unpressurized conditions and under operational pressure.

J. Pohlus

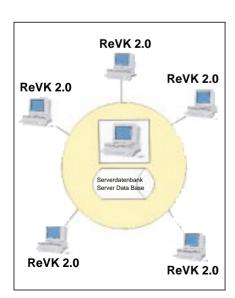
12.2 Erfassung und Verfolgung radioaktiver Reststoffe und Abfälle mit ReVK 2.0

Bei der Stillegung der Kraftwerksblöcke Greifswald und Rheinsberg fallen in großem Umfang radioaktive Reststoffe an, die in geeigneter Weise zu entsorgen sind. Alle angefallenen radioaktiven Reststoffe und Abfälle sowie alle Entsorgungsschritte sind zu dokumentieren. Aufgrund des großen Datenaufkommens ist der Einsatz eines DV-gestützten Dokumentationssystems erforderlich, das eine kontinuierliche Verfolgung und Aufnahme der anfallenden Daten an den einzelnen Stationen ermöglichen soll. Die EWN GmbH hat ISTec damit beauftragt, ein entsprechendes Programmsystem zu entwickeln.

Das Programmsystem ReVK 2.0 (Reststoff-Verfolgungs- und Kontrollsystem, Version 2.0) ist ein auf einer modernen Basissoftware entwickeltes und unter Windows lauffähiges Programmsystem zur Dokumentation, Verfolgung und Verwaltung von radioaktiven Reststoffen und Abfällen, wie sie beim Betrieb und dem Rückbau einer kerntechnischen Anlage anfallen. Das Programm erlaubt sowohl die Erfassung und Verwaltung aller für die Dokumentation der Reststoffe und Abfälle erforderlichen Daten als auch deren Verfolgung bei Transport und Lagerung. Durch die Möglichkeit der synchronen Übergabe der Daten an das in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik eingesetzten Programms zur Abfallfluss-, Verfolgungs- und Produkt-Kontrolle AVK bzw. AVK-ELA bietet es praktisch auch den kompletten Funktionsumfang dieser Programme.

Zuverlässige, genehmigungsgerechte und wirtschaftliche Dokumentation der Reststoff- und Abfalldaten

Die beim Betrieb oder dem Rückbau einer kerntechnischen Anlage anfallenden Reststoffe und Abfälle müssen buchhalterisch



Netzstruktur des ReVK 2.0 ReVK 2.0 net structure erfasst (§ 78 StrlSchV) und die wesentlichen Daten für die zuständige Aufsichtsbehörde kurzfristig einsehbar aufbewahrt werden. Bei der Vielfalt der hierbei zu erfassenden Daten, insbesondere für die endlagergerechte Charakterisierung der Abfälle, ist diese Aufgabe ohne ein entsprechend DV-gestütztes Dokumentationssystem nicht mehr zuverlässig und wirtschaftlich zu leisten. Dies trifft insbesondere auf die erheblichen Reststoff- und Abfallmengen zu, die beim Rückbau einer kerntechnischen Anlage anfallen und deren Verbleib jederzeit zuverlässig nachgewiesen werden muss.

Mit ReVK 2.0 können alle erforderlichen Daten zuverlässig und wirtschaftlich erfasst werden, die Daten so verwaltet und die Bewegung der Reststoff- und Abfallmengen so verfolgt werden, dass ihr Verbleib jederzeit kurzfristig und zuverlässig nachgewiesen werden kann.

Erfassen der Daten an dem Ort, an dem sie anfallen

ReVK 2.0 ist ein voll netzwerkfähiges Programmsystem. Das bedeutet, die Daten können an jedem Netzwerkknoten oder auch an jedem Telefonanschluss erfasst werden; die Datenverarbeitung findet jedoch zentral auf dem Server statt. Als Datenbank können alle üblichen Datenbanksysteme eingesetzt werden. Damit kann ReVK problemlos in bestehende DV-Systeme integriert werden.

Durch die Datenaufnahme vor Ort werden fehleranfällige Handaufzeichnungen überflüssig. Alle Eingabestationen können so konfiguriert werden, dass nur für die jeweilige Station relevante Programmressourcen verfügbar sind. Damit wird für den Praktiker vor Ort die Handhabung erleichtert und die Verfügbarkeit von ReVK gesteigert.

ReVK 2.0 ist ein voll objektorientiert entwickeltes Softwareprodukt. Sein relationales Datenbanksystem erfüllt alle heutigen Ansprüche an ein modernes Client-Server-Netzwerksystem, das unter den Betriebssystemen Windows 95 oder Windows NT läuft. Einfache, fehlertolerante und benutzergerechte Datenerfassung über Bildschirmmasken

Die ergonomisch gestalteten Bildschirmmasken des ReVK 2.0 erlauben eine fehlertolerante und sichere Erfassung der anfallenden Daten. Bei der Dateneingabe wird der Benutzer durch Eingabehilfen und durch automatische Plausibilitätsprüfungen unterstützt. Die feststehenden Angaben, wie Lagerorte, PC-Standorte, Herkunftsorte, Behältertypen, Materialarten etc. sind in Form von Referenzlisten hinterlegt und können per Mausklick aufgeblättert werden. Per Hotkey kann der benötigte Eintrag sekundenschnell gefunden und erfasst werden.

Jede Eingabemaske ist mit zwei Registerblättern versehen, was ein sofortiges Umschalten aus dem Maskenformular in die Tabellendarstellung erlaubt. Die Datenbankfelder in der Tabelle können mit der Maus beliebig verschoben und die Breite der angezeigten Felder beliebig verändert werden. Die Tabelle kann geteilt und Spalten können "eingefroren", verschoben oder ausgeblendet werden. Innerhalb der Tabelle stehen Hotkey's für die schnelle Bearbeitung zur Verfügung.

Steuerung der Eingabe per Toolbar

Die Eingabemasken sind auf dem Bildschirm beliebig positionierbar. Dabei können mehrere Masken gleichzeitig geöffnet sein und die Einträge abwechselnd vorgenommen werden. Über eine frei positionierbare Toolbar erfolgt die einfache Steuerung der Eingabe.

Geringe Strahlenbelastung des Betriebspersonals durch Identifikation mit Barcodeleser

Bereits erfasste Reststoff- oder Abfallgebinde werden durch eine Begleitkarte gekennzeichnet, die über ReVK 2.0 erstellt wird und in der die Identnummer der Reststoff- oder Abfalleinheit als Barcode mit ausgedruckt wird. Über die am Gebinde befestigte Begleitkarte kann das Gebinde jederzeit eindeutig und schnell identifiziert und die Daten in ReVK 2.0 sekundenschnell bereitgestellt werden. Dazu wird mit dem an einen PC angeschlossenen Barcodeleser (z.B. in Form einer Lesepistole) der Barcode auf der Begleitkarte gelesen, nachdem er per Mausklick über den Barcodebutton in der Toolbar aktiviert wurde. Nach Lesen des Barcodes werden die Daten des Gebindes automatisch in die jeweilig geöffneten Eingabemasken eingelesen und stehen für die Bearbeitung zur Verfügung. Dadurch werden kurze

Jahresbericht 1996 GRS

Arbeitszeiten am oder in der Nähe des Gebindes ermöglicht (schnelles und fehlerfreies Lesen des Barcodes aus der Distanz) und somit unnötige Strahlenbelastungen des Betriebspersonals vermieden

Sichere Verfolgung und Überwachung der Transport- und Handhabungsvorgänge

ReVK 2.0 ermöglicht nicht nur die Erfassung und Verwaltung der Daten. Auch der Nachweis über den Verbleib der erzeugten Reststoff- oder Abfallgebinde kann jederzeit geführt werden. Über das Transportmodul des Programms werden alle Transportbewegungen der erzeugten Gebinde erfasst und jederzeit abrufbar gespeichert. Über die Eingabemaske des Transportdialogs werden die Transportdaten erfasst, ebenso wie die Freigabe des Gebindes für den Transport. Kommt das oder die transportierten Gebinde am Zielort an, erfolgt die Rückbestätigung der Transportankunft über den PC am Zielort. Der Transport am Zielort kann wiederum über Barcodeleser anhand des Barcodes auf dem Transportbegleitschein identifiziert werden.

Über den Dialog "Flussverfolgung" des Programms ist sowohl die Entstehungs- als auch die Transportgeschichte und der aktuelle Lagerort eines Reststoff- oder Abfallgebindes jederzeit nachvollzieh- und dokumentierbar.

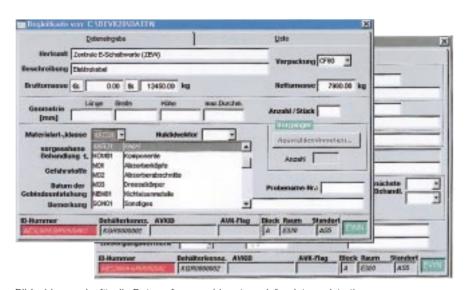
Eine grafische Darstellung des Abfallflusses ist derzeit in Bearbeitung und wird in Kürze in ReVK 2.0 implementiert, so dass eine komprimierte und noch übersichtlichere Darstellung der Vorgeschichte und des Verbleibs eines Reststoff- oder Abfallgebindes möglich sein wird.

Effektive und übersichtliche Lagerverwaltung

Die Lagerverwaltung der Gebinde in einem Puffer- oder Zwischenlager wird durch die in ReVK 2.0 implementierten Funktionen erheblich erleichtert und transparent gemacht. Dabei kann über die Konfigurationsroutine von ReVK 2.0 jedes beliebige Lagervolumen als eigenständiges Lager definiert werden.

Freie Konfiguration beliebiger Reststoff- oder Abfall-Lager

Über den Konfigurationsdialog können Anzahl und Lage der Lagerposition sowie die Größe der Teilfläche, die für eine Lagerposition vorgesehen ist, fest vorgegeben werden. Nach einmaliger Konfiguration eines Lagers – dabei können beliebig vie-



Bildschirmmaske für die Datenerfassung / Input mask for data registration

le unterschiedliche Lager konfiguriert werden – kann das Lager per Lageranweisung und einfache Positionierung eines Gebindes mit der Maus belegt werden.

Positionieren der Gebinde per Drag & Drop

Wird ein Gebinde zu einem Lager transportiert und sein Empfang im Empfangsbereich des Lagers bestätigt (Rückbestätigung des Transportloses), erscheint das Gebinde automatisch im Dialog "Lagerverwaltung" auf der Position Empfangsbereich. Von dort kann das Gebinde per Lageranweisung oder einfach durch Verschieben mit der Maus an die gewünschte Lagerposition gestellt werden. Wird das Gebinde positioniert (Loslassen der Maus), werden die entsprechenden Plausibilitäten geprüft und bei Erfolg automatisch die Lageranweisung als Dialog aufgerufen. Nach Bestätigung der Lageranweisung durch den Benutzer ist der Einlagerungsvorgang abgeschlossen. Ohne Bestätigung wird die mit der Maus vorgenommene Positionierung automatisch wieder rückgängig gemacht.

Durch Mausklick können die Daten eines eingelagerten Gebindes angezeigt und – falls erforderlich – über die entsprechende Eingabemaske bearbeitet und aktualisiert werden. Die Umlagerung oder Auslagerung eines Gebindes kann auf die gleiche einfache Weise wie die Einlagerung vorgenommen werden.

Bedarfsgerechte und optimierte Verwaltung von Transport- und Lagerressourcen

ReVK 2.0 verwaltet nicht nur die Transportvorgänge und erlaubt die Überwachung der durchgeführten Transportund Lagervorgänge, sondern gibt auch Auskunft über die vorhandenen Ressourcen. So steht eine eigene Verwaltung für die Transportcontainer zur Verfügung, über die sowohl der Standort der verfügbaren Container als auch deren Beladungszustand abgefragt werden kann.

Über die Containerverwaltung erhält man jederzeit Auskunft darüber, wie viele leere Container an welchen Standorten in der Anlage zur Verfügung stehen. Über die Nummern der Container werden diese eigenständig verwaltet und eindeutig identi-fiziert. Der Zustand des Containers, ob beladen oder leer, kann im Transportdialog bei der Rückbestätigung angegeben werden. Container, die sich gerade auf Transport befinden, werden mit dem Standort TRANS gekennzeichnet.

Über die Lagerressourcen gibt der Dialog "Lagerverwaltung" sowohl grafisch durch die entsprechende Kennzeichnung der belegten Lagerpositionen als auch in Berichtsform Auskunft. Für jedes Lager können Bilanzberichte erstellt werden, aus denen die Belegung und die freien Kapazitäten ersichtlich sind.

Synchronisation mit dem Abfallfluss- Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystem AVK und AVK-ELA

ReVK 2.0 kann synchron mit AVK und AVK-ELA betrieben werden. In Verbindung mit AVK betrieben, d.h. AVK liegt z.B. als nicht netzwerkfähiges PC-Programm auf dem Server des ReVK-Netzwerkes, stellt ReVK 2.0 sicher, dass jeder neu angelegte Datensatz, sofern es sich um einen radioaktiven Abfall handelt, automatisch für die Übernahme in das AVK bereitgestellt wird.

Über die Standardimportschnittstelle werden die Daten in das AVK übernommen. Jede Datenänderung der importierten Datensätze im AVK oder ReVK 2.0 wird registriert, so dass die Identität der in bei-Programmsystemen geführten Datensätze immer gewährleistet ist. Auf diese Weise steht der volle Funktionsumfang von AVK oder AVK-ELA auch im ReVK 2.0 zur Verfügung, allerdings unter der modernen netzwerkfähigen und unter Windows lauffähigen Benutzeroberfläche von ReVK 2.0.

Umfassende und benutzergerechte Auswertemöglichkeiten

Alle in ReVK 2.0 erfassten Daten können auf die unterschiedlichsten Möglichkeiten ausgewertet werden. Die Auswertung kann in Form von Berichten oder Grafiken erfolgen, in denen z.B. die Standorte und der Beladezustand der verfügbaren Transportcontainer aufgelistet werden. Über eine entsprechende Exportfunktion können Ergebnistabellen in gängigen Formaten, z.B. für die Weiterbearbeitung in EXCEL ausgegeben werden. Damit stehen auch die grafischen Darstellungsmöglichkeiten dieser konventionellen Softwareprodukte zur Verfügung. Darüber hinaus kann eine grafische Ausgabe auch direkt aus ReVK 2.0 erfolgen.

Einfache und schnelle Erstellung von Dokumenten und Berichten

ReVK 2.0 verfügt über einen umfangreichen Berichtsgenerator, mit dessen Hilfe formatierte Dokumente oder auch beliebige Berichtsformate erstellt werden können. Eine Reihe vorformatierter Berichtsformulare wird zusammen mit ReVK 2.0 ausgeliefert. Mit Hilfe des Berichtsgenerators können jederzeit benutzerspezifische Änderungen vorgenommen oder neue Formulare erstellt werden.

Dabei lassen sich umfangreiche Auswertefunktionen in die Formulare einbinden, so dass nicht nur die Ausgabe von strukturierten und selektierten Daten in beliebigen Formaten möglich ist, sondern auch eine quantifizierte Auswertung dieser Daten in den Berichten mit ausgegeben werden kann.

Benutzergerechte Anpassung und individuelle Betreuung

ReVK 2.0 ist ein Softwareprodukt, das den Bedürfnissen eines Benutzers angepasst werden kann. Individuelle Wünsche können auf Anforderung in entsprechende Lastenhefte und DV-Konzepte umgesetzt und mit dem Anwender abgestimmt werden, um das Programm wunschgemäß anzupassen.

Jedes moderne Programmsystem, auch ReVK 2.0, muss einem kontinuierlichen Anpassungs- und Modernisierungsprozeß unterworfen werden, wenn es nicht morgen schon veraltet sein soll. Deshalb bietet ISTec auch nach der Installation von ReVK 2.0 einen umfangreichen Service- und Wartungsdienst an. Dieser umfasst sowohl die schnelle Hilfe bei Anwenderproblemen (Hotline-Service) als auch das Angebot von aktualisierten Software-Updates.



Toolbar / Tool bar

12.2 Tracking and Control of Radioactive Wastes with ReVK 2.0

Large amounts of radioactive waste are currently arising from the decommissioning of the Greifswald and Rheinsberg nuclear power plants. This waste has to be removed in a suitable manner. Both the radioactive wastes and each step of their removal have to be documented. The resulting high data volume necessitates the use of a data processing system which has to be capable of on-site recording and tracking of data at the various sites involved in the decommissioning and waste treatment process.

ReVK 2.0 (a waste tracking and control system in its Version 2.0) is a code system developed on the basis of state-of-the-art basic software and has a Windows user interface. It is designed to document, track and manage radioactive wastes arising from the operation and dismantling of a nuclear facility. The code is suitable both for the registration and management of all data necessary for the documentation of wastes and for tracking them during transport processes and in storage. The fact that there exists the possibility of a synchronous transfer of the data to the AVK and AVK-ELA waste flow, tracking and product control programs which are in use at nuclear power plants in Germany means that ReVK 2.0 offers practically the entire function range of these programs.

Reliable, licensing-conform and economical documentation of waste-related data

The wastes arising from the operation and dismantling of a nuclear facility have to be accounted for (Sec. 78 StrlSchV), and the relevant data have to be kept safe so that the supervisory authority responsible can have access to them at short notice. The variety of the data to be registered - especially as regards the characterisation of the wastes with a view to their proper final storage - calls for the use of a DP-supported documentation system; otherwise, this task could no longer be handled reliably nor economically. This applies especially to the considerable amounts of waste arising from the dismantling of a nuclear facility. The whereabouts of these wastes always have to be reliably demonstrated.

ReVK 2.0 makes it possible to register all necessary data reliably and economically and to manage the data and track the movements of the waste in such a way that their whereabouts can always be demonstrated reliably and at short notice.

Registration of data where they are generated

ReVK 2.0 is a code system which can be fully networked. This means that the data can be registered at any node of the network or even at any telephone. Data processing, however, takes place centrally on the server. All current data bank systems can be used for data storage. Thus ReVK 2.0 can be integrated into all existing computer systems without problems.

On-site data registration does away with manual note-taking, which is prone to mistakes. All input stations can be thus configured that relevant program resources are only available for the respective station concerned. This way, handling

Jahresbericht 1996 GRS



Begleitkarte der Reststoffgebinde / Waste package sheet

by the user is made easier, and the availability of ReVK is increased.

ReVK 2.0 is a fully object-oriented software product. Its relational data bank system provides everything currently demanded from a modern client-server network system running under Windows 95 or Windows NT.

Simple, fault-tolerant and user-friendly data registration via input masks

The ergonomically designed input masks of ReVK 2.0 allow fault-tolerant and reliable data registration. On entering the data, the user is assisted by input aids and automatic plausibility checks. The permanent parameters like storage sites, PC-sites, places of origin, container types, material types, etc. are available in the form of clickable reference lists. Each required entry can be retrieved and registered within seconds by striking a hot key.

Each input mask has two registration sheets which makes it possible to switch immediately from the mask to tabular representation. The fields of the data bank in the table can be moved about freely with the mouse, and the width of the fields can be changed freely. The table can be separated, and columns can be "frozen", shifted or hidden. Hot keys are available within the table for fast operation.

Input control via the tool bar

The input masks can be positioned freely on the screen. Several masks can be opened at the same time, and there are no restrictions on jumping from one mask to the other. A freely positionable tool bar facilitates data input control.

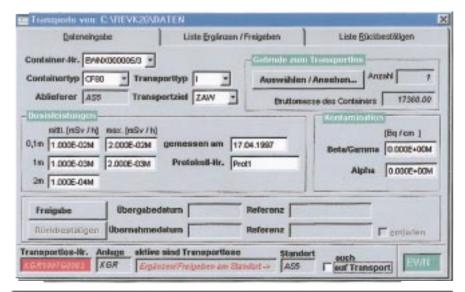
Low radiation exposure of the operating personnel through identification with a bar code reader

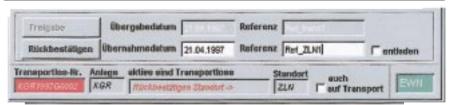
Waste packages that have already been registered are marked by a package sheet which is drawn up with ReVK 2.0 and in which the identification number of the waste package is printed out as a bar code. The package can thus be quickly and unambiguously identified at any time by reading the bar code on the package sheet attached to it, and the associated data can be retrieved within seconds from

ReVK 2.0. For this purpose, the bar code on the package sheet is read by a reader gun connected to a PC after the reader has been activated through clicking on the bar code button on the tool bar. Once the bar code has been read, the data of the package are automatically read into the corresponding input mask and are available for processing. This makes it possible to have only short times of actual work on or in the near of the package (fast and reliable reading of the bar code from a distance) and consequently to avoid any unnecessary radiation exposure of the operating personnel.

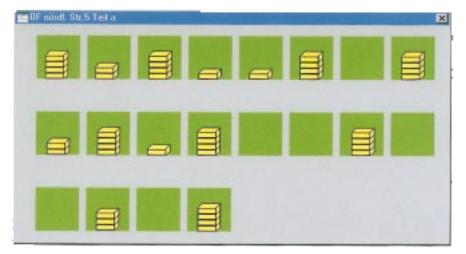
Reliable tracking and surveillance of transport and handling processes

ReVK 2.0 is not only capable of registering and administering data, it can also be used for providing information about the whereabouts of waste packages at any time. With the help of the code's transport module, all transport movements of the packages are registered and stored and can be retrieved again. The transport data are registered via the input masks of the transport dialogue, as is the clearance of the package for transport. If one particular or several packages arrive at their destination, this is confirmed by the PC set up at the destination site. Here, the transported package can in turn be identified with a bar code reader by its bar code on the package sheet.





Erfassung der Transportdaten / Registration of transport-related data



Positionieren der Gebinde per Drag & Drop / Positioning of packages by drag & drop

The origin and transport histories as well as the current storage site of a waste package can be reproduced and documented at any time with the help of the "flow tracking" dialogue of the program.

A system for graphic representation of the waste flow is currently under development and will shortly be implemented in ReVK 2.0, enabling the user to obtain a shortened and even clearer representation of the transport history and current whereabouts of a particular waste package.

Effective and clear storage management

The management of packages in a buffer or interim storage facility is made much easier and more transparent by the functions implemented in ReVK 2.0. Here it is possible via the configuration routine of ReVK 2.0 to define any chosen volume of the repository as a self-sustained emplacement site.

Free configuration of waste emplacement sites

The configuration dialogue makes it possible to define the number of emplacement sites, their positions and the exact size of their individual areas. There is no restriction on the number of different emplacement areas. Once the configuration of an emplacement site is complete, packages can easily be moved there by emplacement command or mouseclick.

Positioning of a package by drag & drop

When a package is transported to a storage facility and its receipt has been acknowledged in the acceptance area of the facility (return confirmation of the transport lot), the package appears automatically in the "storage management" di-

alogue in the acceptance area position. From here, the package can easily be moved to the intended emplacement site by emplacement command or simply by moving it there with the mouse. Once the package has been positioned (release of the mouse button), the corresponding plausibilities are checked. If this operation is carried out successfully, the emplacement command dialogue pops up automatically. The emplacement process is complete once the user has confirmed the emplacement command. If there is no such confirmation, the positioning operation performed with the mouse is automatically cancelled.

The data of an emplaced package can be retrieved and – if necessary – processed and updated in the corresponding input

mask by simple mouseclick. Relocation or removal of a package can be performed in the same, simple way as emplacement.

Demand-oriented and optimised management of transport and storage resources

ReVK 2.0 does not only manage the transport processes and allow control of the transport and storage processes performed, it also provides details as regards any available resources. For example, there is a special management system for transport containers, making it possible to obtain information about the location as well as the loading status of the containers available.

The container management system provides information at any time about how many empty containers are available at which locations within the facility. The containers are clearly identified by their numbers, which are used to form their own management system. The container's status, be it loaded or empty, can be indicated in the transport dialogue on return confirmation. Containers that are involved in a transport process are marked by TRANS.

As regards storage resources, the "storage management" dialogue provides a report as well as graphic information in the form of the corresponding marking of the filled storage positions. Accounts can be drawn up for each emplacement site, showing the filled storage positions and vacant capacities.

Standort und Beladezustand der Transportcontainer

Standort	Containernummer	Transportios
AS5		
Leere Container		
	EWNX000007/3	KGR1997G0004
	EWNX000008/3	
	EWNX000010/3	
	EWNX000011/3	
Beladene Container		
	EWNX000006/3	
	EWNX000009/3	
ZLN		
Leere Container		
	EWNX000004/3	
	FWNX00006/2	

Berichtsausdruck zum Standort und Beladezustand der Transportcontainer Specimen report on the location and loading status of transport containers

Jahresbericht 1996 **GCS**

Synchronisation with the AVK and AVK-ELA waste flow, tracking and product control programs

It is already possible to operate ReVK 2.0 and AVK/AVK-ELA synchronously. Operated in connection with AVK, e.g. if AVK exists as non-networkable PC program on the server of the ReVK 2.0 network, ReVK 2.0 ensures that each newly created data set - as long as its subject is radioactive waste - is automatically made available for inclusion in AVK. The data are imported into AVK via the standard import interface. Every modification of the imported data sets in AVK or in ReVK 2.0 is registered; thus, it is always ensured that the data sets in both programs are identical. This way, the entire function range of AVK or AVK-ELA is also available in ReVK 2.0, with the added advantage of running under the more modern, networkable Windows user surface of ReVK 2.0.

Comprehensive and user-oriented evaluation possibilities

All data registered in ReVK 2.0 can be evaluated in many different ways. Evalu-

ation can take place in the form of reports or graphic representations, listing e.g. the locations and the loading status of the available containers. Via the corresponding export function, result tables can be exported in the most common formats, e.g. for further processing in EXCEL. This means that the graphic representation possibilities of these conventional software products are also available. Simple graphic representation can furthermore also be provided by ReVK 2.0 itself.

Simple and fast preparation of documents and reports

A comprehensive report generator has been integrated in ReVK 2.0. It can generate pre-formatted documents or allows the preparation of other report formats at the user's choice. A number of pre-formatted report forms is delivered together with ReVK 2.0. With the help of the report generator, the user can make his own modifications or create new form sheets.

In this context, comprehensive evaluation functions can be included in the form

sheets, enabling not only the output of structured and selected data in various different formats but also the quantified evaluation of these data in the reports.

User-oriented adaptation and individual support

ReVK 2.0 is a software product that can be adapted to the needs of the user. If requested, individual wishes can be turned into catalogues of requirements or data processing concepts and can be discussed with the user in order to adapt the program as desired.

Like every modern code system, ReVK 2.0 also has to be subjected to a continuous adaptation and modernisation process if it is not to be outdated in the near future. For this reason, ISTec offers comprehensive support and maintenance services to its customers after the installation of ReVK 2.0. This service comprises quick support in case of any problems encountered by the user (hotline service) as well as the offer of software updates.

D. Gründler, W. Wurtinger

Kommunikation

Communication

In Einklang mit ihren Unternehmenszielen beteiligt sich die GRS am weltweiten fachlichen Gedanken- und Meinungsaustausch zwischen Behörden, Forschungseinrichtungen und Unternehmen, die mit der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen befasst sind. Zu diesem Zweck veranstaltet sie - oft gemeinsam mit anderen Organisationen - Konferenzen, Seminare und Workshops zur gesamten Bandbreite ihres Wirkungsfelds. Auch entsendet sie ihre Experten zu entsprechenden anderen nationalen und internationalen Veranstaltungen. Zentrales Forum für die Gesamtdarstellung und Diskussion der von der GRS erarbeiteten Ergebnisse ist das jährliche Fachgespräch, das im Berichtsiahr 1996 in Köln stattfand. Die Arbeitsergebnisse werden überdies der Fachwelt in zahlreichen Publikationen zugänglich gemacht. Darüber hinaus steht die GRS der Öffentlichkeit für fachliche Informationen zur Verfügung. Im vergangenen Jahr stellte der 10. Jahrestag des Unfalls von Tschernobyl eine besondere Herausforderung für die Öffentlichkeitsarbeit der GRS dar.

Veranstaltungen

Fachgespräch 1996

Am 13. und 14. November 1996 fand im Kölner Dorint Kongress-Hotel das 20. GRS Fachgespräch statt. Die auf über 300 gestiegene Teilnehmerzahl unterstreicht eindrucksvoll die Bedeutung dieser Veranstaltung für den nationalen und internationalen Erfahrungs- und Meinungsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit.

In seinem Beitrag zu Perspektiven der Kernenergie am ersten Veranstaltungstag stellte Bernd Neumann, Parlamentarischer Staatssekretär beim Bundesforschungsminister, in Vertretung von Minister Dr. Jürgen Rüttgers klar, dass sein Ministerium die weitere Nutzung der Kernenergie – insbesondere auch mit Blick auf die geplante CO₂-Reduktion – für unverzichtbar hält. Er erläuterte Maßnahmen, die dazu beitragen

sollen, einen drohenden Fadenriss in der kerntechnischen Kompetenz zu vermeiden

Im Anschluss berichtete Prof. Birkhofer über den Stand der "Kooperation von IPSN und GRS für die Reaktorsicherheit". Der zwischen französischen und deutschen Organisationen geführte Dialog habe, so Birkhofer, bereits in wichtigen Fragen der Reaktorsicherheit zu gemeinsamen Positionen und exemplarischen Lösungen geführt. Die Kooperation zwischen GRS und IPSN mit technischen Sicherheitsorganisationen anderer europäischer Länder, die durch die gemeinsame Tochter RISKAUDIT koordiniert wird, ziele auf eine gemeinsame Sicherheitspraxis, um auch zukünftig ein hohes Sicherheitsniveau europäischer Kernkraftwerke gewährleisten zu können. Schwerpunkte sind die Formulierung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen und zunehmend auch die Kooperation in der Sicherheitsforschung. Wesentliche Aufgabe der kommenden Jahre werde es sein, so schloss Birkhofer,

GRS und IPSN gemeinsam mit weiteren Partnern zu einem Kompetenzverbund weiterzuentwickeln.

Über den Stand der kerntechnischen Sicherheit in Russland und der Ukraine berichteten Prof. P. Gordon. Chef des russischen Wissenschaftlich-Technischen Zentrums des GOSATOMNADZOR und der ukrainische Umweltminister J. Kostenko. Beide schilderten die Fortschritte in ihren Ländern, aber auch die immensen Probleme, die sie noch zu bewältigen haben, insbesondere im Zusammenhang mit den Folgen des Reaktorunfalls in Tschernobyl. Beide Redner hoben die Arbeiten der GRS hervor, die bei sicherheitstechnischen Verbesserungen der Kernkraftwerke und beim Aufbau der Aufsichtsbehörden sehr wichtig und nützlich seien.

Am zweiten Veranstaltungstag fanden parallel drei Seminare zu den Themen "Neuere Ergebnisse aus sicherheitstechnischen Untersuchungen und Bewertungen", "Analyse und Visualisierung des Anlagenver-



Zum 20. GRS-Fachgespräch konnte Prof. Birkhofer wieder eine Vielzahl von Fachleuten aus Ost und West begrüßen.

At the 20th GRS-Fachgespräch, Prof. Birkhofer was once again able to welcome a large number of Eastern and Western experts.

Jahresbericht 1996 **GRS**

haltens bei schweren Störfällen und Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes" und "Entsorgung, Endlagerung" statt. Im Foyer konnten sich die Besucher die im Auftrag des BfS entwickelte Altlasten-Datenbank (A.LAS.KA) vorführen lassen.

Bereits am ersten Tag war eine Pressekonferenz abgehalten worden, die zum Ergebnis hatte, dass das GRS-Fachgespräch gebührenden Raum in der Berichterstattung der Medien fand.

BMU-Fachtagung "20 Jahre GRS"

Aus Anlass des 20jährigen Bestehens der GRS lud das BMU am 3. und 4. Dezember 1996 Journalisten zu einer Fachtagung in die GRS Köln ein. Am ersten Tag referierte der Leiter der Abteilung Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen, Strahlenschutz, nukleare Ver- und Entsorgung im BMU, Gerald Hennenhöfer, über die bundesaufsichtlichen Aufgaben nach dem Atomgesetz. Im Anschluß stellte Prof. Birkhofer in seinem Vortrag die Aufgaben und Leistungen der GRS vor. Im Rahmen einer Podiumsdiskussion legte dann Bundesumweltministerin Dr. Angela Merkel ihre Position zu Energieversorgung und Kerntechnik dar.

Am zweiten Tag bot sich den Medienvertretern die Gelegenheit, sich über konkrete Projekte der GRS zu informieren; so etwa über das Gebiet "Betriebsauswertungen und Sicherheitsanalysen zur laufenden Verbesserung der Sicherheit", über Fortschritte bei der Reaktorsicherheit in Osteuropa oder über Fragen im Zusammenhang mit neuen Reaktorkonzepten.

ISP 37-Workshop in Köln

Am 28. und 29. Februar 1996 fand bei der GRS in Köln der abschließende Workshop zum Internationalen Standard Problem No. 37 (ISP 37) statt. Es nahmen 30 Vertreter aus 10 Ländern daran teil. Workshops zu internationalen Standardproblemen werden von der OECD initiiert und dienen dem internationalen Wissensaustausch auf dem Gebiet der Rechenprogrammentwicklung. Thema dieses ISP-Workshops war die Thermohydraulik der Containmentatmosphäre sowie Aeorosolverteilung und -abbau. Die GRS hat das vorangegangene Projekt koordiniert, wissenschaftlich ausgewertet und die Rechenprogramme FIPLOC und RALOC dem Vergleich gestellt.

NEA-Workshop in Garching

Vom 5. bis 7. März 1996 veranstalteten GRS und ISTec für CSNI (Committee on



Großen Anklang beim GRS-Fachgespräch 1996 fand der Festvortrag von Prof. Dr. Hans Günter Danielmeyer, Mitglied des Vorstands der Siemens AG, zum Thema "Globale Wirtschaftsentwicklungen – Wachstum in Ostasien".

Prof. Dr. Hans Günter Danielmayer, Member of the Board of Management of Siemens AG, gave a much-applauded lecture at the 1996 GRS-Fachgespräch on the topic of "Global Economic Developments - Growth in Eastern Asia".

the Safety of Nuclear Installations) und CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities) der Nuclear Energy Agency (NEA) einen internationalen Workshop in Garching. Vor über 80 Teilnehmern aus 17 Ländern ging es dabei um spezielle Sicherheitskriterien beim Einsatz computergesteuerter Systeme in sicherheitsrelevanten Bereichen von Kernkraftwerken.

GRS/PTE-Workshop in Braunschweig

Am 30. und 31. Mai 1996 veranstalteten GRS und der Projektträger des BMBF für Entsorgung (PTE) einen Workshop zum Thema "Gasbildung in Endlagern für radioaktive Abfälle" in Braunschweig. Rund 40 in- und ausländische Experten nahmen daran teil. Ziel des Workshops war, die aktuellen Ergebnisse laufender Forschungsarbeiten zur Entstehung und Ausbreitung von Gasen in Endlagern für radioaktive Abfälle vorzustellen und zu diskutieren

Vortragsveranstaltung in Kiew

Am 1. Juli 1996 – im Zusammenhang mit der Vertragsunterzeichnung zum internationalen Tschernobyl-Zentrum – fand in Kiew eine ukrainisch/französisch/deutsche Vortragsveranstaltung über internationale und bilaterale Zusammenarbeit statt. Vor rund 60 Gästen, Vertretern von Regierungen, Parlamenten und der Wirtschaft der beteiligten Länder, wurden Vorträge gehalten,

die sich mit Zustand und Perspektive der internationalen Kooperation auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit beschäftigten. Zunächst wurden dabei die Forschungsschwerpunkte des neugegründeten Tschernobyl-Zentrums vorgestellt. Darüber hinaus wurde über Möglichkeiten verstärkter internationaler Zusammenarbeit diskutiert, wobei die Gründung von RISKAUDIT und die Einrichtung des Kiewer Büros besonders lobende Erwähnung fanden.

GEOTRAP-Workshop

Als erster von 5 geplanten Workshops im Rahmen des GEOTRAP Projekts (Geosphere Radionuclide Transport Predictions) fand vom 28. bis 30. August 1996 in der GRS Köln eine Veranstaltung zum Thema "Field Tracer Transport Experiments (FTTE): Design, Modelling, Interpretation and Role in the Prediction of Radionuclide Migration" statt. Ziel von GEOTRAP ist der Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Modellierung einer möglichen Radionuklidausbreitung mit dem Grundwasser aus Endlagern radioaktiver Abfälle bis hin zur Biosphäre und deren Absicherung mit Hilfe von Feldversuchen. An dem von OECD/NEA und der Europäischen Kommission unterstützten Workshop haben Vertreter von Endlagerbetreibern, Genehmigungsbehörden und Forschungsorganisationen aus 12 NEA-Mitgliedstaaten sowie Repräsentanten der NEA und der EU teilgenommen.



Im Oktober 1996 führte die GRS in Berlin einen NATO-Workshop durch. In October 1996, GRS conducted a NATO-Workshop.

NATO-Workshop in Berlin

Im Rahmen des NATO Science Programme führte die GRS Berlin vom 3. bis 5. Oktober 1996 den Workshop "Exploration and Preparation of Proposals on Disarmament Technologies" durch. Neben den fünf Vertretern des zuständigen NATO Advisory Panel nahmen Vertreter der NATO Science Division sowie 56 Wissenschaftler aus Ost und West daran teil. Ziel der Veranstaltung war es, mögliche Forschungsprojekte zur Abrüstung nuklearer, chemischer und konventioneller Waffensysteme zu diskutieren und Förderanträge an die NATO Science Division zu entwerfen

INES-Seminar in Garching

Am 11. Oktober 1996 führte die GRS in Garching das Seminar "Bewertung besonderer Vorkommnisse in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs" durch, an dem 20 Vertreter von Aufsichtsbehörden. TÜVs und der Industrie teilnahmen. Die International Nuclear Event Scale (INES) wurde von der IAEA/OECD mit dem Ziel geschaffen, auf internationaler Ebene zu einer raschen, einheitlichen und nachvollziehbaren Bewertung und Information von Vorfällen in kerntechnischen Einrichtungen zu kommen. Thema des Seminars war die Anwendung der INES Bewertungsskala auf Anlagen des Brennstoffkreislaufs mit Ausnahme von Kernkraftwerken. Seitens der GRS wurde zum Entwicklungsstand von INES und zur Bewertung internationaler Vorkommnisse vorgetragen.

UPTF-Fachtagung

Am 15. Oktober 1996 fand in der Versuchsanlage UPTF (Upper Plenum Test

Facility) auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim die 5. UPTF-Fachtagung statt, die gemeinsam von GRS und Siemens/KWU durchgeführt wurde. Vor rund 80 Gästen wurden die Ergebnisse aus vierjähriger Forschungsarbeit am Transientund Accident Management (TRAM) Programm vorgestellt. Das Programm, das das Ziel hatte, Phänomene, die den Ablauf von Störfalltransienten und die Wirksamkeit von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes beeinflussen im Originalmaßstab einer 1300-MWe-Druckwasserreaktoranlage zu untersuchen, ist beendet. Die UPTF soll abgerissen werden. Damit war die 5. UPTF-Fachtagung zugleich auch die letzte.

RSK-Seminar in München

Die GRS hat wesentlich bei der fachlichen Vorbereitung eines Seminars der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) zum Thema seismische Auslegung deutscher Kern-kraftwerke mitgewirkt, das am 21. und 22. Oktober 1996 an der TU München stattgefunden hat. Dabei erläuterten sechs Fachleute aus sechs Ländern den rund 60 Teilnehmern den gegenwärtigen Stand der Wissenschaft und die genehmigungstechnische Praxis des Fachgebiets.

IAEA-Meetings in Garching

Vom 18. bis 19. November 1996 organisierte die GRS für die IAEA ein Topical Meeting zur Sicherheit von RBMK-Reaktoren. Die Veranstaltung zum Thema "3D Computer Codes for Core and System Analysis", an dem rund 20 Experten aus Russland, der Ukraine, Litauen und westli-

chen Ländern teilnahmen, diente dem Ziel, Ergebnisse von und Anforderungen für 3D-Kernberechnungen und Störfallanlysen zu diskutieren.

Ebenfalls in Garching fand am 25. und 26. November 1996 das "IAEA Consultants Meeting on Code Validation for RBMK LOCA Analysis" statt.

TACIS-Workshops

Die GRS ist seit einigen Jahren aktiv am EU-Projekt TACIS (Technical Assistance for the Commonwealth of Independent States) und hier besonders auf dem Gebiet "Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Safety Authorities of Russia" beteiligt.

Auch 1996 fanden wieder regelmäßig Workshops, Seminare und Hospitationen mit Vertretern der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde GOSATOMNADZOR Russlands statt, mit dem Ziel des Meinungsaustauschs und Wissenstransfers zu Fragen kerntechnischer Regeln und Richtlinien.

Presseaktivitäten zum 10. Jahrestag des Reaktorunfalls in Tschernobyl

In Erwartung gesteigerten öffentlichen Interesses an neuesten Erkenntnissen zum Unfall in Tschernobyl – anlässlich des Jahrestags des Ereignisses-, hat die GRS eine Reihe von gesonderten Veranstaltungen für die Presse durchgeführt.

Wissenschafts-Pressekonferenz in Bonn

Zum Auftakt der Veranstaltungsreihe "Tschernobyl – Zehn Jahre danach" bestritt für die GRS Prof. Dr. Adolf Birkhofer, gemeinsam mit Prof. Dr. Valerij P. Kukhar, Direktor des "Committee on Nuclear Policy and Ecological Safety for the President of the Ukraine", und Oleg A. Kochetkov, stellvertretender Direktor des Biophysikalischen Instituts Moskau, am 16. Januar 1996 eine Wissenschafts-Pressekonferenz im Wissenschaftszentrum Bonn.

Die rund 20 anwesenden Journalisten nutzen die Gelegenheit, den Experten gezielte Fragen zum Unfallhergang und zur jetzigen Situation am Standort Tschernobyl zu stellen. Von besonderem Interesse waren dabei die gesundheitlichen Auswirkungen des Unfalls auf die Bevölkerung, die Standfestigkeit des Sarkophags sowie die Pläne zu dessen Stabilisierung. Prof. Kukhar stellte die umfang-

Jahresbericht 1996

reichen Maßnahmen dar, die sein Land zur Verminderung des Strahlenrisikos für die Bevölkerung durchführt. Darüber hinaus betonten die Experten die Notwendigkeit zur Nachrüstung des Kernkraftwerks Tschernobyl, um einen sicheren Betrieb bis zur möglichen Abschaltung zu gewährleisten, sowie den Wunsch nach einer offenen Kooperation zwischen Ost und West auf allen Ebenen der Reaktorsicherheit.

GRS/GSF-Journalistenreise

Auf große Resonanz stieß die von GRS und GSF vorbereitete und durchaeführte Reise in die vom Reaktorunfall betroffenen Gebiete Weißrusslands und der Ukraine. 40 Journalisten und vier Kamerateams nutzten die Möglichkeit, sich zwischen dem 12. und 18. Februar 1996 einen Eindruck von der derzeitigen Lage vor Ort zu bilden. Mitgereiste Experten der GRS und der GSF standen für zusätzliche Informationen zur Verfügung. Das Programm umfasste Besuche in Krankenhäusern, wo die Möglichkeit bestand mit Ärzten und Patienten über die gesundheitlichen Folgen des Reaktorunglücks zu diskutieren, bei zuständigen Behördenvertretern, die über die allgemeine Lage und ergriffene Maßnahmen berichteten, in "verbotenen Dörfern", wo mit Rückkehrern gesprochen werden konnte, und schließlich auf dem Gelände des Reaktors selbst. Resultat der Reise waren eine Vielzahl von Medienberichten sowie eine Vertiefung der Kontakte zur Presse.

BMU-Fachseminar

Ebenfalls in Zusammenarbeit mit der GSF veranstaltete die GRS am 27. Februar 1996 das BMU-Fachseminar "10 Jahre



Rund 20 Journalisten nutzten die Gelegenheit, sich auf der Wissenschaftspressekonferenz im Januar 1996 in Bonn über den Unfallhergang und die jetzige Situation des Reaktors in Tschernobyl zu informieren.

More than 20 journalists took the opportunity to inform themselves at the Science Press Conference in January 1996 about the course of the accident and the current condition of the reactor at Chernobyl.

Tschernobyl" im "Haus der Geschichte" in Bonn. Die rund 140 Gäste, darunter über 30 Journalisten, erhielten aktuelle Informationen über Unfallursachen und – ablauf, zu den radiologischen Folgen und den Problemen am Standort, insbesondere mit dem Sarkophag. Bundesumweltministerin Dr. Angela Merkel sprach über Ziele und Programme des BMU und machte klare Aussagen zur aktuellen Situation der Kernenergie in Deutschland. Bei diesem Seminar wurde auch der

GRS-Bericht Nr. 121 "Tschernobyl – Zehn Jahre danach" vorgelegt.

IPSN/GRS-Pressegespräch

In einem gemeinsamen Pressegespräch am 21. März 1996 in Paris berichteten der Direktor des IPSN, Phillippe Vesseron, und Prof. Adolf Birkhofer über Reaktorsicherheit in Osteuropa und die Zusammenarbeit von GRS und IPSN auf diesem Gebiet. Die über 50 anwesenden Journalisten sorgten für ein großes Presseecho.

In line with company policy, GRS takes part in the world-wide exchange of ideas and opinions between authorities, research institutes and other companies dealing with matters relating to the safety of nuclear facilities. For this purpose, it conducts conferences, seminars and workshops often together with other organisations - on topics across the entire range of the company's field of work. GRS experts are also sent to other corresponding national and international events. The central forum for presentation and discussion of the results of GRS activities is the annual "Fachgespräch", a regular conference which in 1996 was held in Cologne. The working results are furthermore presented to experts world-wide in numerous publicati-

ons. Moreover, GRS is always at the general public's disposal for expert information on nuclear issues. During the year, the 10th anniversary of the Chernobyl accident presented a particular challenge for the public relations team of GRS.

Events

Fachgespräch 1996

The 20th GRS-Fachgespräch took place at the Dorint Kongress-Hotel in Cologne on 13th-14th November 1996. The number of participants rose to more than 300, which is an impressive figure underlining the importance of this event for the national and international exchange of experiences

and views in the field of nuclear safety.

On the first day of the conference, the Parliamentary State Secretary at the Federal Research Ministry, Mr. Bernd Neumann, who stepped in for the Minister Dr. Jürgen Rüttgers, made it clear in his address to the audience that his Ministry believes that nuclear power is indispensable – especially with a view to the planned reduction in the output of CO₂. He explained measures that are to contribute to preventing German competence in nuclear engineering from falling behind.

Following Mr. Neumann's address, Prof. Birkhofer gave an account of the current status of "IPSN and GRS Co-operation for Nuclear Safety". Prof. Birkhofer said that



Während der Pressekonferenz am ersten Tag des GRS-Fachgesprächs hatte Journalisten die Gelegenheit, sich über die GRS-Arbeiten aus erster Hand zu informieren.

During the press conference on the first day of the GRS-Fachgespräch, journalists got the opportunity to receive first-hand information about the work of GRS.

the dialogue cultivated between the French and the German organisation had already led to common positions and exemplary solutions on important issues relating to the safety of nuclear reactors. The co-operation of GRS and IPSN with other European technical safety organisations - which is co-ordinated by the common subsidiary RISKAUDIT - was aiming at commonly accepted safety practices in order to ensure the high level of safety of European nuclear power plants also for the future. In this context, Prof. Birkhofer said, the focus was on the formulation of common safety requirements and increasingly also on co-operation in nuclear safety research. The main mission of the coming years, he concluded, would be to develop the two organisations GRS and IPSN together with further partners into an association of high nuclear competence.

Prof. P. Gordon, Head of the Scientific and Engineering Centre of GOSATOMNAD-ZOR, and the Ukrainian Environment Minister Yuri Kostenko gave a survey of the current state of nuclear safety in Russia and the Ukraine. Both described the progress that had been made in their countries but did not fail to illustrate the immense problems still to be mastered, especially in connection with the consequences of the Chernobyl accident. Both speakers praised the work of GRS, which they said was very important and useful in the safety-related improvement of the nuclear power plants and the strengthening of the regulatory authorities.

On the second day of the conference, three different seminars were held on the topics of "New insights gained from safety-related analyses and assessments", "Analysis and visualisation of plant behaviour during severe accidents and on application of accident management measures", and "Waste management, final storage". In the foyer, a demonstration of the A.LAS.KA data base on contaminated legacies of past mining activities that was developed on the order of the BfS was set up for the conference participants.

On the first day already, journalists had been invited to a press conference. As a result, the GRS-*Fachgespräch* was also covered with due attention by reports in the press and in broadcasting.

Specialist BMU Conference on "20 Years of GRS"

On the occasion of GRS's 20th anniversary, the BMU invited journalists to a specialist conference which took place on the premises of GRS Cologne on 3rd and 4th December 1996. On the first day, the Director General of the BMU department dealing with the "Safety of Nuclear Facilities, Radiation Protection, and Nuclear Fuel Supply and Waste Management", Gerald Hennenhöfer, talked about the task of federal supervision as stipulated by the Atomic Energy Act. Afterwards, Prof. Birkhofer gave an overview of the tasks and work of GRS. In the following panel discussion, the Federal Environment Minister,

Dr. Angela Merkel, outlined her position on energy policies and nuclear engineering.

On the second day, the media representatives were given the opportunity to inform themselves about concrete GRS projects, like e.g. about the area of "Evaluation of operating experience and safety analyses for the constant improvement of safety", about progress made in connection with nuclear safety in Eastern Europe, or about issues relating to new reactor concepts.

ISP 37 Workshop in Cologne

The final workshop on the International Standard Problem No. 37 (ISP 37) took place at GRS Cologne on 28th - 29th February 1996. Taking part were 30 representatives from 10 different countries. Workshops on International Standard Problems are initiated by the OECD and serve for the international exchange of know-how in the field of code development. The topics of this particular ISP workshop were the thermal hydraulics of the containment atmosphere as well as aerosol distribution and depletion. The preceding project had been co-ordinated and scientifically evaluated by GRS, which also made the FIPLOC and RALOC codes available for the comparison.

NEA Workshop in Garching

Between 5th and 7th March 1996, GRS and ISTec conducted an international workshop in Garching on behalf of the CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) and the CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities) of the OECD's NEA (Nuclear Energy Agency). More than 80 participants from 17 countries discussed special safety criteria associated with the use of computerised systems in safety-relevant nuclear power plant areas.

GRS/PTE Workshop in Braunschweig

On 30th and 31st May 1996, GRS and PTB, the managing representative of the BMBF in matters relating to waste management, conducted a workshop in Braunschweig on the topic of "Gas formation in final repositories for radioactive waste" in which around 40 experts from Germany and abroad took part. The aim of the workshop was to present and discuss the latest results of current research on the formation and propagation of gases in final repositories for radioactive waste.

Lecture Event in Kiev

On 1st July 1996 – on the occasion of the signing of the Agreement on the Inter-

Jahresbericht 1996 **CS**

national Chernobyl Centre - a joint Ukrainian/French/German lecture event was held on the topic of international and bilateral co-operation. The lectures given in front of around 60 guests - among them government representatives, members of parliament, and representatives from the industries of the countries involved - dealt with the state and perspectives of international co-operation in the field of nuclear safety. First, the main points of research of the newly-founded Chernobyl Centre were presented. Afterwards, the possibilities of increased international co-operation were discussed. In this context, the foundation of RISKAUDIT and the setting-up of the office in Kiev were particularly praised.

GEOTRAP Workshop

The first of five planned workshops within the framework of the GEOTRAP project (Geosphere Radionuclide Transport Predictions) took place at GRS Cologne from 28th to 30th August 1996 on the topic of "Field Tracer Transport Experiments (FTTE): Design, Modelling, Interpretation and Role in the Prediction of Radionuclide Migration". The aim of GEOTRAP is to exchange experiences in the field of modelling possible radionuclide diffusion via the groundwater from final repositories for radioactive waste into the biosphere as well as to verify such models with the help of field experiments. This workshop was supported by the OECD/NEA and the European Commission. Taking part were representatives from final repository operators, licensing authorities and research organisations from 12 different NEA Member Countries as well as representatives from the NEA and the EU.

NATO Workshop in Berlin

Within the framework of the NATO Science Programme, GRS Berlin hosted the workshop on "Exploration and Preparation of Proposals on Disarmament Technologies" form 3rd to 5th October 1996. Apart from the five representatives of the NATO Advisory Panel responsible, representatives from the NATO Science Division as well as 56 Eastern and Western scientists took part. The aim of the event was to discuss possible research projects aiming at a reduction of the stockpile of nuclear, chemical and conventional weapons systems and to draft applications for promotion through the NATO Science Division.

INES Seminar in Garching

On 11th October 1996, GRS conducted a seminar on the "Assessment of special

events in nuclear fuel cycle facilities" in Garching. Taking part were 20 representatives form supervisory authorities, the technical inspection agencies (TÜVs) and the industry. The International Nuclear Event Scale (INES) was created by the IAEA/OECD with the aim to enable a guick, uniform and credible assessment and information of events in nuclear facilities on an international level. The topic of the seminar was the application of the INES assessment scale to nuclear fuel cycle facilities excepting nuclear power plants. GRS experts gave accounts of the latest state of INES development and the assessment of international events.

UPTF Specialist Conference

On 15 October 1996, the 5th UPTF Specialist Conference took place at the UPTF (Upper Plenum Test Facility) within the grounds of the Großkraftwerk Mannheim power station. This event was jointly conducted by GRS and Siemens/KWU. The results of four years of research on the Transient and Accident Management (TRAM) programme were presented to an audience of around 80 quests. This programme has now been concluded. Its aim was to analyse on a 1/1 scale model of a 1300-MW pressurised water reactor plant the phenomena that influence the course of transients during accidents and the effectiveness of accident management measures. The UPTF is now going to be dismantled. Thus the 5th UPTF Specialist Conference was the last of its kind.

RSK Seminar in Munich

GRS took a large part in the technical preparation of a seminar held by the Reactor Safety Commission (RSK) on the topic of the seismic design of German nuclear power plants, which took place at Munich Technical University on 21 – 22 October 1996. Six experts from six countries talked to the about 60 participants about the current state of the art and licensing practices in this area.

IAEA Meetings in Garching

From 18th to 19th November 1996, GRS organised a Topical Meeting on the safety of RBMK reactors on behalf of the IAEA. The event on the topic of "3D Computer Codes for Core and Systems Analysis", in which around 20 experts from Russia, the Ukraine, Lithuania and Western countries took part, gave an opportunity to discuss the results of and the requirements for 3D core calculations and accident analyses.

Also in Garching, the "IAEA Consultants Meeting on Code Validation for RBMK LOCA analysis" took place on 25 – 26 November 1996.

TACIS Workshops

For some years now, GRS has been actively involved in the EU's TACIS (Technical Assistance for the Commonwealth of Independent States) project, especially in the area of the "Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Safety Authorities of Russia".



Auf Einladung des BMU fand im Dezember 1996 in der GRS Köln anlässlich des 20jährigen Bestehens der GRS eine Fachtagung für Journalisten statt.

A press meeting in GRS Cologne took place following an invitation of the BMU on the occasion of GRS 20th anniversary.

1996 saw again regular workshops, seminars and visits involving representatives from the Russian licensing and regulatory authority GOSATOMNADZOR. The aim was again to exchange opinions and transfer relevant know-how in issues relating to nuclear codes and guides.

Press events in connection with the 10th anniversary of the Chernobyl accident

Anticipating the increased public interest in new insights concerning the Chernobyl accident – on the occasion of the event's 10th anniversary – GRS conducted a number of events particularly targeted at journalists.

Science Press Conference in Bonn

Starting off the series of events under the heading "Chernobyl – Ten Years After", GRS Director Prof. Dr. Adolf Birkhofer was joined by Prof. Dr. Valerij P. Kukhar, Director of the "Committee on Nuclear Policy and Ecological Safety for the President of the Ukraine", and Oleg A. Kochetkov, Deputy Director of the Biophysical Institute Moscow, to face journalists' questions at a Science Press Conference held at the Bonn Science Centre on 16 January 1996.

The around 20 journalists that were present took the opportunity to ask precise questions relating to the course of the accident and the current situation at the Chernobyl site. They showed particular interest

in the accident-related health effects on the population, the stability of the Sarcophagus, and plans for its stabilisation. Prof. Kukhar outlined the comprehensive measures which his country is implementing in order to reduce the radiation risk for the population. The experts furthermore underlined the need for upgrading the Chernobyl nuclear power plant to be able to guarantee its safe operation until it is possible to close the plant down. They also expressed the wish for open co-operation between East and West in all areas of nuclear safety.

GRS/GSF-organised information trip for journalists

The offer of an information trip for journalists between 12 and 18 February 1996, organised and conducted by GRS and GSF, to the areas in Belorussia and the Ukraine that were most affected by the Chernobyl accident, was taken up by 40 journalists and four camera teams who took the opportunity to get an impression of the current situation on site. Accompanying experts from GRS and GSF were available for additional information. The programme comprised visits to hospitals with the opportunity to talk to doctors and patients about the health effects of the accident, meetings with local authority representatives, who gave accounts of the general situation and measures taken so far, trips to "prohibited villages" where those who have returned there could be interviewed, and finally a visit to the site of the reactor itself. As a result of the trip, numerous articles and reports appeared in the press and on radio and television, and GRS's contacts to the press were intensified.

BMU Specialist Seminar

Also together with GSF, GRS organised the BMU Specialist Seminar on the topic of "10 Years of Chernobyl" at the "Haus der Geschichte", Germany's national history museum in Bonn, on 27 February 1996. The around 140 quests, among them more than 30 journalists, received up-to-date information about the causes and the course of the accident and on radiological consequences at the site, especially concerning the Sarcophagus. The Federal Environment Minister Dr. Angela Merkel talked about the BMU's associated objectives and aid programmes and gave a clear statement on the current situation of nuclear energy in Germany. On the occasion of this seminar, the report GRS-121 "Chernobyl – Ten Years After" was also presented.

IPSN/GRS Press Conference

In a joint press conference which took place in Paris on 21st March 1996, the then Director of IPSN, Philippe Vesseron, and Prof. Adolf Birkhofer answered questions regarding nuclear safety in Eastern Europe and GRS/IPSN co-operation in this field. There were more than 50 journalists present, and press resonance was considerable.





Im Februar 1996 organisierten GRS und GSF eine Journalistenfahrt in die vom Reaktorunfall Tschernobyl betroffenen Gebiete Weißrusslands und der Ukraine.

In February 1996, GRS and GSF organised and conducted a trip to the areas in Belorussia and the Ukraine that were affected by the Chernobyl accident.

Jahresbericht 1996 GCS

Veröffentlichungen

Publications

Im Berichtszeitraum hat die GRS die im folgenden aufgeführten Publikationen herausgegeben bzw. die zitierten Artikel in Büchern bzw. Fachzeitschriften veröffentlicht

In 1996 GRS has published the following reports and articles in books and technical journals.

Becker, D.-A.:

Entwicklung und Anwendung eines Nahbereichsmodells zur Analyse der Langzeitsicherheit von Salzkavernen mit chemisch-toxischen Abfällen GRS-128

Beraha, D., P. Dräger, P. Kafka, P. Puhr-Westerheide, T. Voggenberger, M. Zimmermann:

Testwarte zur Erprobung fortgeschrittener Methoden zur Störungs- bzw. Störfallbeherrschung GRS – A – 2398, Garching, Oktober 1996

Birkhofer, A.:

International Conference One Decade after Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident

Proceedings IAEA Topical Session 7: Nuclear Safety Remedial Measures, IAEA, Wien, 08.-12.04.96, p. 455-471

Birkhofer, A.:

Kerntechnik und Reaktorsicherheit, 10 Jahre nach dem Tschernobyl-Unfall

Energiewirtschaftliche Tagesfragen, 46. Jg. (1996), Heft 4

Birkhofer, A., K. Wolfert:

Prospects of the world-wide use of nuclear power Proceedings International Meeting "Lessons of Chernobyl, Technical Issues", Desnogorsk, Smolensk NPP, April 15-19, 1996, Vol. 1, p. 10-18

Birkhofer, A., A. Schaefer:

The Chernobyl Accident, Main Causes and the Safety of RBMK Plants

Proceedings 29th JAIF Annual Conference, Nagoya, Japan, 17.-19.4.96

Japan Atomic Industrial Forum, p. I-3-1 - I-3-13

Birkhofer, A.:

Risikomanagement in der Kerntechnik TTN, Institut für Technik – Theologie – Naturwissenschaften, München, Akzente 4, August 1996, S. 29-44

Birkhofer, A., F.X. Cogné:

Joint French and German Safety Recommendations for Future Pressurized Water Reactors Proceedings International Seminar New Generation Nuclear Power Plants, 25./27.9.96, Warsaw, Polen, 2nd edition, IV-2, p. 1-6

Birkhofer, A.:

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit in der internationalen Kooperation atomwirtschaft, Heft 11, November 1996

Birkhofer, A.:

Die Aufgaben der GRS Publikation "Fachtagung 20 Jahre GRS", 04.12.1996

Biesold, H., A. Kindt (GRS), E. Ettenhuber (BfS):

Untersuchung bergbaulicher Hinterlassenschaften.

atomwirtschaft, Heft 2 und 3, Februar und März 1996

Biesold, H., E. Ettenhuber, D. Mager, M. Hagen, W. Kraus:

Radiologische Folgen des Bergbaus und ihre Beseitigung Strahlenschutzpraxis, Heft 3/96

Brasser, T., R. Miehe (GRS), W. Krauke, H. Wagner (Kali-Umwelttechnik):

Möglichkeiten für die Verbringung von flüssigen und pastösen Abfallstoffen in Untertagedeponien im Salzgestein

Glückauf 132 (7), Essen, 1996, S. 322-327

Brasser, T., C. Reichelt:

Einfluß unterschiedlicher Elutionsmittel auf das Auslaugverhalten von Sonderabfällen EntsorgungsPraxis 6/96, Gütersloh, 1996, S. 32-38

Brasser, T.:

Erfahrungen aus der Endlagersicherheitsforschung für die untertägige Einbringung von Abfällen

EntsorgungsPraxis 12/96, Gütersloh, 1996, S. 47-55

Brasser, T., C. Reichelt (GRS), J. Ellis, K.H. Nitsch (Universität Göttingen):

Mineralogische Untersuchungen zur Identifizierung von Abfallinhaltsstoffen

Beihefte z. Eur. J. Mineral, Vol. 8, No. 1, Stuttgart, 1996, S. 27

Brasser, T.:

Möglichkeiten und Grenzen der Verbringung von Abfällen in Untertagedeponien in verschiedenen geologischen Formationen

Hengerer, D., Nelles M. & Wöber, G. (Hrsg.), DepoTech 96 – Abfallbehandlung, Deponietechnik und Altlastenproblematik, Rotterdam – Brookfield, 1996, S. 243-249

Brasser, T.:

Disposal of Radioactive Waste and Toxic Waste in Underground Repositories

Proceedings GTDC Workshop 96 on Toxic Waste, September 4-6, 1996, Vienna, Austria, pp. 150-163

Buhmann, D., R. Storck (GRS), J. Marivoet, G. Volckaert (SCK/CEN), T. Vieno, H. Nordman (VIT Energy):

Performance Assessment of the Geological Disposal of Spent Fuel Luxemburg, 25.-29.3.96, EUR 17543, S. 647 – 662 (1907)

Buhmann, D.:

Relevance of Near Field and Far Field Effects to the Release of Radionuclides from Repositories with Low Level Waste

Proceedings of the International Symposium on Planning and Operation of Low Level Waste Disposal Facilities. Vienna/Austria, 17.-21.6.96. IAEA, S. 405 – 416 (1997)

Butz H.D.

10 Jahre Tschernobyl – Medienvertreter im Katastrophengebiet Strom-Kreis, 3/96

Droste, J., H. Feddersen, T. Rothfuchs,

The TSS-Project: Thermal Simulation of Drift Emplacement

Final Report Phase 2, GRS-127

Fassmann, W., E. Kersting et al:

Structured Approach for the Assessment of Accident Management Strategies

Final Report: CEC-Project on Severe Management Evaluation Methodology, November 1996

Glaeser, H. (GRS), A. Annunziato (JRC), J.N. Lillington (AEAT), P. Marsili (ANPA), C. Renault (IPSN), A. Sjöberg (Studsvik AB):

CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients

NEA/CSNI/R(96)17, OECD, Paris, July 1996

Glaeser, H. (GRS), N. Aksan (PSI), F. D'Auria (Univ. di Pisa), J. Lillington (AEAT), R. Pochard (IPSN), A. Sjöberg (Studsvik AB):

Evaluation of the Separate Effects Tests (SET) Validation Matrix,

NEA/CSNI/R(96)16, OECD, Paris, November 1996

Heitsch, M.:

A Model of Vented Hydrogen Deflagrations in a Containment

Nuclear Technology, Vol.114, No.1, April 1996

Herbert, H.-J.:

Experimentelle Untersuchungen und thermodynamische Modellierung von Phasengleichgewichten bei der Lösungsmetamorphose in Salzgesteinen Beihefte z. Europ. J. Min., 8, 100 (1996)

Herbert, H.-J.:

Prediction of the Long-Term Behaviour of the System – Underground Repository Host Rock – Toxic Chemical Wastes – Water. – Terra Nostra Schriften der Alfred-Wegener-Stiftung 96/1, 13

Herbert, H.-J., J. Mönig:

Exemplarische Untersuchungen von Wechselwirkungsreaktionen UTD-relevanter chemisch-toxischer Abfälle mit hochsalinaren Lösungen Abschlußbericht des BMBF-Vorhabens 02 C 0072 6, Köln, GRS-126, 1996

Höfler, A., W.-M. Kuntze, T. Riekert, M. Röwekamp (GRS), G. Gros, Rollinger, Bonono, Gorbatchev (IPSN)

Development of IPSN-GRS Safety Approach in View of the EPR Conceptual Safety Features, Vol. 16, Protection Against Internal Hazards Common Report IPSN/GRS No. 26, August 1996

Höpfner, K.-A.:

Task 1: Standards and Regulations for Nuclear Safety

Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Authorities of Russia

Contract-No WW92.04/03.01/B007, Project Progress Report for the Period 01.01.96 to 30.06.96, Prepared by the Consortium of Western Regulators (CWR) RISKAUDIT Report No 47, July 1996

Höpfner, K.-A.:

Task 2: Development and Improvement of the Russian Licensing System Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Authorities of Russia

Contract-№ WW92.04/03.01/B007, Project Progress Report for the Period 01.01.96 to 30.06.96, Prepared by the Consortium of Western Regulators (CWR) RISKAUDIT Report No 47, July 1996

Kafka, P.:

Risk Monitoring

Advanced Control Systems to Improve Nuclear Power Plant Reliabilty and Efficiency, IAEA, Januar 1996

Kafka, P.

Sicherheit großtechnischer Anlagen WA-Kurier, Nr. 47/48, 1996, S. 9-13

Kafka, P., A. Gromann:

Where we are in Living PSA and Risk Monitoring Proceedings ESREL'96 – PSAM III, Crete, Greece, June 24-28, 1996, pp. 1884-1992

Kafka, P.:

Safety Engineering – Why should we move towards risk-based evaluations? Proceedings Executive Meeting on: Risk-based Regulations and Inspections, Stockholm, Sweden, August 12-14, 1996, ERI/Conf 96-600, Ski 96-69, P-22

Kafka, P.:

Probalistic Safety Assessment: Quantitative Process to Balance Design, Manufacturing and Operation for Safety of Plant Structures and Systems Nuclear Engineering and Design, 165 (1996), pp. 333-350

Kafka, P.:

Where are Structural Reliability Issues within the Process of a PSA

ESRA Newsletter, December 1996, pp. 6

Kröhn, K.-P., T. Rothfuchs:

Designing an in-situ experiment for the investigation of compaction and gas flow parameters in crushed salt used as sealing material in HLW disposal boreholes Proceedings of a progress meeting ,Projects on effects of gas in underground storage facilities for radioactive waste (Pegasus Project), Rapolano Terme, Italy, June 14-15, 1995, CEC, EUR 16746 EN, 55-64

Langenbuch S., K. Velkov (GRS), D. Pevec, D. Grgic (Univ. Zagreb):

Capability of the QUABOX/CUBBOX-ATHLET Coupled Code System

Proceedings of the International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electrical Grid, Opatija, Croatia, October 7-9, 1996

Müller, W., et al.:

Development of Methods to Provide an Inventory of Important Radionuclides: Analytical Methods and Correlation data

Proceedings of the 4th European Conference on Management and Disposal of Radioactive Waste, Luxemburg, 1996, p. 272,

Müller, W. (GRS), M. Cunado, D. Thelen, S. Voinis:

Project CCE Pegase: Analysis of Gas Generation and Transport Mechanisms in Underground Radioactive Waste Repositories

Proceedings of the 4th European Conference on Management and Disposal of Radioactive Waste, Luxemburg, 1996, p. 443

Pleger, H., H. Heinsohn:

Rückschlüsse aus der Betriebserfahrung auf die Leittechnik

atomwirtschaft, Nr. 2, Februar 1997

Quade, U. (GRS), M. Khamis:

Neutron Calculations for the POLLUX Cask in the German Final Repository

Proceedings International Conference: "Neutrons in Research and Industry", Crete, 9-15, SPIE 2867, June 1996, p.310

Riekert, T. (GRS), J. Gisclon, T. Green, J. Hyvärinen, O. Sandervåg, A. Serkiz:

Knowledge Base for Emergency Core Cooling System Recirculation Reliability Report No. NEA/CSNI/R (95)11 (Restricted); Paris, February 1996

Riekert, T.:

ECCS Reliability – A Key Safety Issue: Assessing Germany's plants

Nuclear Engineering International; February 1996

Reichenbach, D.:

Tschernobyl – Zehn Jahre danach – Der Unfall und die Sicherheit der RBMK-Anlagen GRS – 121, Februar 1996

Reichenbach, D., K. Kotthoff:

Der Tschernobyl-Unfall – Hergang, Ursachen und Nachrüstungen atomwirtschaft, 41. Jg. (1996), Heft 3

Reichenbach, D. et al:

RBMK safety review phase 2 (CEC TACIS 1994 project) Report of Task Group 2.1 ,configuration and evaluation of safety systems*, März 1996

Reichenbach, D., J. P. Weber:

Übertragung von Erkenntnissen aus der im Auftrag der Europäischen Union durchgeführten 'RBMK-Sicherheitsbewertung' auf die Reaktoren in Ignalina

GRS - A - 2367, März 1996

Reichenbach, D., A. Schaefer:

IAEA-Konferenzen zum 10. Jahrestag des Reaktorunfalls in Tschernobyl – Fachliche Unterstützung des BMU bei der Vorbereitung und Teilnahme an den Konferenzen

GRS - V - Bericht 2.2.7/9-96, Juni 1996

Reichenbach, D.:

Sicherheit von RBMK-Reaktoren Ergebnisse des IX. Steering Committee Meetings der IAEA, 29.2.-1.3.1996, Wien GRS-V-Bericht 2.2.7/8-96, Juli 1996

Reichenbach, D.:

Übergreifende Aspekte der RBMK-Sicherheit Statusbericht (GRS), Oktober 1996

Rohde, J., W. Klein-Heßling, A.K. Chakraborty:

Development and Validation of a Catalytic Recombiner Model for the Containment Code RALOC MOD4.0

Proceedings of the OECD/NEA/CSNI Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques, Winnipeg, Manitoba, Canada, 14. – 15. Mai 1996

Rohde, J., M. Tiltmann:

Investigations for the Implementation of Catalytic Recombiners in Large Dry Containments in Germany

Proceedings of the OECD/NEA/CSNI Workshop on the Implementation of Hydrogen Mitigation Techniques, Winnipeg, Manitoba, 14. – 15. Mai 1996

Rothfuchs, T., J. Prij, K.-P. Kröhn, B.A. Van den Horn, K. Wieczorek:

The DEBORA-Project Phase 1: Development of borehole seals for high-level radioactive waste repositories in salt formations

Final Report Nuclear Science and Technology, European Commission, EUR 16928 EN

Röwekamp, M., et al:

Assessment of the Overall Fire Safety Arrangements at Nuclear Power Plants IAEA Safety Series, No. 50-P-11, Wien, 1996

Seredinski, J., D. Reichenbach, J. P. Weber, E. Uspuras:

Auswertung von Betriebserfahrungen in RBMK-Anlagen

GRS - A - 2370. März 1996

Sievers, J., H. Schulz (GRS), B.R. Brass, C.E. Pugh, J.A. Keeney (Oak Ridge National Laboratory):

FALSIRE Phase II – CSNI Project for Fracture Analysis of Large-Scale International Preference Experiments (Phase II) GRS – 130, November 1996

Sonnenburg, H.-G.:

Skalierungsbetrachtung zum Wassermitriß – Gegenüberstellung von UPTF-TRAM B1 und PKL III C 5.2

Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik '96, Mai 1996, pp. 89 – 93

Sträter, O.:

A Method for Human Reliability Data Collection and Assessment.

Cacciabue, P. C. & Papazoglou, I. A. (Eds.) Probabilistic Safety Assessment and Management, Proceedings of ESREL '96 / PSAM-III. Crete, Greece, June 24-25, 1996, p. 1179

Sträter, O.:

Assessment Of Cognitive Errors And Organizational Aspects Based On Evaluation Of Plant Experience

ANS – proceedings of the international topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment 1996. Park City, Ut., USA, September 29 – October 3, 1996, p. 245

Till, E., M. Zankl, T. Rothfuchs, D. Regulla:

Calculation of radiation transport in rock salt using Monte Carlo methods

Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B 111 (1996) 95-103

Trambauer, K., T.J. Haste, B. Adroguer, R. O'Gauntt, J.A. Martinez, L.J. Ott, J. Sugimoto:

In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix OECD/GD(96)14, NEA/CSNI(95)21, Paris 1996

Weber, J. P., S. Arndt, S. Langenbuch, A. Petry, D. Reichenbach:

Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Litauens sowie ihrer wissenschaftlichtechnischen Institutionen im Bereich der Sicherheit von Reaktoren des Typs RBMK-1500, Abschlussbericht für den Zeitraum 01.08.1992 bis 31.12.1995

GRS – A – 2368, März 1996

Wolfert, K., D. Reichenbach:

Unterstützung der atomrechtlichen Behörde Litauens in den Jahren 1993 – 1996 GRS – V – Bericht 2.2.7/12, April 1996

Vorträge

Lectures

GRS-Angehörige haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern waren dort häufig auch mit eigenen Vorträgen vertreten.

GRS experts have not only participated in various conferences but often have given lectures on such occasions themselves.

Ackermann, L.:

Strahlenschutz in Kernkraftwerken – Arbeitsplätze und Gefahrenmomente

Vorträge im Rahmen des Spezialkurses für zu ermächtigende Ärzte an der Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutzausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern, Berlin, 16.03.1996 und 16.11.1996

Alex, H.:

Der Sarkophag und sein Zustand "Tschernobyl 1986 – Ablauf, Maßnahmen, Folgen", Forschungszentrum Karlsruhe, 14.03.1996 und 02.04.1996

Bestele, J., K. Trambauer, B. Schmitz, J.-D. Schubert:

ATHLET-CD Development and Validation on the Basis of CORA and PHEBUS Experiments Cooperative Severe Accident Research Program Partners Review Meeting, Bethesda, Md., USA, 06.-10.05.1996

Bestele, J.:

Analysen mit ATHLET-CD zu den PHEBUS Tests FPT0 und FPT1

Informationsveranstaltung "Schwere Störfälle Experimente in PHEBUS", GRS, Garching, 16.10.1996

Bieniussa, K. W., H. Reck:

Rohrleitungsspezifische Analyse der Beanspruchungen aus thermischer Schichtung, 22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10./11.10.1996

Biesold, H., J. Larue, R. Martens (GRS), G. Henze, M. Kümmel (BfS):

Results of the Investigations at Lengenfeld (Saxony) and Conclusions Carried over for General Assessments of the Environmental Effects of Relics at Uranium Mining and Milling Sites International Symposium On Ionising Radiation: Protection of the Natural Environment, Stockholm, Sweden, 20.-24.05.1996

Biesold, H. (GRS), E. Ettenhuber (BfS), H. Uhlenbruck (GRS):

Radiological Investigation and Assessment of Sites Contaminated due to Former Mining Activities in Germany

International Symposium on Nuclear Energy and the Environment, Peking, China, 14.-18.10.1996

Biesold, H., A. Kindt (GRS), W. Kraus, E. Ettenhuber, K. Gehrcke (BfS):

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Hinterlassenschaften 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Birkhofer, A.:

Significant Findings of the Analyses and Recommendations

Seminar "European Challenges and Solutions in Nuclear Safety within a Long Term Perspective", Luxemburg, 20.02.1996

Birkhofer, A.:

Stand und Aufgaben der Sicherheit von RBMK-Kernkraftwerken

BMU-Fachseminar ,Tschernobyl und seine Folgen – 10 Jahre danach*, Haus der Geschichte, Bonn, 27.02.1996

Birkhofer, A.:

Birkhofer, A.:

Chernobyl and RBMK Safety
Presentation on facts about Chernobyl, Nuclear

Safety Bureau, STA, Tokio, Japan, 05.03.1996

Seismic Design of Nuclear Facilities in Germany Lecture at the International Nuclear Safety Forum on Anti-Seismic Safety of Nuclear Facilities, Tokio, Japan, 06.03.1996

Birkhofer, A., K. Wolfert:

Prospects of the World-wide Use of Nuclear Power International Meeting "Lessons of Chernobyl, Technical Issues", Desnogorsk, Smolensk NPP, 15.-19.04.1996

Birkhofer, A.:

L'Accident de Tchernobyl, Les causes principales de l'accident et la surêté des réacteurs RBMK Conférence SFEN, Hotel Meridien Etoile, Paris, 24.04.1996

Birkhofer, A.:

East European Reactors Nuclear Power Reactor Safety Course, MIT, Cambridge, Ma., USA, 24.06.1996

Birkhofer, A., F.X. Cogne:

Licensability of the EPR 10th Pacific Basin Nuclear Conference, Kobe,

Japan, 20.-25.10.1996

Birkhofer, A.:

International Trends in Nuclear Safety VI Congresso General de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Brasilien, 27.10.-01.11.1996

Birkhofer, A.:

Safety and Environmental Protection, Statement VI Congresso General de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, Brasilien, 27.10.-01.11.1996

Birkhofer, A., Ph. Vesseron:

Die Kooperation von IPSN und GRS für die Reaktorsicherheit

20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Birkhofer, A.:

The next generation of NPPs Tschechisches Atomforum, Prag, Czech Republic, 12.12.1996

Brasser, T. (GRS), I. Simón (IMA/CIEMAT), R. Little (QuantiSci), A. van Dalen (ECN):

Comparison of Disposal and Safety Assessment Methods for Toxic and Radioactive Wastes 4th Conference of the European Commission on the Management and Disposal of Radioactive Waste, Luxemburg, 25.-29.03.1996

Brasser, T. (GRS), M. Bahadir (TU Braunschweig), K.-W. Schramm (GSF):

Test and Adaption of Ecotoxicological Methods for the Assessment of Waste-Eluates International Symposium on Technological Civilization Impact on the Environment, Situation in the Post-Soviet Area, Karlsruhe, 22.-26.04.1996

Brasser, T.:

Untertägige Endlagerung radioaktiver und chemisch-toxischer Abfälle – Zielsetzung, Anforderung und gegenwärtiger Status

Seminar, Fachhochschule Aachen, Jülich,
11.06.1996

Brasser, T.:

Comparison of Disposal and Safety Assessment Methods for Toxic and Radioactive Wastes with View to Natural Analogue – Application for Toxic Wastes

7th EC Natural Analogue Working Group Meeting, Stein am Rhein, Switzerland, 28.-30.10.1996

Butz, H.-P.:

10 Jahre nach dem Super-Gau VHS Ochtrup in Zusammenarbeit mit den Stadtwerken Ochtrup, Ochtrup, Villa Winkel, 22.01.1996

Butz, H.-P.:

Wie sicher sind Kernkraftwerke? Seminar für die Berliner Polizei, Der Polizeipräsident in Berlin, Gästehaus der Berliner Polizei, Berlin, 22./23.10.1996

Butz, H.-P.:

Die Verantwortung des Ingenieurs für die Gesellschaft

KTG-Nachwuchstagung, Kraftwerkschule Essen e.V., Essen, 22.11.1996

Butz, H.-P.:

Das Berufsbild des Physikers bei der GRS Tutorium der Fachschaft Physik der Universität Köln, Universität Köln, Köln, 5.12.1996

Diepolder, G, K.-A. Höpfner, T. Voggenberger:

Neue Applikationen für das Multimediaprodukt 'Das Regelwerk der Russischen Föderation auf CD-ROM' unter ToolBook

TACIS Regulatory Transfer, Task 1, Workshop "Elaboration of the Final Layout of the 'Electronic Book", GRS, Köln, 02./03.07.1996

Diepolder, G., K.-A. Höpfner:

Strukturierte Anlagenbeschreibung als Basisinformation für Systemanalytiker in einem elektronischen Buch'

TACIS Regulatory Transfer, Task 2, Application of Probabilistic Safety Analysis Results in Regulatory Practices, GRS, Köln, 26.06.1996

Diepolder, G., K.-A. Höpfner:

Präsentation der Pilotanwendungen unter Toolbook und Acrobat der GRS

TACIS Regulatory Transfer, Task 1, Workshop ,Preparation, translation, and optimisation of the primary documents and of document navigation facilities needed in the 'electronic book'", WTZ des GAN RF, Moskau, Russische Föderation, 29.05.96

Diepolder, G., K.-A. Höpfner:

Defining the Contents and Structure of a Computer Based Information System on Nuclear Safety Regulations in Russia GRS, Köln, 19.03.1996

Eisert, P., P. Gruner, U. Jendrich, H. Schulz:

Methodische Ansätz zur Beschreibung des Verhaltens von Primärkreiskomponenten bei Kernschmelzunfällen

22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10./11.10.1996

Ewig, F., S. Schwarz, G. Weber, H.J. Allelein:

Multi-Compartment Iodine Calculations with FIPLOC/IMPAIR

Fourth CSNI Workshop on the Chemistry of Iodine in the Reactor Safety, EWI, Würenlingen, Switzerland, 10.-12.06.1996

Frisch, W. (GRS), A. Podshibyakin (EDO Gidropress):

Prevention of Severe Accidents by Design and their Mitigation by Design and Procedures EU-Seminar on European Challenges and Solutions in Nuclear Safety within a Long-term Perspective, Luxemburg, 20./21.02.1996

Frisch, W.:

Development of the French and German Safety Approach in View of the EPR

German Indonesian Seminar on Safety Aspects of Nuclear Power Plants, Jakarta, Indonesia, 01.-03.04.1996

Frisch, W.:

Die GPR/RSK-Empfehlungen von 1994/95 und deren Einflüsse auf Konzepte zukünftiger Reaktoren

Seminar zu Sicherheitsanforderungen an Reaktoren der neuen Generation, Moskau, Russische Föderation, 10.-14.06.1996

Frisch, W.:

Sicherheitstechnische Einschätzung des EPR-Konzeptes – Vorgehen bei der deutschfranzösischen Zusammenarbeit Seminar zu Sicherheitsanforderungen an Reaktoren der neuen Generation, Moskau, Russische Föderation, 10.-14.06.1996

Frisch, W., H. Schäfer:

PSA Aspects within the French – German Safety Approach for Future LURS

DECD/NEA and IAEA Executive Meeting on Risk Based Regulations and Inspections, Stockholm, Sweden, 12.-14.08.1996

Frisch, W.:

Der deutsch – französische Sicherheitsansatz für zukünftige Druckwasserreaktoren – EPR Seminar des VdTÜV, Bonn, 13.09.1996

Frisch, W. (GRS), G. Gros, D. Quémiart (IPSN), J. Rohde (GRS):

Key Issues of the Common French – German Safety Approach for Future PWRs Conference on Global Advances in Nuclear Engineering, ICONE 4, New Orleans, La., USA, 10.-14.03.1996

Frisch W., H. Liemersdorf (GRS), G.Gros, (IPSN):

Die Entwicklung der Anforderungen an die Systemtechnik von heutigen DWR zum EPR 20. GRS – Fachgespräch, Köln 13./14.11.1996

Gehrcke, K. (BfS), H. Biesold (GRS):

Development of a Computer-based Information System for the Registration, Investigation and Radiological Assessment for Mining Residues Third international Symposium and Exhibition on Environmental Contamination in Central and Eastern Europe, Warschau, Polen, 10.-13.09.1996

Gies, H., H.-J. Herbert:

Paleotemperatures in Salt and Relevance to the Final Disposal of Radioactive Wastes Tagung der Geologischen Vereinigung und der niederländischen KNGMG, Amsterdam, 22 – 24.02.1996

Glaeser, H.:

OECD/CSNI Integral Test Facility Validation Matrix, Description and Status

IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", Trnava, Slovak Republic, 21.-31.10.1996

Glaeser, H.:

Validation Strategy for the ATHLET Computer Code IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", Trnava, Slovak Republic, 21.-31.10.1996

Glaeser, H.:

Description and Application of GRS Method for Uncertainty Evaluation

IAEA Workshop ,Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", Trnava, Slovak Republic, 21.-31.10.1996

Gründler, D.:

Dokumentationssystem für Reststoffe aus der Stillegung von Kernkraftwerken 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.96

Hagemann, A.:

Steps in upgrading older nuclear power plants to meet current requirements on physical protection 37. Annual Meeting INNM, Naples, Italy, July 1996

Hagemann, S., H.-J. Herbert:

Experimentelle Bestimmung und Modellierung der Löslichkeiten in den Systemen PbCl₂-CaCl₂, PbCl₂-MgCl₂, PbCl₂-CaSO₂, PbCl₂-K₂SO₄, PbCl₂-Na₂SO₄, PbCl₂-MgSO₄ bei 25 °C.

Workshop ,Geochemische Modellierung*, Forschungszentrum Karlsruhe, Institut für Nukleare Entsorgung, Karlsruhe, 23 – 24.04.1997

Heitsch. M.:

GRS Presentation of the Work for the Project "Kick-off Project Meeting of the HYMI Project", 4th Framework Research Programme of the European Commision, Pisa, Italy, Mai 1996.

Heitsch, M.:

Heliumeinspeisung in Luft in einer komplizierten Geometrie – Vergleich mit einem Experiment 3. CFX- Nutzertreffen, Stuttgart, September 1996.

Heitsch M.:

Progress in the Analysis of NUPEC Deflagration Experiments

GRS-NUPEC Cooperative Workshop, Tokio, Japan, Dezember 1996.

Herbert, H.-J.:

Procedures for the Evaluation of the Behaviour of Toxic Wastes in Underground Repositories in Salt Formations

British Geological Survey, Internationale Tagung "Chemical Containment of Wastes in the Geosphere, Nottingham, England, 03.-04.09.1996

Herbert, H.-J.:

Zur Quellung und Illitisierung von Smektiten und ihrer Bedeutung für die Abdichtung von über- und untertägigen Deponien

Probevorlesung an der Christian-Albrechts-Universität zu Kiel im Rahmen des Habilitationsverfahrens, Kiel, 18.12.1996

Heuser, F. W., H. Teske:

Zusammenarbeit mit Osteuropa – Eine Zwischenbilanz 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Heuser, F. W., H. Teske:

Reaktorsicherheit in Osteuropa – Was wurde bisher erreicht? Veranstaltung "20 Jahre GRS", Bonn, 3./4.12.1996

Höfler, A., T. Schimpfke, H. Grebner:

Simulation des strukturmechanichen Verhaltens einer DWR-Kreislaufschleife bei außergewöhnlichen Belastungen

22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10.-11.10.1996

Hoeld, A. (GRS), V. Benick (Uni-Zagreb):

Analysis of Transients and Accidents with the System Code ATHLET for the KRSKO Nuclear Power Plant (Cooperation Croatia / Germany in the Field of NPP Safety Research)

International HND/ENS Conference on the Nuclear Options in Countries with Small and Medium Electrical Grid, Opatija, Croatia, 07.-09.10.1996

Höpfner, K.-A.:

Übersicht zur Stillegung von Kernkraftwerken in Deutschland

GRS Seminare, GRS Berlin, 15.02.1996, GRS Köln, 13.02.1996, GRS Braunschweig, 06.02.1996, GRS Garching, 07.02.1996

Höpfner, K.-A., G. Diepolder:

Das Regelwerk der Russischen Föderation auf CD-ROM (TACIS-RF)

Workshop: Genehmigung der Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Abfälle in Behältern, GRS, Berlin, 07.05.1996

Höpfner, K.-A.:

Atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht in Deutschland

TACIS Regulatory Transfer, Development in Detail of an Expert Evaluation Procedure for Safety Proof Submitted for Licensing, using Examples of some Engineering Solutions Evaluation, GRS, Koln, 24.05.1996

Höpfner, K.-A.:

Öffentlichkeitsbeteiligung nach der Atomrechtlichen Verfahrensverordnungordnung (AtVfV) TACIS Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Safety Authorities of Russia TASK 2 Hospitation: Organisation, in Regulatory, of Public Relations Activities to Inform the Public on the Nuclear and Radiation Safety Regulatory Goals and Objectives, GRS, Köln, 09.12.1996

Janke, R.:

Entwicklung der Kernenergie in Osteuropa Fachtagung der VDI-Gesellschaft Energietchnik und der RWTH Aachen

"Kernenergie – Option für die Zukunft", Aachen, 18.-19.09.1996

Jendrich, U., M. Maqua, H. Marx, F. Michel:

Review of Safety Related Aspects in the Operational Experience of Fuel Assemblies and Shut-Down Systems in Germany

CSNI Specialist Meeting: Nuclear fuel and control rods: operating experience, fuel evolution and safety aspects, Madrid, Spain, 05.-07.11.1996

Jendrich, U., P. Gruner, H. Schulz (GRS), C. Strub (CEA):

Strukturanalysemethoden und Materialeigenschaften für Kernschmelzunfälle 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Kafka. P.:

Zuverlässigkeitsmanagement – Ein Schlüssel zum erfolgreichen Produkt oder System VDI-AK GSP, München, 07.03.1996

Jahresbericht 1996 **GS**

Kafka, P., M. Zimmermann:

Scope and Principles of a Reliability Advisory System

KINS - GRS Meeting, Garching, 28.03.1996

Kafka, P.:

Reliability and Maintainability (R&M)
Seminar Ford Werke AG, Köln 19.-21.06.1996

Kafka. P.:

Zuverlässigkeitsmanagement – Ein Schlüssel zum erfolgreichen Produkt oder System Value Management Forum, Mannheim, 08.-09.10.1996

Kafka, P.:

Reliability Advisory Systems "RELADS"; A Short Overview and a Presentation Technisches Meeting mit Chinesischer Delegation, Garching, 25.10.1996

Kafka, P.:

Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit verfahrenstechnischer Systeme VDI Seminar 48-14-03, Stuttgart, 04./05.11.1996

Kafka, P.:

Konzept der Optimierung von WKP's bei Gewährleistung des Zuverlässigkeits- und Sicherheitsstandards durch Einsatz von RELADS VGB Sitzung AK "Kerntechnisches Regelwerk", Essen, 28.11.1996

Kafka, P.:

Zuverlässige Technik – Eine Herausforderung unserer Zeit – am Beispiel Flugzeug, Kernkraftwerk, Kraftfahrzeug KTG, VDI Veranstaltung, Siemens Forum, München, 11.12.1996

Kafka, P.:

Development of Methods for Computerized Configuration Control of NPPs

IAEA Research Coordination Meeting on , Development of Methodologies for Optimization of Surveillance Testing and Maintainance of Safety Related Equipment at NPPs, Vienna, Austria, 16.-20.12.1996

Kotthoff, K., S. Adamchik, M. Hayns, D. Reichenbach:

A View of RBMK Safety International Forum "One decade after Chernobyl: nuclear safety aspects", Wien, 01.-03.04.1996

Kotthoff, K., M. Maqua, W. Preischl:

Nutzung des Erfahrungsrückflusses aus Vorkommnismeldungen Jahrestagung Kerntechnik 1996, Mannheim, 21.-23.05.1996

Kraus, W., E. Ettenhuber, H. Biesold, S. Przyborowsky:

Criteria and Methods for the Assessment of Historic Mining Residues

Congress 1996 of the South African Association of Physicists in Medicine and Biology (SAAPMB), Part Radiation Protection, Pretoria, South Africa, 07. – 09.05.1996

Kreuser, A., C. Verstegen:

Common Cause Failure Probabilities for Partial Diverse Component Groups International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment, Park City, Ut., USA, 29.09-03.10.1996

Lange, F.:

Discussion of "Methods and Models for the Assessment of Third Party Risk due to Aircraft Accidents in the Vicinity of Airports and their Implications for Societal Risk" from M.A. Piers Workshop on "Societal risk, Transport Safety and Safety Policies", Utrecht, The Netherlands, 22./23.05.1996

Lange, F.:

The Transportation of Nuclear Materials in Europe Presentation at the Dinner-Debate of the European Energy Foundation, Brussels, Belgium, 16.10.1996

Lange, F., H.J. Fett, G. Schwarz (GRS), G. Sert (IPSN), C. Wilson (UKDOT):

Sicherheit von Transporten abgebrannter Brennelemente und hochradioaktiver Abfälle 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Langenbuch, S., D. Reichenbach:

Questions Related to the Causes of the Chernobyl Accident

IAEA Consultants Meeting on the Updating of Understanding of the Causes of the Chernobyl Accident*, Moskau, Russische Föderation, 26. -28.02.1996

Langenbuch, S., H. Austregesilo, K. Velkov (GRS), U. Rohde (FZR), P. Fomitchenko (KI):

Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulic Codes to 3D Neutronic Codes OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Md., USA, 05.-08.11.1996

Langenbuch S., K. Velkov (GRS), U. Rohde (FZR), M. Lizorkin (KI):

3D Neutronic Codes coupled with Thermal-Hydraulic System Codes for PWR, BWR and VVER Reactors

OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Md., USA, 05-08.11.1996

Michel, F., H. Schulz:

Beurteilung von altersbedingten Veränderungen an mechanischen Komponenten 4. KT/KTA – Winterseminar, BfS, Salzgitter, 25./26.01.1996

Müller, W. et al.:

Development of Methods to Provide an Inventory of Important Radionuclides: Analytical Methods and Correlation Data

4th European Conference on Management and Disposal of Radioactive Waste, Luxemburg, 25.- 29.03.1996

Müller, W., S. Voinis, M. Cunado, D. Thelen:

Project CCE Pegase: Analysis of Gas Generation and Transport Mechanisms in Underground Radioactive Waste Repositories

4th European Conference on Management and Disposal of Radioactive Waste, Luxemburg, 25.- 29.03.1996

Müller, W.:

Development of Correlations between Experimental Gas Generation Measurements and Characteristic Waste Parameters

CEC PROGRESS Workshop, Harwell, GB, 21.05.1996

Müller, W., D. Thelen:

Gas Migration in Salt CEC PROGRESS Workshop, Harwell, GB, 21.05.1996

Müller, W.:

ISTec Activities in Activity Determination of Wastes 2nd WG 5 Meeting of the European Network for Quality Checking of Waste Packages, Mol, Belgien, 30.05.1996

Müller-Lyda, I., W. Müller:

Bedeutung von Gasen in einem Endlager für radioaktive Abfälle 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Pfeffer, W.:

Untersuchung zur Optimierung des Strahlenschutzes bei Inspektion und Prüfung in einem deutschen Kernkraftwerk Präsentation einer von der EU finanzierten Studie, durchgeführt in Zusammenarbeit mit GKN I, Vortrag zum VGB-ALARA-Workshop, 04.-06.11.1996

Pfeffer, W., P. Jung (Kernkraftwerk Philippsburg GmbH):

Schlüsselfaktoren zur Umsetzung von Work Management

Ergebnisse der Arbeit einer Expertengruppe der OECD-NEA, Vortrag zum VGB-ALARA-Workshop, 04.-06.11.1996

Pretzsch, G.:

Radiological Consequences of the Hypothetical Accident ,Roof Breakdown" of the Chernobyl Sarcophagus

IAEA/EC/WHO International Conference , One Decade after Chernobyl*, IAEA-CN-63/415, Vienna, Austria, 08.-12.04.1996

Pretzsch, G., D. Reichenbach (GRS), X. Conte (IPSN):

Situation des Sarkophags von Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Rehm, W., M. Heitsch, W. Jahn, F. Semler:

Numerical Investigations of Gas Mixing and DDT Effects using Multi-Dimensional CFD Tools (CFX-F3D)

Third CFX International Users Conference, Cesham, England, Oktober 1996.

Reichenbach, D.:

Ursachen und Verlauf des Unfalls und Maßnahmen, die eine Wiederholung verhindern GRS/GSF – Fachseminar "Tschernobyl und seine Folgen – 10 Jahre danach", Bonn, 27.02.1996

Reichenbach, D.:

Neuere Erkenntnisse über den Unfallhergang FTU – Seminar "Tschernobyl 1986 – Ablauf, Maßnahmen, Folgen", Eggenstein-Leopoldshafen, 14.03.1996

Reichenbach, D.:

Schlußfolgerungen aus dem Unfall: Nachrüstungen und Vorsorgemaßnahmen FTU – Seminar "Tschernobyl 1986 – Ablauf, Maßnahmen, Folgen", Eggenstein-Leopoldshafen, 14.03.1996

Reichenbach, D.:

Ablauf und Ursachen des Unfalls sowie sicherheitstechnische Nachrüstungen an RBMK-Reaktoren

Kolloquium des FZ Rossendorf "Der Unfall von Tschernobyl und seine Folgen – eine Bilanz aus heutiger Sicht", 27.03.1996

Reichenbach, D., A. Petry, S. Langenbuch, H. Wolff, Yu M. Nikitin, I. A. Stenbock, O. Yu. Novoselski, A. Moskalev, V. K. Safonov:

Adaptation of GRS Computer Codes for the Analysis of Accidents in RBMK-type Reactors International Meeting ,Lessons of Chernobyl – Technical issues*, Desnogorsk, Russland, 15.-19.04.1996

Reichenbach, D.:

Tschernobyl und seine Folgen – 10 Jahre danach: Ursachen und Verlauf des Unfalls – Maßnahmen gegen eine Wiederholung

"Seminar '96 – Neuere Entwicklungen im Strahlenschutz", TÜV Akademie, München, 04./05.07.1996

Röwekamp, M.:

Brandsimulation – Umsetzung von Forschungsergebnissen in die Praxis VdS-Fachtagung: Ingenieurmäßige Verfahren im Brandschutz (3) (E DIN 18230 (03.96) und Brandschutzkonzepte, Brandsimulation), Köln, 17./18.04.1996

Schimpfke, T., J. Sievers:

Bruchmechanische Bewertung basierend auf dem J-Integral am Beispiel eines Großversuchs und eines Reaktordruckbehälters

AG Integralkriterien – Bruchkriterien, GKSS-Forschungszentrum Geesthacht, 24.09.1996

Schimpfke, T., A. Höfler, H. Grebner:

Simulation des strukturmechanischen Verhaltens einer DWR-Kreislaufschleife bei außergewöhnlichen Belastungen

22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10./11.10.1996

Schulz, H., F. Michel:

Integritätsbeurteilung des Primärkreises im Lichte von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Schulz, H., J. Sievers, W. Wenk:

Erkenntnisse aus der Sicherheitsbewertung von Primärkreiskomponenten von WWER-Anlagen und ihre Bedeutung für Nachrüstkonzepte 22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10.-11.10.1996

Sievers, J., H. Schulz (GRS), B.R. Brass, C.E. Pugh, J.A. Keeney (Oak Ridge National Laboratory):

CSNI Project for Fracture Analysis of Large-Scale International Preference Experiments (FALSIRE II) International Conference on Nuclear Engineering, New Orleans, La., USA, March 11 – 13, 1996

Sievers, J.:

Experience in the Frame of RPV Integrity Assessment for WWER and German PWR Reactors

Workshop on International Practices on Reactor Pressure Vessel Integrity Assessment, Rez, Czech Republic, 26.-30.08.1996

Sievers, J., H. Schulz, X. Liu, T. Schimpfke (GRS), L. Stumpfrock (MPA):

Umsetzung der Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung bei der Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern

22. MPA-Seminar, Stuttgart, 10.-11.10.1996

Sonnenkalb, M.:

Large Dry PWR Containment Behaviour – MELCOR 1.8.3 / RALOC MOD4 Code Comparison Fourth MELCOR Cooperative Assessment Program (MCAP) Technical Meeting, Bethesda, Md., USA, May 1-3, 1996

Sonnenkalb, M.:

Comparison of MELCOR Input Decks for ISP-37, Basis for Discussion

Fourth MELCOR Cooperative Assessment Program (MCAP) Technical Meeting, Bethesda, Md., USA, 01.-03.05.1996

Sonnenkalb, M., M. Tiltmann:

Requirements for Modelling Severe Accident Conditions inside Large Dry PWR Containments International Conference on Nuclear Containment, Robinson College, University of Cambridge, GB, 23.-25.09.1996

Sonnenkalb, M.:

Reactor Circuit Conditions before Reflooding – Results of MELCOR Severe Accident Calculations Second International QUENCH Workshop, FZK, Karlsruhe, September 17-19, 1996

Teschendorff, V., H. Austregesilo, G. Lerchl:

Methodology, Status and Plans for Development and Assessment of the Code ATHLET OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements.

Annapolis, Md., USA, 05.-08.11.1996

Trambauer, K., Gonzalez R.:

Brennstabbündel- und Kühlkreislaufverhalten während schwerer Unfälle 20. GRS-Fachgespräch, Köln, 13./14.11.1996

Trambauer, K., Horner P.:

German Research Program on Interaction between Debris and RPV Wall

CSNI Special Meeting on In-Vessel Debris Coolability and Lower Head Integrity, Paris, France,
18.11.1996

Trambauer, K.:

Interface Requirements to Couple Thermal-Hydraulic Codes to Severe Accident Codes: ATH-LET.CD

OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements, Annapolis, Pa., 05.-08.11.1996

Weber, J.P.:

Die radiologischen Auswirkungen in der Ukraine, in Weißrußland und in der Russischen Förderation TTTK-Seminar "Tschernobyl und die Folgen – 10 Jahre danach" der TU Berlin, Heiligenblut, 29.02.1996

Weber, J.P.:

Sicherheit von RBMK-Reaktoren und Ertüchtigungsmaßnahmen BMU-Fachseminar "Tschernobyl und seine Folqen", Bonn, 27.02.1996

Weber, J.P.:

Sicherheit von Kernreaktoren in mittel- und osteuropäischen Ländern Frühjahrstagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, Jena, 11.-15.03.1996

Wolfert, K.:

Neue Reaktorkonzepte – Wege zu einer neuen Sicherheitsqualität? "20. Jahre GRS", Köln, 04.12.1996

Jahresbericht 1996

IMPRESSUM

Herausgeber / Published by: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation und Öffentlichkeitsarbeit

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / Technical Editor: Dr. Renate Nowak

Übersetzung / Translation: Frank Janowski M.A.,

Klaudia Böhlefeld, Kenneth Heim M.Sc., Bernd Schwinges

Gesamtherstellung / Set and printed by: Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

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

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

Gesellschaft für Anlagenund Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1 **50667 Köln** Telefon (0221) 2068-0 Telefax (0221) 2068-888

Forschungsgelände **85748 Garching** b. München Telefon (089) 32004-0 Telefax (089) 32004-599

Kurfürstendamm 200 **10719 Berlin** Telefon (030) 88589-0 Telefax (030) 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4 **38122 Braunschweig**Telefon (0531) 8012-0
Telefax (0531) 8012-200