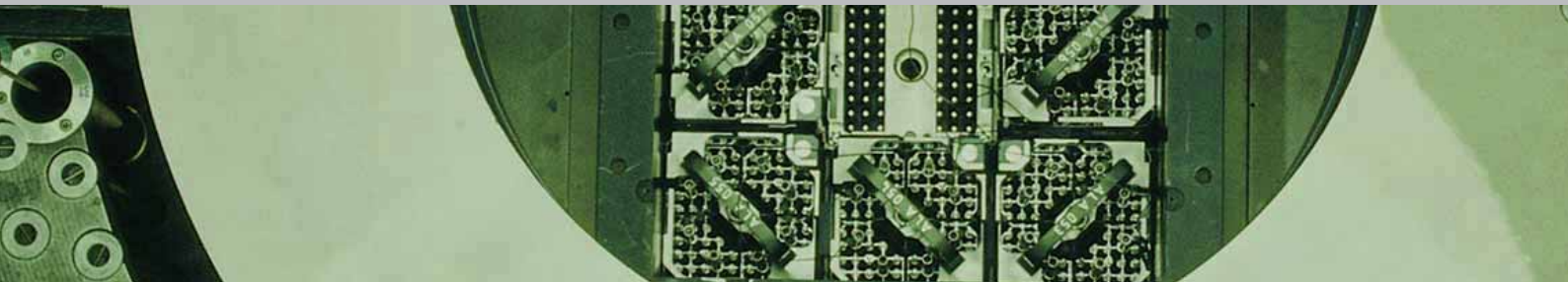




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK
Division principale de la sécurité des installations nucléaires DSN
Divisione principale della sicurezza degli impianti nucleari DSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2005

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2005

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2005

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2005

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	7
Summary	9
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	11
1.1 Reaktorsicherheit	11
1.1.1 RIKORR-II: Wasserstoff-Fahrweise bringt Sicherheitsgewinn	11
1.1.2 DIAGNOSTIK: Martensitgehalt als Indikator für Materialermüdung	13
1.1.3 STARS-IV – Safety Research in relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland: Know-how für Störfallanalysen	14
1.1.4 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Wechselwirkung von Kernschmelze und Wasser während eines schweren Reaktorunfalls	16
1.1.5 OECD-MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction: Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Betonboden	17
1.1.6 OECD-OPDE – Piping Failure Data Exchange Project: Internationale Rohrleitungs-Schadensdatenbank für Kernkraftwerke	18
1.1.7 OECD-ICDE – International Common Cause Failure Data Exchange: Erfahrungsaustausch von Ereignissen mit gleichartigen Fehlern	19
1.1.8 OECD-Fire (Fire Incident Record Exchange): Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken	20
1.1.9 OECD – NEA - IRSN CABRI – Wasser-Loop-Projekt: Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben	21
1.2 Strahlenschutz	22
1.2.1 Dosimetrie und Aeroradiometrie: Messung von Strahlung und Radioaktivität	22
1.2.2 Radioanalytik: Radioaktivität in Material, Mensch und Umwelt	24
1.2.3 Kombinierte anti-vasculäre Tumorthherapie: Transport von Wirkstoffen zu Krebszellen hin	25
1.2.4 ARTIST – Aerosol Trapping in a Steam Generator: Rückhaltung von Aerosolen im Dampferzeuger	26
1.3 Transport und Entsorgung	28
1.3.1 Mont Terri: Endlagerung radioaktiver Abfälle im Opalinuston?	28
1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	30
1.4.1 Human Reliability Analysis: Wie verhalten sich Operateure bei Störfällen?	30
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen	32
2.1 Sumpfsiebverstopfung in Druckwasserreaktoren	32
2.2 Reaktorschutz-Fehlauslösungen nach Eindringen von Feuchtigkeit in Elektronikräume	34
2.3 Ausfall von sicherheitsrelevanten Funktionen im Notstromfall	36
2.4 Eingeschränkte Funktionsfähigkeit der Pumpen von Sicherheitssystemen	37
3. Internationale Zusammenarbeit	40
3.1 Internationale Übereinkommen	40
3.1.1 Convention on Nuclear Safety (CNS)	40
3.1.2 Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management (Joint Convention)	41
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit	41
3.2.1 International Atomic Energy Agency (IAEA)	41
3.2.2 Organisation for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)	43
3.2.3 Behördenorganisationen	51
3.3 Bilaterale Zusammenarbeit	52
3.3.1 Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS)	52
3.3.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	53
3.3.3 US-Nuclear Regulatory Commission (NRC)	54

3.4 Besuche ausländischer Delegationen	54
3.5 Unterstützung osteuropäischer Aufsichtsbehörden	56
3.5.1 Rückblick auf 10 Jahre bilaterale Unterstützungsprojekte der HSK	56
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	57
4.1 Das neue Kernenergiegesetz (KEG) und die dazu gehörenden Verordnungen	57
4.1.1 Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK)	57
4.1.2 Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK)	58
4.1.3 Verordnung über die Personensicherheitsprüfungen im Bereich Kernanlagen	58
4.1.4 Verordnung über die Betriebswachen von Kernanlagen	58
4.2 Eine neue Struktur für die Richtlinien im Bereich Sicherheit	59
4.2.1 R-25: Berichterstattung über den Betrieb der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	59
4.2.2 R-46: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	59
4.3 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat	60
4.4 Totalrevision des Kernenergiehaftpflichtgesetzes (KHG)	60
4.5 Vorbereitungen im Hinblick auf die Einführung des Öffentlichkeitsgesetzes (BGÖ)	61
4.6 Integrierte Aufsicht	61
5. Analyse und Ausblick	63
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	65
RIKORR-II	67
DIAGNOSTIK	89
STARS-IV – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	107
MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions	127
OECD-OPDE – Piping Failure Data Exchange Project	147
Dosimetrie und Aeroradiometrie	157
Radioanalytik	163
Kombinierte anti-vaskuläre Tumorthherapie	173
Mont Terri	179
Human Reliability Analysis	185
OECD-Halden Reactor Project	193
Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien	197
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2005	201
Anhang D: Richtlinien der HSK	204
Anhang E: Struktur und Umsetzungsplan für die neuen Richtlinien der HSK	207
Richtlinien der Kategorie G (Generelle Anforderungen)	207
Richtlinien der Kategorie A (Anlagebegutachtung)	208
Richtlinien der Kategorie B (Betriebsüberwachung)	209

Einleitung

Das im Februar 2005 in Kraft getretene, neue Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen und über Sachverhalte, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen, informieren.

Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) erfüllt diese gesetzliche Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung ihrer vier Jahresberichte: Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht, Geschäftsbericht und Erfahrungs- und Forschungsbericht. Diese Berichte sind auch in elektronischer Form auf der Internetseite der HSK – www.hsk.ch – unter dem Reiter «Infos» in der Rubrik «Jahresberichte» erhältlich.

- Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprü-

fungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den schweizerischen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.

- Im Strahlenschutzbericht wird der radiologische Zustand innerhalb und ausserhalb der schweizerischen Kernanlagen beschrieben.
- Im Geschäftsbericht wird über die Finanzsituation der HSK und über die Zwischenbewertung der in der Leistungsvereinbarung getroffenen Ziele berichtet.

Der vorliegende Erfahrungs- und Forschungsbericht richtet sich mit den Kapiteln 1 bis 5 vornehmlich an die interessierte Öffentlichkeit, während die Forschungsberichte im Anhang A sich vornehmlich an ein Fachpublikum richten.



Die vier jährlich erscheinenden Berichte der HSK

Zusammenfassung



Eingang der HSK in Würenlingen

Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die HSK Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben der Aufsicht verfügbar zu machen. Die regulatorische Sicherheitsforschung richtet sich nach den aktuellen und zeitlich absehbaren Problemstellungen der Aufsicht. Die HSK betreibt zurzeit nationale und internationale Forschungsprojekte in den vier Themenbereichen «Reaktorsicherheit», «Strahlenschutz», «Transport und Entsorgung» sowie «Mensch, Organisation und Sicherheitskultur». Diese werden im Kapitel 1 kurz beschrieben und in Bezug auf ihre Bedeutung für die Sicherheit bewertet. Im Anhang A befindet sich eine ausführliche Beschreibung dieser Projekte.

- Im Bereich der Reaktorsicherheit stehen nebst der Materialforschung nach wie vor die Begleitforschung über Stör- und Unfälle zur Weiterentwicklung der deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen im Vordergrund. Die von der HSK unterstützten Projekte befassen sich mit dem Risswachstum unter verschiedenen Umgebungsbedingungen, der Materialermüdung und Wechselwirkungen der Kernschmelze mit Wasser und Beton. Zudem beteiligt sich die HSK an einer Reihe von internationalen Forschungsprojekten und erhält so Zugang zu wichtigen Daten.

- Der Strahlenschutz dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung. Dabei spielt präzise Messtechnik eine wichtige Rolle. Die HSK fördert die Weiterentwicklung der Dosimetrie und der Radioanalytik am PSI. Eine grosse Bedeutung hat auch die ständige Verfeinerung der Methodik zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung. Zudem unterstützt die HSK Projekte, welche die Ausbreitung von Radionukliden in Dampferzeugern von Druckwasserreaktoren untersuchen.
- Im Bereich Transport und Entsorgung konzentriert die HSK ihre Forschung zurzeit auf die Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die Endlagerung hochradioaktiver, langlebiger Abfälle. Im Felslabor Mont Terri werden Experimente durchgeführt, um die Eignung des Opalinustons für die geologische Tiefenlagerung zu untersuchen.
- Der Mensch, die Organisation und die Sicherheitskultur haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage – eine Erkenntnis, die in den letzten Jahren stetig gewachsen ist. Das Projekt «Human Reliability Analysis» untersucht den Einfluss menschlicher Handlungen in Störfallsituationen unter Berücksichtigung derjenigen Faktoren, die den Erfolg oder den Misserfolg solcher Handlungen in komplexen Situationen mitbestimmen.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen sind ein wichtiger Bestandteil der Betriebserfahrung. Sie liefern konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten in sämtlichen Bereichen der Auslegung und des Betriebs. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet die HSK im Aufsichtsbericht.

In Kapitel 2 des vorliegenden Erfahrungs- und Forschungsberichts sind eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben mit dem Ziel, die Erkenntnisse auf ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und in die Aufsicht einfließen zu lassen.

Das Ereignis vom Juli 1992 mit Sumpfsiebverstopfung im schwedischen Siedewasserreaktor Barsebäck 2 löste umfangreiche Untersuchungen aus, deren Erkenntnisse heute auch in Druckwasserreaktoren umgesetzt werden können. Die

mehrfachen Reaktorschutz-Fehlauslösungen vom September 2005 in einem französischen 1300-MW-Druckwasserreaktor wurden durch ein offen gelassenes Entwässerungsventil einer Speisewasserleitung verursacht. Der Ausfall mehrerer sicherheitsrelevanter Funktionen für den Notstromfall in einem belgischen 960-MW-Kernkraftwerk im März 2005 war auf zu tief eingestellte Auslösewerte von Spannungsüberwachungsrelais zurückzuführen. Eine ungünstige Auslegung sowie mangelhafte Verfahren bei der Inbetriebnahme waren daran schuld, dass an den Pumpen des Niederdruck-Sicherheitseinspeisesystems und des Containmentsprühsystems unter realen Betriebsbedingungen unzulässige Vibrationen auftraten. Diese 2005 in einem französischen DWR entdeckte Anomalie betrifft die gesamte 900-MWe-Baureihe. Diese vier Ereignisse in ausländischen Kernanlagen haben alle gemeinsam, dass eine einzige Ursache gleich zum Ausfall mehrerer Sicherheitssysteme geführt hat. Diese so genannte «Common Mode»-Ausfälle haben, wie PSA-Studien zeigen, eine sehr hohe sicherheitstechnische Bedeutung und sind deshalb auch für die schweizerischen Kernanlagen von Wichtigkeit.

Internationale Zusammenarbeit

Durch die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen und Aufsichtsbehörden stellt die HSK sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand der Technik erfassen und in die Aufsicht umsetzen kann. Die HSK pflegt die Zusammenarbeit insbesondere mit der IAEA, der NEA, der OECD, mit Frankreich, Deutschland, Finnland, Schweden und den USA. In Osteuropa und Russland bietet sie den Aufsichtsbehörden wissenschaftliche Unterstützung an. Die HSK bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen ein.

Im Berichtsjahr konnten sechs wichtige IAEA-Safety-Standards verabschiedet werden. Von wachsender Bedeutung für die Schweiz sind die Arbeiten der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association), einem Zusammenschluss aller Nuklearbehörden Europas. Mit ihren «reference levels» in den Bereichen Reaktorsicherheit, radioaktive Abfälle und Rückbau von Kernanlagen hat sie die Basis für einen europaweiten Sicherheitsstandard geschaffen. Zusammen mit den IAEA-Safety-Standards bilden die «reference levels» der WENRA die Grundlage für die Harmonisierung des Schweizer Regelwerks mit internationalen Anforderungen.

Als wichtigste Veranstaltung des Jahres 2005 kann die

dritte Überprüfungskonferenz des Übereinkommens über nukleare Sicherheit genannt werden. Dort wurde die Schweiz als gutes Beispiel einer modernen Aufsichtspraxis hervorgehoben.

Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Schweiz verfügt im Bereich der nuklearen Sicherheit über ein historisch gewachsenes Regelwerk. Mit der Einführung der neuen Kernenergiegesetzgebung nimmt die HSK die Gelegenheit wahr, das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den neuen gesetzlichen Anforderungen anzupassen und es gleichzeitig mit den internationalen Standards abzustimmen.

Die Richtlinien gliedern sich zukünftig in die drei Kategorien (G) «Generelle Bestimmungen», (A) «Anlagenbegutachtung» und (B) «Betriebsüberwachung». Zudem wird die thematische Zuordnung der Regelungsgegenstände zu den Erlassen systematisiert.

Nicht nur der gesetzliche Rahmen verändert sich, sondern das gesamte Umfeld, in welchem die Schweizer Kernanlagen betrieben und von der HSK beaufsichtigt werden. Daher hat die HSK unter der Bezeichnung Integrierte Aufsicht ihre Aufsichtsprozesse überarbeitet. Im Zentrum steht ein neues System zur systematischen Bewertung der nuklearen Sicherheit. Die HSK will die systematische Sicherheitsbewertung nutzen, um die Öffentlichkeit differenziert, präzise und nachvollziehbar über die Sicherheit der Schweizer Kernanlagen zu informieren.

Analyse und Ausblick

Damit die HSK weiterhin auf fundierte Kenntnisse in den Bereichen Strukturintegrität, Materialverhalten samt Alterungsmechanismen und Materialprüfung zurückgreifen kann, setzt sie ihre Forschung in diesem Schwerpunktbereich fort. Die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber beabsichtigen ihre Werke 50 und mehr Jahre in Betrieb zu halten. Ausgehend vom aktuellen Wissensstand wird eine Erweiterung der bisher geforderten Nachweise notwendig, um den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke abzusichern. Bei den neuen Nachweisverfahren werden auch die wesentlichen technischen Kriterien spezifiziert, bei deren Nichteinhaltung die im KEG vorgesehene vorläufige Ausserbetriebnahme und Nachrüstung von Kernkraftwerken anzuwenden ist. Die Methodik und Randbedingungen zu deren Überprüfung werden im Jahre 2006 in einer departementalen Verordnung geregelt.

Résumé

Recherche en matière de sûreté nucléaire

Dans le cadre de la recherche en matière de sûreté nucléaire, la DSN confie et coordonne des mandats de recherche avec pour objectif de connaître et d'étendre les connaissances techniques et scientifiques actuelles, ainsi que de les mettre à disposition pour les tâches inhérentes à la surveillance. La recherche en matière de sûreté nucléaire est tributaire des problèmes de surveillance actuels et à venir. Actuellement, la DSN poursuit des projets de recherche à l'échelle nationale et internationale dans quatre domaines: «sûreté des réacteurs», «protection contre le rayonnement», «transport et évacuation», «facteur humain, organisation et culture de la sûreté». Le chapitre 1 en donne une rapide description et en évalue l'importance au niveau de la sûreté. Une description détaillée de ces projets figure dans l'annexe A.

- La sûreté des réacteurs comprend non seulement la recherche sur le matériel, mais aussi et surtout la recherche des pannes et des accidents en vue de perfectionner les analyses de sûreté déterministes et probabilistes. Les projets soutenus par la DSN traitent de la propagation des fissures dans différents environnements, de la fatigue du matériel et des interactions de la fusion du cœur avec l'eau et le béton. De plus, la DSN participe à toute une série de projets de recherche internationaux et a ainsi accès à d'importantes données.
- La protection contre le rayonnement sert à protéger le personnel, la population et l'environnement des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. Une technique de mesure précise joue ici un rôle important. La DSN encourage le développement des techniques dosimétriques et radioanalytiques à l'IPS. L'amélioration constante de la méthode de surveillance des rejets de substances radioactives dans l'environnement est aussi très importante. Par ailleurs, la DSN soutient des projets sur l'étude de la propagation de radionucléides dans les générateurs de vapeur de réacteurs à eau sous pression.
- Dans le domaine du transport et de l'évacuation des déchets, la DSN concentre actuellement sa recherche

sur l'analyse de couches géologiques convenant au stockage final de déchets hautement radioactifs à vie longue. Des expériences sont réalisées au laboratoire souterrain du Mont Terri pour analyser si les Argiles à Opalinus se prêtent au stockage en couches géologiques profondes.

- Le facteur humain, l'organisation et la culture de la sûreté exercent une influence essentielle sur la sûreté d'une installation nucléaire – information qui a pris toujours plus d'importance ces dernières années. Le projet «Human Reliability Analysis» analyse l'influence des actions humaines en cas de pannes, compte tenu des facteurs participant au succès ou à l'échec de telles actions en cas de situations complexes.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires étrangères

Les événements qui se produisent dans les installations nucléaires constituent un élément important de l'expérience de l'exploitation. Ils apportent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles dans tous les domaines de la conception et de l'exploitation. Dans son rapport de surveillance, la DSN relate les événements survenus dans les installations nucléaires suisses.

Le chapitre 2 du présent rapport sur les expériences et la recherche décrit des événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger, avec pour objectif de vérifier la pertinence des informations pour les installations nucléaires suisses et d'intégrer ces renseignements dans la surveillance.

L'événement de juillet 1992 concernant l'obstruction des tamis de puisard dans le réacteur à eau bouillante suédois de Barsebäck 2 a suscité toute une série d'importantes recherches dont les conclusions peuvent être étendues, aujourd'hui encore, aux réacteurs à eau sous pression. Les multiples enclenchements intempestifs de protection du réacteur de septembre 2005, dans un réacteur à eau sous pression français de 1300 MW, ont été provoqués par une soupape de drainage restée ouverte dans une conduite d'eau alimentaire. En mars

2005, la défaillance, dans une centrale nucléaire belge de 960 MW, de plusieurs fonctions de sécurité importantes en cas d'alimentation électrique de secours, est provenue de valeurs d'enclenchement réglées trop bas sur les relais de surveillance de tension. Une conception et un dimensionnement défavorables ainsi que des procédures défaillantes lors de la mise en service étaient responsables des vibrations inadmissibles apparues, dans des conditions d'exploitation réelles, sur les pompes du système d'injection de sécurité à basse pression et du système d'aspersion et de noyage de l'enclenchement du confinement. Cette anomalie détectée en 2005 dans un REP français concerne toute la série de construction de 900 MWe.

Ces quatre événements survenus dans des installations nucléaires étrangères ont tous un point commun: une seule et unique cause a conduit à la défaillance de plusieurs systèmes de sûreté. Ainsi que le montrent des études EPS, ces défaillances appelées «Common Mode» sont très importantes en matière de sécurité et donc aussi pour les installations nucléaires suisses.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations et des autorités de surveillance internationales, la DSN s'assure que la Suisse peut, en matière de sûreté nucléaire, respecter le niveau international de la technique et l'appliquer à la surveillance. La DSN veille à une bonne coopération en particulier avec l'AIEA, l'AEN de l'OCDE, la France, l'Allemagne, la Finlande, la Suède et les Etats-Unis. Elle offre un soutien scientifique aux autorités de surveillance des pays d'Europe de l'est et de Russie. La DSN soumet les exigences de sûreté nucléaire élevées en vigueur en Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux. Six importants Safety Standards de l'AIEA ont été adoptés au cours de l'exercice sous revue. Les travaux de la WENRA (Western European Nuclear Regulator's Association), organisation regroupant toutes les instances nucléaires d'Europe, sont d'une importance croissante pour la Suisse. Ses "Reference Levels" dans les domaines de la sûreté des réacteurs, des déchets radioactifs et du démantèlement des installations nucléaires, lui ont permis de lancer les bases d'un standard de sécurité européen. Les Safety Standards de l'AIEA et les «Reference Levels» de la WENRA constituent la base de l'harmonisation de la réglementation suisse aux exigences internationales.

La troisième conférence de la Convention sur la sûreté nucléaire a été la manifestation la plus importante de 2005. La Suisse y a été citée en tant que bon exemple d'une pratique moderne de la surveillance.

Bases de la surveillance nucléaire

Dans le domaine de la sûreté nucléaire, la Suisse dispose d'une réglementation historiquement établie. La DSN a profité de l'introduction de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire pour adapter ses actuelles prescriptions et directives aux nouvelles exigences légales et les harmoniser aux standards internationaux. Les directives se répartissent désormais en trois catégories «Dispositions générales», «Expertise de l'installation» et «Surveillance de l'exploitation». Par ailleurs, la classification thématique des objets de réglementation est systématisée en arrêtés.

C'est non seulement le cadre légal qui change, mais aussi tout l'environnement dans lequel les installations nucléaires suisses sont exploitées et surveillées par la DSN. La DSN a donc remanié ses processus de surveillance sous l'appellation de surveillance intégrée. Un nouveau système d'évaluation systématique de la sûreté nucléaire est désormais central. La DSN veut utiliser l'évaluation systématique de la sûreté pour informer le public de manière différenciée, précise et concrète en matière de sûreté des installations nucléaires suisses.

Analyse et perspectives

Pour continuer à appliquer les connaissances relevant des domaines de l'intégrité structurale et du comportement des matériaux, mécanismes de vieillissement et contrôle du matériel compris, la DSN poursuit sa recherche dans ces importants domaines. Les exploitants de centrales nucléaires suisses ont l'intention d'exploiter leurs installations 50 ans et plus. Vu le niveau actuel de la science, il faudra élargir les démonstrations jusque-là demandées pour garantir le fonctionnement à long terme des centrales nucléaires. Pour les nouvelles procédures de démonstration, des critères techniques essentiels sont spécifiés qui, s'ils n'étaient pas respectés, entraîneraient la mise hors service temporaire prévue dans la LENu et le démantèlement des centrales nucléaires. La méthode et les conditions de contrôle pour cela nécessaires seront réglées courant 2006 dans une ordonnance de département.

Summary

Regulatory safety research

The Inspectorate awards and coordinates research projects in the field of regulatory safety research, which are designed to identify and to develop knowledge and expertise which can be made available for regulatory purposes. This research is geared to regulatory issues of both current relevance and those likely to be relevant in the foreseeable future. At present, the Inspectorate is running national and international research projects in the four areas of «Reactor Safety», «Radiological Protection», «Transport and Waste Management» and «Human factors, Organization and Safety Culture». Chapter 1 of this report contains a brief description of these projects together with an evaluation of their importance to safety. Appendix A contains a detailed description of these projects.

- **Reactor Safety:** research continues to be focused on research into materials as well as on concomitant research into incidents and accidents and is designed to develop deterministic and probabilistic safety analyses. The projects supported by the Inspectorate investigate stress cracking under a range of environmental conditions, how materials fatigue and how molten corium interacts with water and concrete. Additionally the Inspectorate is involved in various international research projects which give it access to valuable data.
- **Radiological Protection:** research in this field is designed to protect personnel, local inhabitants and the immediate surroundings of a nuclear facility from ionizing radiation. Accurate metrology in this area plays a crucial role so that the Inspectorate supports research by PSI designed to improve dosimetry and radio analysis. In addition, it is also important to encourage a continuing refinement of the methods used to monitor the release of radioactive materials into the environment. Finally, the Inspectorate supports projects, which examine the dispersion of radio-nuclides in the steam generators of pressurized water reactors.
- **Transport and Waste Management:** the Inspectorate concentrates its research on projects designed to

examine geological strata that might be suitable for the final storage of highly radioactive, long-lived waste. Experiments have been carried out in the rock laboratory at Mont Terri to investigate the suitability of Opalinus clay as a geological repository.

- **Human Factors, Organization and Safety Culture:** in recent years, there has been a growing awareness of the importance of these issues for nuclear safety. The «Human Reliability Analysis Project» examines the influence of human behavior on incidents and accidents and performance shaping factors that contribute to the success or failure of such behavior in complex situations.

Instructive events in nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear installations are an important contribution to operating experience. They provide concrete data on weaknesses and on the potential for improvements in all areas of design and operation. Details of incidents in nuclear facilities in Switzerland are included in the Inspectorate's Surveillance Report. Chapter 2 of this Research and Experience Report describes several foreign incidents that are particularly instructive. The aim is to review the findings to see whether they have any relevance for Swiss nuclear facilities and if so, incorporate them into the surveillance process.

An incident in July 1992 involving a clogged pump suction strainer in the Swedish boiling water reactor at Barsebäck 2 prompted extensive investigation and the results of this investigation can now be incorporated into the design of pressurized water reactors. In September 2005, the reactor protection system in a French 1300 MW pressurized water reactor experienced multiple spurious activations because a drainage valve on a feed water line had been left open. In March 2005, several safety-related functions for an emergency power event failed in a Belgian 960 MW nuclear power plant because the settings actuating the voltage monitoring relay were too low. Poor design and an inadequate

commissioning process caused unacceptable vibrations in pumps in the low pressure safety injection and containment spray systems when working under actual operating conditions. This anomaly, discovered in 2005 in a French pressurized water reactor, affected the entire 900 MWe series.

A common factor in all four of these incidents in foreign nuclear facilities was that a single cause triggered the failure of several safety systems. As PSA studies have shown, these so-called «common mode» failures are very significant in terms of technical safety and therefore are also of relevance to Swiss nuclear facilities.

International cooperation

By cooperating with international organizations and regulatory bodies, the Inspectorate ensures that Switzerland keeps abreast of the current state of the art in science and technology in the field of nuclear safety and can incorporate developments into its regulatory functions. In particular, the Inspectorate nurtures links with the IAEA, the NEA, the OECD, France, Germany, Finland, Sweden and the USA. In Eastern Europe and in Russia, it offers scientific support to the regulatory authorities. In addition, the Inspectorate inputs the stringent Swiss national safety standards into harmonization negotiations.

During 2005, six important IAEA Safety Standards were finalized. Of growing importance for Switzerland is the work of WENRA (Western European Nuclear Regulator's Association), which is an association of nuclear authorities in Europe. With its «reference levels» in the fields of reactor safety, radioactive waste and the decommissioning of nuclear facilities, it has created the basis for a Europe-wide safety standard. Together with the IAEA Safety Standards, the WENRA «reference levels» provide a basis which can be used for the harmonization of the Swiss regulatory framework with international requirements.

The most important event in 2005 was the Third Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety. During this event, Switzerland was cited as a good example of modern regulatory practice.

Principles of nuclear surveillance

In Switzerland nuclear safety regulation was developed over time. The Inspectorate has taken the opportunity afforded by the new Nuclear Energy Act to adapt existing ordinances and guidelines so that they accord with the new legal framework and at the same time to harmonize them with International Standards.

In future, guidelines will be divided into three categories (G) «General Provisions», (A) «Plant Review and Assessment» and (B) «Operating Surveillance». In addition, the provisions are assigned to regulatory guides following a new system.

Not only the legal framework has changed: there have also been changes to the general environment in which the Swiss nuclear facilities operate and are regulated by the Inspectorate. As a result, the Inspectorate has revised its surveillance process and introduced a system of «Integrated Surveillance». At its heart is a new process for the systematic evaluation of nuclear safety. The Inspectorate plans to use this systematic safety evaluation to provide the public with information on the safety of Swiss nuclear facilities that is differentiated, accurate and understandable.

Analysis and outlook

To ensure that it can continue to access sound data in the areas of structural integrity, materials behavior including ageing mechanisms and materials testing, the Inspectorate will continue its research in this basic area. The licensees of nuclear power plants in Switzerland are seeking to operate plants for 50 or more years. Based on present levels of knowledge, it will be necessary to broaden the required evidence in order to safeguard the long-term operation of nuclear power plants. In addition, the new proof-of-evidence process will specify the main technical criteria, which if not adhered to will invoke the temporary shutdown of a nuclear power plant or the completion of back fitting measures as stipulated in the Nuclear Energy Act. The methodology and general conditions governing this review process will be the subject of a Departmental Ordinance to be issued in 2006.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben ihrer Aufsicht verfügbar zu machen. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Sie ermöglichen die Identifikation von potenziellen Problembereichen, die Erarbeitung von möglichen Lösungen, die Verringerung von Unsicherheiten und die Verbesserung von Verfahren.

Die HSK beteiligt sich gezielt an schweizerischen Forschungsprojekten und leistet damit einen Beitrag zum Aufbau und zum Erhalt des Wissens und zur Nachwuchsförderung in der Schweiz. Ergänzend beteiligt sie sich zudem an internationalen Forschungsvorhaben. Dadurch erhält die HSK breit abgesicherte Ergebnisse und kann Synergien nutzen. Das vorliegende Kapitel beinhaltet die Beurteilung der von der HSK unterstützten Projekte mit besonderem Blick auf die Zielerreichung und die Praxisrelevanz.

1.1 Reaktorsicherheit

1.1.1 RIKORR-II: Wasserstoff-Fahrweise bringt Sicherheitsgewinn

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 67

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die weltweite Betriebserfahrung von Siedewasserreaktoren (SWR) und Druckwasserreaktoren (DWR) zeigt, dass sich während des Reaktorbetriebes bei ungünstigen Randbedingungen (z.B. bei anfälligem Werkstoffzustand) unter dem gleichzeitigen Einfluss des Reaktorkühlmittels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen (z.B. in Schweissnähten) Korro-

sionsrisse in druckführenden Primärkreislauf-Komponenten aus ferritischen und austenitischen («rostfreien») Stählen bilden und ausbreiten können.

Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes setzt deshalb eine genaue Kenntnis der Systembedingungen voraus, die zur Risskorrosion führen können. Zuverlässige quantitative Daten zur Initiierung und insbesondere zum Wachstum der Risse in Abhängigkeit von Belastungs-, Material- und Umgebungsparametern sowie ein genaues Verständnis der zugrunde liegenden Mechanismen sind wesentlich für eine genaue Bewertung der möglichen Auswirkungen dieser Phänomene auf die Strukturintegrität, für die Festlegung/Überprüfung der Inspektionsintervalle der wiederkehrenden Prüfungen und für die Definition und Qualifizierung von gezielten Gegenmassnahmen.

An der Thematik der Spannungsrissskorrosion in ferritischen Stählen für Reaktordruckbehälter (RDB) wird am Paul Scherrer Institut (PSI) mit Beteiligung der HSK seit 1996 geforscht. Dabei konnten wichtige Erkenntnisse in Bezug auf Werkstoffeigenschaften und Einfluss von Betriebsparametern gewonnen werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das neue Kernenergiegesetz (KEG) in der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen basiert primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen. Daher kommen der Alterungsüberwachung und der Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen erhöhte Bedeutung zu.

Die HSK hat deshalb die Werkstoffforschung im Hinblick auf die Beurteilung der Integrität des Primärkreislaufes in ihrer Forschungsstrategie als Schwerpunktthema definiert. In diesem Sinne trugen die Ergebnisse von RIKORR-II dazu bei, eine schonende Betriebsfahrweise hinsichtlich

der Gefährdung durch Spannungs- und Schwingrisskorrosion für die Kernkraftwerke Mühleberg und Leibstadt abzusichern. Die im Rahmen von RIKORR gefundenen kritischen Material- und Lastbedingungen haben Auswirkungen auf den Kraftwerksbetrieb. Weiterhin konnte bestätigt werden, dass die Wasserstoff-Fahrweise einen erheblichen Zugewinn an Sicherheitsmarge gegen umgebungsbedingtes Risswachstum erbringt.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Die geplanten Arbeiten für das Jahr 2005 umfassten:

- Die Untersuchung der Spannungsrissskorrosion von Reaktor-Druckbehälterstählen unter Siedewasserreaktor/Normalwasserchemie-Bedingungen
- Die Untersuchung der Spannungsrissskorrosion von Reaktor-Druckbehälterstählen unter Siedewasserreaktor/Wasserstoff-Fahrweise
- Die Untersuchung der Spannungsrissskorrosion in einer Inconel-182-Mischnaht eines Reaktordruckbehälters (RDB) unter Siedewasserreaktor-Bedingungen
- Abschluss des Ringversuches der «International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking» (ICG-EAC)

Die Zielsetzungen für 2005 wurden erreicht und das experimentelle Programm konnte termingerecht auf Ende Jahr erfolgreich abgeschlossen werden.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die Auslegung der Komponenten des Primärkreislaufes und ihre Zustandsbeurteilung basieren unter anderem auf verschiedenen Risswachstumskurven. Diese Grenzkurven sind für eine Aufsichtsbehörde von hoher Wichtigkeit, da anhand solcher Kurven maximal zulässige Fehler- und Rissgrößen festgelegt werden. Bei der regelmässigen zerstörungsfreien Prüfung solcher Komponenten vergleicht die HSK allfällige Befunde mit international anerkannten Grenzwerten. Diese sind in Zukunft in den Richtlinien B03 und B06 enthalten.

Die viel beachteten Resultate des PSI auf diesem Gebiet haben in einigen Bereichen Diskussionen angeregt. Ins-

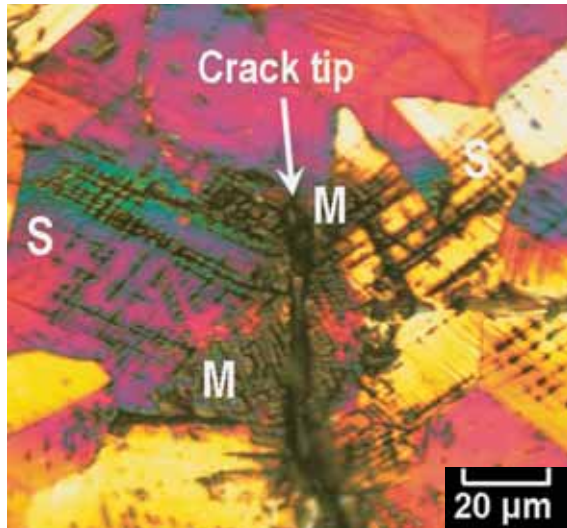
besondere bei Chloridtransienten wird nun in einigen Referenzwerken eine Revision der zulässigen Werte diskutiert, da die Wirkung von Chloriden auf das Risswachstum bisher möglicherweise unterschätzt wurde. Die Arbeiten des PSI zeigten nämlich, dass bereits bei geringen Chloridgehalten unter Normalwasserchemie-Fahrweise beschleunigtes Risswachstum auftreten kann.

Ausblick

Die Schadensfälle der letzten Jahre (z.B. SWR Umwälzschleife, DWR RDB-Deckeldurchführungen) haben klar aufgezeigt, dass in der Zustandsbeurteilung der Komponenten des Primärkreislaufes die austenitischen Werkstoffe und Mischverbindungen mit Nickel-Basislegierungen eine erhöhte Schadenanfälligkeit sowohl in DWR- als auch in SWR-Anlagen zeigen. Auf diesem Gebiet fehlen verifizierte Daten zum Risswachstum für unterschiedliche Belastungs- und Wasserchemiebedingungen. Forschungsziel sollte sein, eine quantitative Charakterisierung des Korrosionswachstums in rostfreien Stählen und Ni-Basislegierungen bei zyklischer Belastung unter Druckwasserreaktor- und Siedewasserreaktor/Wasserstoff-Fahrweise (Hydrogen Water Chemistry, HWC)-Bedingungen vorzunehmen. Neben verschiedenen Werkstoffen sollten auch die Umgebungsparameter seitens der Wasserchemie und der strukturellen Belastungen, z.B. aus Transienten, einfließen. Die inzwischen modernisierte und in internationalen Ringversuchen verifizierte Prüftechnik der Hochtemperatur-Wasserkreisläufe am PSI gehört zu den wenigen Anlagen weltweit, mit denen Risskorrosionsversuche unter Kernkraftwerksbedingungen durchgeführt werden können. Mit RIKORR-II wurde die Forschung am PSI im Bereich der Risskorrosion an ferritischen RDB-Stählen abgeschlossen. Die Erkenntnisse waren oder sind bereits in die Umsetzung im Rahmen von Werkzeugen zur Zustandsbeurteilung eingeflossen. Auf dem Gebiet der austenitischen Werkstoffe besteht hingegen noch Forschungsbedarf. Dieser Aspekt soll unter anderem im Folgeprojekt KORA untersucht werden.

1.1.2 DIAGNOSTIK: Martensitgehalt als Indikator für Materialermüdung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 89



Lichtmikroskopische Aufnahme des ermüdeten austenitischen Stahls 347: Spitze des Hauptrisses («Crack tip») mit Gleitbändern (S) in der angrenzenden Grundmasse und Anzeigen von Martensit (M) an den Schnittpunkten der Gleitbänder. Siehe Anhang A Seite 99.

Quelle: PSI.

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das PSI-Forschungsprojekt DIAGNOSTIK wurde im Jahr 2002 als Folgeprojekt des Projektes FEVER ins Leben gerufen, um eine Methode zur Früherkennung von Materialermüdung an austenitischen Stählen zu entwickeln. Im Vorläuferprojekt FEVER konnte gezeigt werden, dass die Ermüdung mit der Bildung von verformungsinduziertem Martensit einhergeht. Dieser lässt sich leicht durch magnetische Methoden detektieren. Das Projekt DIAGNOSTIK befasste sich mit der systematischen Untersuchung der für die Martensitbildung wichtigen Einflussgrößen, wie der chemischen Zusammensetzung des Materials, der Werkstoffbehandlung und der Temperatureinflüsse während der Ermüdung.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Nutzung des Martensiteffektes versprach die Möglichkeit der messtechnischen Bestimmung der Ermüdungsausnutzung, bevor makroskopische Schäden in Form von Ermüdungsanrissen im Material erkennbar werden. Damit könnten Verbesserungen für die Beurteilung der Lebensdauer von nuklearen mechanischen Komponenten in Kernkraftwerken erreicht werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Ziele des Berichtsjahres bestanden in der Vervollständigung und Auswertung der Arbeiten an den verschiedenen Teilprojekten, welche parallel über den gesamten Projektzeitraum bearbeitet wurden.

Das Phänomen der Martensitbildung wurde systematisch für eine Reihe von austenitischen Stahlsorten und für mehrere Produktformen unter verschiedenen Ermüdungsbedingungen untersucht. Dabei zeigte sich, dass die Martensitbildungstendenz nur bei solchen Erzeugnissen ausgeprägt ist, deren effektive chemische Zusammensetzung die Legierung dicht an die Grenze des Zweiphasengebietes Austenit-Martensit oder in das Zweiphasengebiet des Schöffler-Diagramms hineinbringt. Die Bandbreite der Richtanalyse lässt in diesem Bereich eine derart grosse Variabilität zu, dass sich die Martensitbildungstendenz nicht allein aus der Bezeichnung der Stahlgüte ableiten lässt. Zudem wird die Martensitbildung durch die Qualität der Lösungsglühbehandlung und durch eine allfällige vorangegangene Kaltverformung beeinflusst. Nebst dem Einfluss der Ermüdungstemperaturen und Dehnamplituden müssen die Werkstoffdaten bekannt sein, um aus dem Martensitgehalt quantitativ auf den Ermüdungszustand zurückzuschliessen. Für Temperaturen über 100 °C wird die Martensitbildung zu gering für verlässliche Aussagen. Die experimentellen Ergebnisse konnten mit zwei aus der Literatur bekannten Modellen nachvollzogen werden.

Das Projektziel, eine Methode zur Materialzustandsbewertung für niederzyklische Ermüdung an sicherheitsrelevanten Bauteilen aus rostfreien Stählen zu entwickeln, wurde erreicht. Der grosse Aufwand, der erforderlich ist, um alle relevanten Einflussgrößen mit hinreichender Genauigkeit zu erfassen, schränkt die Methode jedoch für praktische Anwendungen ausserhalb des Labors ein.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die Ergebnisse des Projekts trugen viel zum Verständnis der Vorgänge bei der Materialermüdung von austenitischen Werkstoffen bei, zeigten aber auch, dass unter realen Bedingungen ausserhalb des Forschungslabors der Martensitgehalt eines austenitischen Werkstoffs keinen absoluten Indikator für den Ermüdungszustand darstellt. Dennoch bietet die Methode eine Möglichkeit,

Materialveränderungen an kritischen Stellen einer Komponente qualitativ zu überwachen. Daraus ergibt sich, dass die Frühstadien der Werkstoffschädigung durch Ermüdung zusätzlich auf andere Weise untersucht und bewertet werden müssen.

Ausblick

Die Frage der Weiterentwicklung der Werkstoffdiagnostik unter Einsatz von magnetischen und elektrischen Methoden wird vom Paul Scherrer Institut in einem Nachfolgeprojekt von 2006 bis 2008 aufgenommen. Das Folgeprojekt DIAGNOSTIK-II beschäftigt sich mit der Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung von austenitischen Werkstoffen auf der Basis von Mikrorissbildung und Mikrorisswachstum sowie mit der Erkundung von zerstörungsfreien Verfahren zur Bestimmung der RDB-Versprödung. Es stellt im ersten Teilprojekt eine logische Fortsetzung der Arbeiten aus DIAGNOSTIK dar und erweitert mit dem zweiten den Bereich auf das Gebiet der Werkstoffversprödung durch Neutronenbestrahlung, das mit den PSI-Forschungsaktivitäten der letzten Jahre nicht erfasst wurde.

Das vorgeschlagene Projekt entspricht der HSK-Forschungsstrategie auf dem Gebiet der Werkstoffe, welche sich auf Fragen der Versagensmechanismen, prognostischer Methoden und Diagnostik der Werkstoffzustände konzentriert. Diese Fragen sind für die Aufsichtstätigkeit der HSK insbesondere deshalb von grosser Bedeutung, weil für mehrere Kernkraftwerke die Verlängerung der Betriebsdauer über die ca. 40-jährige Auslegungsdauer hinaus geplant ist und alterungsbedingte Materialveränderungen in diesem Zusammenhang intensiv untersucht werden müssen. Aus beiden Teilprojekten sind verwertbare neue Erkenntnisse dazu zu erwarten.

1.1.3 STARS-IV – Safety Research in relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland: Know-how für Störfallanalysen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 107

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit dem Projekt STARS-IV wurde die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit im Bereich der Störfallanalysen zwischen der HSK und dem PSI fortgesetzt. Gegenüber dem Vorgängerprojekt STARS-III wurden die Schwerpunkte von

der Entwicklung von Anlagemodellen von Kernkraftwerken und der Anwendung von Rechencodes auf Aspekte des Systemverhaltens verschoben. Weiter sollen Entwicklungs- und Forschungsarbeiten im Zusammenhang mit neuen Anforderungen für den Nachweis der Sicherheit der Kernkraftwerke bei Störfällen mit hochabgebrannten Brennstäben und die Weiterentwicklung der Methodik zur Bestimmung der Rechenunsicherheit durchgeführt werden. Darüber hinaus soll zur besseren Nutzung von Ressourcen die internationale Zusammenarbeit sowie der fachliche Erfahrungsaustausch stimuliert werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Dank der Forschungsarbeiten im STARS-Projekt stehen der HSK moderne Methoden und qualifiziertes Personal zur Verfügung, auf welche sie im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit zurückgreifen kann. So wurden im letzten Jahr eine Expertise zur Druckwellenbelastung im Rahmen eines «Leck-vor-Bruch-Nachweises» für das Kernkraftwerk Gösgen durchgeführt. Eine weitere Expertise wurde zum Verhalten von «mixed oxide fuel» (MOX-)Brennstäben bei einem postulierten Reaktivitätseintrag in den Kern bei Null- und Vollast abgeschlossen.

Aufgrund der Einbindung der STARS-Gruppe in das Paul Scherrer Institut und deren internationaler Zusammenarbeit hat die HSK Zugang zu den für die Aufsichtstätigkeit erforderlichen Informationen über den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Die in der Einleitung aufgeführten übergeordneten Projektziele wurden für das Jahr 2005 in Form von Jahreszielen konkretisiert. Diese Ziele werden im Folgenden mit ihrer Bedeutung für die Aufsicht der HSK erläutert.

- Weiterentwicklung der Monte-Carlo-Methode MCNP (Monte Carlo N-Particle code) für neutronenphysikalische Berechnungen: In einer Weiterentwicklung hat die STARS-Gruppe die MNCP-Methode mit dem Programmsystem CASMO-4/SIMULATE zur Kernsimulation gekoppelt. Damit wurde ein Verfahren zur Berechnung von Neutronenfluenzen in Strukturmaterialien geschaffen, welches dem gegenwärtigen Stand der Wissenschaft entspricht. Erste vorläufige Ergebnisse einer im Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerks

Gösgen über 10 Jahre mit Neutronen bestrahlten Materialprobe zeigen sehr gute Übereinstimmung mit Messergebnissen.

- **Verifizierung der Computational Fluid Dynamics (CFD) Programme:** Die STARS-Gruppe hat mit ersten Anwendungen des dreidimensionalen fluiddynamischen Programms, das auf der CFD-Methode beruht, die Verifizierung begonnen. Dazu wurde ein Experiment zur Bor-Verteilung in der Vattenfall-Versuchsanlage nachgerechnet. Mit dem Experiment sollten die Mischungsvorgänge von Kühlmitteln unterschiedlicher Bor-Konzentration in einen Druckbehälter eines Druckwasserreaktors bei Einspeisvorgängen nachgebildet werden.
- **Fortführung von Analysen mit dem Programm TRACE für Anlagekonfigurationen von Druck- und Siedewasserreaktoren:** Das thermohydraulische Programm TRACE ist eine Neuentwicklung, die im Auftrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde (US-NRC) erfolgte. TRACE dient der Simulation von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen von Kernkraftwerken. Die STARS-Gruppe hat dieses Programm übernommen und mit den durchgeführten Analysen zu Experimenten in Versuchsanlagen (PKL, Halden IFA-650.3, LOFT, ROSA) einen wesentlichen Beitrag zur Verifizierung und Validierung von TRACE geleistet.
- **Fortführung der Forschungsarbeiten zur Abschätzung der Rechenunsicherheit bei der Berechnung von reaktorphysikalischen Problemen mit dem Analyseprogrammsystem SUSA:** Statistische Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten von deterministischen Analysen stellen eine neuere Entwicklung in der Sicherheitsforschung dar. Basierend auf SUSA hat die STARS-Gruppe ein Verfahren entwickelt, mit dem die Rechengenauigkeit bzw. Rechenunsicherheit bei der Durchführung von deterministischen «best estimate»-Analysen bestimmt werden kann. Erste Anwendungen wurden auf dem Gebiet der Reaktorphysik und Thermohydraulik durchgeführt.
- **Verbesserung der Modellierung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens:** Die Analysen von Versuchen der CABRI-Versuchsanlage mit einem pulsartigen Eintrag von Reaktivität wurden mit den Programmen SCANAIR und FALCON durchgeführt, wobei mit beiden Programmen gute Übereinstimmungen mit den Versuchen erzielt wurden.

Darüber hinaus hat die STARS-Gruppe mit Pre- und Post-Test-Analysen an einem internationalen CSNI/SEGFSM-Benchmark zum Versuch IFA-650.3 der Halden-Versuchsanlage teilgenommen und sich mit Unsicherheitsanalysen am internationalen Projekts BEMUSE III beteiligt.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Mit den älter werdenden Schweizer Kernkraftwerken werden Alterungsmechanismen relevant, die die Betriebsdauer der Kernkraftwerke bestimmen. Für die Aufsichtsbehörde ist von Bedeutung, dass zukünftig mit dem von der STARS-Gruppe bereitgestellten Verfahren eine unabhängige Methode zur Beurteilung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern zur Verfügung steht.

Mit den älteren Anlagen erhält auch die Quantifizierung von Sicherheitsmargen eine zunehmend wichtigere Bedeutung. Die im Rahmen des STARS-Projektes entwickelten statistischen Verfahren zur Bestimmung der Unsicherheiten liefern hier wertvolle Hinweise.

Dank dem STARS-Projekt stehen der HSK eine Reihe von verifizierten und international anerkannten Programmen zur Verfügung, welche für die Beurteilung einer grossen Anzahl von Auslegungstörfällen eingesetzt werden können.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das STARS-Projekt soll fortgeführt werden. Neben der Fortführung der Arbeiten mittels CFD zur einphasigen Mischung im unteren Plenum nach Deborierungstransienten wird auch der Systemcode TRACE anhand von entsprechenden Experimenten der OECD-Projekte PKL-II und ROSA-V validiert werden. Zudem wird die Validierung von TRACE für SWR-Anwendungen in Zusammenarbeit mit der amerikanischen Universität Purdue entscheidend erweitert werden. Einen weiteren Schwerpunkt werden neue Untersuchungen zur Druckwellenausbreitung nach Störfällen in Reaktorsystemen bilden.

Im Bereich Ermittlung der Fluenz schneller Neutronen muss die aufgebaute Rechenmethodik durch Nachrechnung einiger internationaler Benchmarks getestet werden. Bei der Brennstabmodellierung werden neu Arbeiten zu «Reactivity Insertion Accidents (RIA)» und «Loss of Coolant Accident (LOCA)» auf der Basis der Experimente des ALPS-Programmes an Bedeutung gewinnen.

1.1.4 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Wechselwirkung von Kernschmelze und Wasser während eines schweren Reaktorunfalls

Auftragnehmer:

Royal Institute of Technology (KTH)

Anhang A Seite 127

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben der HSK fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SKI) sowie schwedische Kraftwerksbetreiber die Projektarbeiten. Seit 1996, dem Beginn ihrer Teilnahme an diesem Programm, kann die HSK direkt auf alle erarbeiteten Resultate zugreifen und hat die Möglichkeit, die Forschungsziele mitzubestimmen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt liefert wichtige Erkenntnisse zu den komplexen und bis heute nicht im Detail verstandenen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden z.B. besser abgesicherte Risikoquantifizierungen (auf Basis der Stufe-2-PSA; PSA = probabilistische Sicherheitsanalyse) möglich, die beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von Unfallbeherrschungsstrategien («Severe Accident Management Guidance») und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle spielen. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) gekühlt oder wie das Risiko von Dampfexplosionen bei Kontakt der Schmelze mit unterkühltem Wasser verringert werden kann. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der MSWI-Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit der Resultate in den oben genannten Bereichen, insbesondere für Siedewasserreaktoren (SWR).

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Übergeordnetes Projektziel für das Jahr 2005 war es, das Verständnis folgender Phänomene bei schweren

Unfällen zu verbessern und entsprechende Unsicherheiten zu reduzieren:

- (a) Verhalten des (noch intakten) RDB in einer späten Phase des schweren Unfalls
- (b) Wechselwirkung der Schmelze mit Wasser nach dem RDB-Versagen (Dampfexplosion)
- (c) Kühlbarkeit der Schmelze ausserhalb des RDB

Hierzu wurde eine Reihe von Experimenten unter möglichst realistischen (d.h. reaktorähnlichen) Randbedingungen durchgeführt. Bei diesen Experimenten stand das generelle Verständnis der ablaufenden Vorgänge mehr im Vordergrund als die detaillierte Auflösung bestimmter einzelner physikalischer Teilmechanismen. Neben den erwähnten Integralexperimenten wurden auch Versuchsprogramme durchgeführt, welche vertiefte Einsichten in physikalische Teilvorgänge liefern: MISTEE untersuchte die Phänomene bei Dampfexplosionen und NCDC die zweiphasige Naturkonvektion in einem beheizten Schmelzpartikelbett.

Begleitet wurden die experimentellen Arbeiten durch umfangreiche theoretische Studien, die vornehmlich dem Zweck dienten, die heute international vorliegenden experimentellen Daten und gesicherten Erkenntnisse in Verbindung mit Modellen und Computercodes sowie – letztendlich – Sicherheitsanalysen zu bringen. Im Vordergrund dieser Arbeiten stand die Anwendbarkeit für SWR.

Zusammenfassend ist festzustellen, dass sowohl im numerischen wie auch im experimentellen Bereich gute Fortschritte erzielt und die Projektziele erreicht wurden.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Das MSWI-Projekt liefert sowohl wertvolle Erkenntnisse aus dem Grundlagenbereich (z.B. Phänomenologie der Dampfexplosion, Konzept des durch Naturumlauf gekühlten Schmelzpartikelbetts) als auch in der regulatorischen Praxis verwendbare Resultate zu Severe Accident Management Guidance (SAMG) und zur probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Erwähnenswert sind in diesem Zusammenhang z.B. die – vorwiegend für Siedewasserreaktoren relevanten – Arbeiten zur Kühlbarkeit der Kernschmelze innerhalb und ausserhalb des Reaktordruckbehälters, welche der HSK u.a. belastbare Informationen zur Beurteilung der Erfolgswahrscheinlichkeit zur zentralen Siedewasserreaktor-Severe-Accident-Management-Strategie, dem Containmentfluten bereitstellen. Gleichermassen interessant für die HSK ist die im Projekt untersuchte Fragestellung, ob

mittels Wassereinspeisung durch die Steuerstabführungsrohre beim SWR ein «Einfrieren» des Kernschmelzvorgangs im RDB (und damit die Verhinderung eines RDB-Versagens) möglich ist. Generell nicht zu unterschätzen ist die Tatsache, dass der HSK durch die Mitwirkung am MSWI-Projekt der Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktoren (LWR)-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus) möglich ist.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im MSWI-Projekt wurden in der Vergangenheit hervorragende und international stark beachtete Resultate erarbeitet. Bemerkenswert ist die zunehmend konsequente Ausrichtung der Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit in der (regulatorischen) Praxis, was von der HSK begrüsst wird. Im Jahr 2006 werden Arbeiten im Vordergrund stehen, die sich mit Dampfexplosionen und der Kühlbarkeit der Schmelze (ausserhalb des RDB) bei SWR beschäftigen. Ferner werden Möglichkeiten zur Kühlung der Schmelze im RDB untersucht. Diese Themen sind für die HSK im Zusammenhang mit der probabilistischen Sicherheitsanalyse von besonderem Interesse. Die Arbeiten an der KTH sind bislang sehr zufrieden stellend verlaufen.

1.1.5 OECD-MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction: Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Betonboden

Auftragnehmer: OECD

Einleitung

Dieses Projekt hatte zum Ziel:

- experimentelle Nachweise für verschiedene Kühlmechanismen ausserhalb des Reaktordruckbehälters (Ex-Vessel) zu erbringen.
- Daten für die zweidimensionale Schmelze-Beton-Wechselwirkung zu generieren.

Das OECD-MCCI-Projekt wurde 2002 initiiert und lief Ende 2005 aus. Sämtliche geplanten Experimente konnten durchgeführt werden, der Projektabschlussbericht ist in Arbeit.

Die Experimente wurden am Argonne National Laboratory (ANL) bei Chicago/USA durchgeführt. Die HSK beteiligte sich an diesem Forschungsprojekt, um physikalische Phänomene bei schweren Unfällen in der Ex-Vessel-Phase besser zu verstehen, um so die Möglichkeiten der Kühlung der Schmelze zu evaluieren.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das OECD-MCCI-Projekt liefert Informationen darüber, inwiefern sich die Schmelze nur von oben mit Wasser kühlen lässt. Die Strategie zur Beherrschung schwerer Unfälle in den Schweizer Kernkraftwerken habe das Ziel, genügend Wasser im Containment / Drywell bereit zu halten, so dass die Schmelze beim Versagen des Reaktordruckbehälters darin schockartig gekühlt wird. Einzig das KKG sieht den Fall vor, die Schmelze auf dem Betonboden von oben zu kühlen. Die Strategie der anderen Werke welche davon ausgeht, dass im Containment/Drywell eine grosse Wasservorlage gebildet werden kann, ist mit einer Ausfallwahrscheinlichkeit behaftet, so dass es im Fehlerfall auch zu einer (beinahe) trockenen Beton-Schmelze-Wechselwirkung kommen kann. In diesem Fall kann mit den Erkenntnissen aus dem OECD-MCCI-Projekt abgeschätzt werden, ob das Betonfundament durch die Schmelze-Beton-Wechselwirkung durchdrungen wird und es so zu einer radioaktiven Verseuchung des Bodens und des Grundwassers kommen könnte. Die Frage, ob all die im Projekt untersuchten Effekte ausreichen, die Schmelze nachhaltig zu kühlen, so dass die Schmelze-Beton-Wechselwirkung gestoppt werden kann, bleibt jedoch nach wie vor ungelöst.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Im Projekt MCCI wurde die Konfiguration untersucht, in welcher Schmelze auf ein trockenes Betonfundament trifft und nachträglich mit Wasser geflutet wird (Kühlung der Schmelze von oben). Die betrachteten Kühlmechanismen sind:

- Wassereindringung in die Schmelze durch Risse und Spalten in der sich bildenden Kruste
- Vulkanartiger Ausbruch von Schmelze durch die Kruste (Energieabfuhr)
- Mechanisches Versagen der Kruste, was durch grosse Risse die Kühlung wieder ermöglicht

Für das Jahr 2005 waren drei Versuche vorgesehen und durchgeführt worden. Der letzte Test aus der Versuchsreihe der SSWICS, ein nicht erfolgreicher Melt-Eruption-Test (MET) sowie ein ursprünglich nicht vorgesehener Core-Concrete-Interaction-Test. Da das Versagen des Melt-Eruption-Tests nicht abschliessend erklärt werden konnte, und so das Risiko, dass auch der zweite vorgesehene Melt-Eruption-Test fehlschlagen könnte, als zu gross eingeschätzt wurde, hat sich das Projektbegleiteteam pragmatisch dazu entschlossen, einen dritten, ursprünglich nicht vorgesehenen Core-Concrete-Interaction-Test durchzuführen. Dieser Test erlaubt es, die noch sehr dünne Datenlage auf diesem Gebiet weiter aufzubessern. Das letzte Jahr des OECD-MCCI-Programms konnte somit erfolgreich abgeschlossen werden. Zum vollständigen Projektabschluss ist zurzeit noch der Abschlussbericht in Arbeit.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die durchgeführten Tests haben zu folgenden Erkenntnissen geführt:

- Das Eindringen von Wasser durch Risse und Spalten kann die Kühlbarkeit der Schmelze verbessern, jedoch verschlechtert sich dieser Effekt längerfristig.
- Die sich bildende Kruste ist mechanisch sehr schwach. Es muss damit gerechnet werden, dass die Kruste unter realen Bedingungen auseinander brechen wird. Diese Brüche führen zu einer signifikanten Verbesserung der Kühlbarkeit der Schmelze.
- Die Core-Concrete-Interaction(CCI)-Versuche haben gezeigt, dass die radiale Erosion des Betons durch die Schmelze ein wichtiger Bestandteil der Erosion der Reaktorgrube ist.
- Die Art des Betons scheint aus noch nicht geklärten Gründen einen nicht zu vernachlässigenden Effekt auf diese Prozesse zu haben.

Mit den Erkenntnissen aus dem OECD-MCCI-Projekt können die PSA-Studien der Stufe 2 und insbesondere die daraus abgeleiteten SAMG optimiert werden, was zu einem Sicherheitsgewinn der Kernanlagen führt.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Am vorletzten Treffen des OECD-MCCI-Projektbegleitetams zeigten alle beteiligten Länder ihre Absicht, auch

ein Nachfolgeprojekt zu unterstützen, welches direkt an das Ende 2005 abgeschlossene OECD-MCCI-Projekt anknüpft. Die HSK beteiligt sich ebenfalls am Nachfolgeprojekt mit der Bezeichnung MCCI-2.

Im Nachfolgeprojekt sollen:

1. kombinierte Kühlbarkeitsphänomene auch an neuen Reaktordesigns untersucht,
2. die Datenbasis für die Schmelze-Betonwechselwirkung erweitert,
3. Validierungstests für Schwerunfall-Simulationscodes durchgeführt,
4. das Verständnis der Vorgänge verbessert werden.

Insbesondere der letzte dieser Schwerpunkte erscheint der HSK als sehr wichtig, um nebst den experimentellen Erfahrungen auch die physikalischen Zusammenhänge besser verstehen zu können, so dass die relativ grossen Unsicherheiten in den Schwerunfallcodes verkleinert werden können.

1.1.6 OECD-OPDE – Piping Failure Data Exchange Project: Internationale Rohrleitungs-Schadensdatenbank für Kernkraftwerke

Auftragnehmer: OECD

Anhang A Seite 147

Einleitung

Das OPDE-Projekt dient der Erstellung und Führung einer internationalen Datenbank über Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken. Die Datenbank enthält Rohrleitungsschäden, die im Zusammenhang mit Werkstoffdegradation an sicherheitstechnisch klassierten, metallischen Rohrleitungen stehen. Dies sind Risse, Brüche, Wandstärkeschwächungen an Rohrleitungskomponenten, nicht jedoch Flanschleckagen oder Schäden an Armaturen oder an inneren Rohrleitungen von Komponenten. Diese Datenbank wurde auf der Basis einer bereits bestehenden Datensammlung der schwedischen Aufsichtsbehörde (SKI) 2002 mit zunächst 11, später 12 beteiligten Nationen begonnen. Die heutigen Teilnehmer sind Schweden, die USA, Kanada, Frankreich, Spanien, Deutschland, Finnland, Belgien, Tschechien, Japan, Südkorea und die Schweiz.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die HSK beteiligt sich an diesem Projekt, weil es eine hochwertige Informationsquelle für die Beurteilung der Integrität sicherheitstechnisch wichtiger Rohrleitungssysteme darstellt. Die in der Datenbank vorhandenen Daten können für verschiedene Aufsichtsaufgaben der HSK verwendet werden. Die HSK trägt mit der Bereitstellung der Daten von meldepflichtigen Rohrleitungsschäden aus Schweizer Kernkraftwerken aktiv zum Projekt bei.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Jahr 2005 standen der Abschluss der ersten 3-Jahres-Periode und die Einleitung der Folgeperiode von 2005 bis 2008 im Vordergrund.

Im ersten Projektzeitraum von Mitte 2002 bis Mitte 2005 wurde die Struktur der Datenbank entsprechend den Bedürfnissen für zukünftige Anwendungen definiert, und die vorhandenen Daten anhand der von den Projektmitgliedern festgelegten Kodierungsrichtlinie überprüft und überarbeitet. Die Datenbank enthält nun ca. 3500 Datensätze ab dem Jahr 1970, wobei die Datensätze ab 1999 von den Teilnehmern systematisch erfasst wurden. Mit über 50 Datenfeldern pro Datensatz sind Auswertungen für verschiedene Fachgebiete möglich. Seit September 2005 steht den mitwirkenden Organisationen die operationelle, vollständige Version der Datenbank zur Verfügung. Zudem wurde eine anonymisierte Version der Datenbank erstellt, welche Auftragnehmern oder Betreibern weitergegeben werden kann.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die OPDE-Datenbank kann heute in verschiedenen Aufsichts- und Aufgabengebieten der HSK eingesetzt werden:

- Zuverlässigkeitsanalysen von Rohrleitungssystemen einschliesslich PSA-Aspekten
- Zusatzinformation bei der Festlegung/Beurteilung von Wiederholungsprüfplänen
- Bewertung von Schadensmechanismen in Alterungsüberwachungsprogrammen
- Ableitung präventiver Massnahmen aufgrund Erfahrungsrückfluss

Als Datenbank-Projekt hat das OPDE-Projekt keinen direkten Einfluss auf das bestehende Regelwerk der HSK, schafft jedoch die Voraussetzungen für die zukünftige Behandlung des Themenkreises der risikoinformierten Wiederholungsprüfprogramme.

Ausblick

Die HSK setzt die Beteiligung an dem Projekt für die kommende Periode von 2005 bis 2008 fort. Dabei gilt es, die Nutzung der Daten für die Aufsicht der HSK zu etablieren und die Bewirtschaftung der Datenbank mit den Schadensdaten aus Schweizer Kernkraftwerken sicherzustellen. Als mögliche zukünftige Anwendungen sind neben den oben genannten Gebieten die Nutzung für risikoinformierte Wiederholungsprüfprogramme und für die Beurteilung der Konstruktion und Werkstoffauswahl bei Rohrleitungssystemen vorgesehen.

1.1.7 OECD-ICDE – International Common Cause Failure Data Exchange: Erfahrungsaustausch von Ereignissen mit gleichartigen Fehlern

Auftragnehmer: OECD

Einleitung

Das International Common-Cause-Failure-Data-Exchange (ICDE) Projekt wird seit 1998 unter der Aufsicht der OECD Nuclear Energy Agency betrieben. Generelles Ziel dieses Projektes ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei (sicherheitsrelevanten) Komponenten gleichzeitig oder innerhalb einer kurzen Zeitspanne aufgrund gemeinsamer Ursache auftraten, so genannte Common-Cause-Failure (CCF) Ereignisse.

Zurzeit beteiligen sich neben der Schweiz zehn weitere Länder am ICDE-Projekt, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Rahmen des ICDE-Projekts werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet,

um die Ursachen derartiger Ereignisse besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen derartiger Ereignisse zu ergreifen. Zudem soll eine Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF ermöglicht werden. Die ICDE-Datenbank wird in der Praxis vor allem für PSA-Anwendungen eingesetzt.

Projektziele des Jahres 2005

Alle bisher am Projekt beteiligten Länder haben den neuen ICDE-Vertrag verlängert. Der im Jahr 2005 getätigte Datentransfer zwischen den beteiligten Ländern und dem Clearing House verlief mit der neu entwickelten Datenbank weitgehend problemlos. Die Suchfunktion der Datenbank ist erweitert worden, um die Datenauswertung zu erleichtern.

Die Datensammlung für die neuen Komponententypen «Füllstandsmessungen» und «Leistungsschalter» wurde im Jahr 2005 abgeschlossen. Im Rahmen zweier Workshops wurden die gesammelten Daten einer ersten Auswertung unterzogen. Die Datensammlung für bereits bestehende Komponententypen wurde fortgesetzt. Insgesamt gesehen sind die für das Jahr 2005 gesetzten Ziele erreicht worden. Die Datensammlung für bereits bestehende Komponententypen ist im Hinblick auf die geplante Auswertung besser abzustimmen.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

CCF werden bisher nur unzureichend bei der Bewertung technischer Vorkommnisse berücksichtigt, da die Anzahl betroffener Systemstränge (Redundanzen) nicht in die Bewertung eingeht. Bei der Überarbeitung der Richtlinie B02 (ehemals HSK-R-15) soll dieser Aspekt berücksichtigt werden.

Ausblick

Im Jahr 2006 ist die Erstellung der Berichtsentwürfe für die Auswertung der Komponententypen «Füllstandsmessungen» und «Leistungsschalter» sowie der Abschluss der Datensammlung für den neuen Komponententyp «Steuerstabantriebe» geplant. Es wurde beschlossen, die Sammlung von CCF-Ereignissen auf Wärmetauscher als neuen Komponententyp auszuweiten. Darüber hinaus beabsichtigen alle am Projekt beteiligten Länder, die Datensammlung für bereits bestehenden Komponententypen zu ergänzen.

Die HSK geht davon aus, dass die Erfassung und Auswertung der aktuellen Betriebserfahrung aller schweizerischen Kernkraftwerke bis Ende 2005 abgeschlossen ist. Ausgehend von dieser Datenbasis plant die HSK im Jahr 2006, die für die Komponententypen «Dieselaggregate» und «Pumpen» angefallenen Ereignisse hinsichtlich deren CCF-Potential auszuwerten und Ereignisse mit CCF-Potential in der ICDE-Datenbank zu erfassen.

1.1.8 OECD-FIRE (Fire Incident Record Exchange): Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Ziel des Projektes «OECD Fire Incident Record Exchange» (OECD FIRE) ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkung von Bränden besser zu verstehen. Es ist unter anderem darauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Bisher sind folgende neun OECD-Mitgliedstaaten dem Projekt beigetreten: Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweden, Spanien, Tschechien, USA und die Schweiz. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht nur denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ende der 1990er-Jahre untersuchte eine Arbeitsgruppe des CSNI den aktuellen Stand und den Reifegrad der in Brand-PSA-Studien verwendeten Methoden. Basierend auf einer Umfrage in allen kernenergieproduzierenden OECD-Mitgliedstaaten wurde dabei der Mangel an Brandanalysedaten als einer der wesentlichsten Schwachpunkte der Brand-PSA-Studien identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI die Durchführung des OECD-FIRE-Projektes. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken sehr selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis zwingend notwendig.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Per Ende 2005 wurde die erste, dreijährige Projektphase (2003–2005) abgeschlossen. Die Struktur der Datenbank ist nun festgelegt. Eine erste Version der Datenbank und der zugehörigen Dokumentation («Coding Guidelines», «Quality Assurance Manual», «Operating Procedures») liegt vor. Die Anzahl der bislang gesammelten Ereignisse ist noch zu klein, um aussagekräftige statistische Schlüsse zu ziehen. Einzelne vorläufige Trends lassen sich jedoch bereits beobachten. Über die Projektergebnisse wurde im Rahmen des International Workshop on Fire Probabilistic Safety Assessment in Puerto Vallarta, Mexiko, berichtet.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerkbetreiber werkspezifische Brand-PSA-Studien. Diese Studien sind regelmässig zu aktualisieren und dem Stand der Technik anzupassen. Sowohl für diese Weiterentwicklung der PSA-Studien als auch für deren Überprüfung durch die HSK ist es wichtig, dass auf eine belastbare, auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis zurückgegriffen werden kann.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Ende 2005 wurde die zweite Projektphase (2006–2008) initiiert. Daten zu neu anfallenden Brandereignissen sollen während dieser drei weiteren Jahre laufend erhoben werden. Ferner soll die Datenbank nach Möglichkeit für Analysen genutzt werden.

1.1.9 OECD – NEA – IRSN CABRI – Wasser-Loop-Projekt: Versuche zum Hochabbrand- verhalten von Brennstäben

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Im CABRI-Waterloop-Projekt der OECD/NEA und des «Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN)» sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in

Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wird der bisher mit Natrium gekühlte Testloop des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut, damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der CABRI-Reaktor ist weltweit neben dem Forschungsreaktor (Nuclear Safety Research Reactor, NSRR) in Japan die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren realitätsnah simuliert werden kann. Die Versuchsergebnisse des «CABRI International Project (CIP)» werden es erlauben, die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle zu verifizieren und nötigenfalls zu verbessern. Darüber hinaus ermöglichen die Versuchsergebnisse die Störfallphänomene besser zu verstehen und in den verschiedenen Berechnungsprogrammen genauer zu modellieren.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Im März 2005 stimmten alle Projektmitglieder zu, die Laufzeit des Projekts um weitere fünf Jahre zu verlängern und das französische «Commissariat à l'énergie atomique», CEA, als neues Projektmitglied aufzunehmen. Im Verlaufe des Jahres gelang es dem IRSN, eine Beteiligung der japanischen Japan Atomic Energy Agency (JAEA) am CABRI-Waterloop-Projekt vertraglich zu vereinbaren.

Im Jahre 2005 wurden folgende Projektziele erreicht:

- Erste Komponenten für den Umbau des CABRI-Reaktors wurden angeliefert. Wegen Materialproblemen bei der Verwendung von Zircaloy für die Sicherheits-hülle des CABRI-Waterloop verzögert sich jedoch die Inbetriebnahme des umgebauten Reaktors um ein Jahr. Die aktuelle Planung sieht die Durchführung des Qualifikationstests CIP Q für den Waterloop für September 2008 (± 6 Monate) vor. Die weiteren Tests sollen in den Jahren 2009 bis 2011 folgen.
- Die Nachbestrahlungsuntersuchungen zum Test CIP0-1 wurden abgeschlossen.
- Die CIP-Testmatrix wurde überprüft und modifiziert (12th TAG Meeting).

- Ein Programm zur Untersuchung der dynamischen Spaltgasfreisetzung aus Uranoxid- und MOX-Brennstoff wurde initiiert.

Wichtige Publikationen des Projektes im Jahre 2005 waren: IRSN-Report 2005-77: CABRI Waterloop Programme: Status Report No. 10, 23.9.2005 sowie der Summary Record of the 12th Meeting of the Technical Advisory Group of the OECD/NEA-IRSN CABRI Waterloop Project, Aix-en-Provence, France, 29 – 30 June 2005.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die von der HSK im Jahre 2004 festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in Schweizer Kernkraftwerken bedürfen der weiteren experimentellen Absicherung. Dies betrifft vor allem die Kriterien für MOX-Brennstoff.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die HSK beteiligt sich in Zukunft nicht mehr am CABRI-Projekt.

1.2 Strahlenschutz

1.2.1 Dosimetrie und Aeroradiometrie: Messung von Strahlung und Radioaktivität

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut

Anhang A Seite 157

Teil 1 Dosimetrie

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Personendosimetrie der äusseren und inneren Strahlenexposition ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen. Erhebliche Bedeutung haben auch die Messungen zur Freigabe von Materialien aus kontrollierten Zonen und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung. Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist vom Bundesamt für

Metrologie und Akkreditierung (METAS) als akkreditierte Stelle zugelassen und befasst sich mit Fragen zur Eichung und zur Kalibrierung von Dosimetriesystemen und Strahlenmessgeräten wie beispielsweise Oberflächenkontaminationsmessgeräte. Die vorliegende Vereinbarung ermöglicht der HSK Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik durchführen zu lassen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Zusammenarbeit in der Dosimetrie fördert die nukleare Sicherheit, insbesondere bei den oben erwähnten Überprüfungen und Kalibrierungen von Messsystemen. Die hier gemachten Erfahrungen zeigen, dass die intensive Überprüfung der Strahlenmessgeräte und deren Kalibrierung aus Sicht der Aufsichtsbehörde nach wie vor zu fördern sind.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2005 sind sechs Teilprojekte vereinbart worden. Im Laufe des Jahres wurde ein weiteres als so genanntes Ad-hoc-Projekt gestartet. Davon konnten folgende 2 Teilprojekte abgeschlossen werden:

Auf Ende 2005 ist der Schlussbericht des EU-Forschungsprojekt EVIDOS, an dem sich sieben Partner beteiligten, angekündigt. Im Berichtsjahr wurde eine weitere Messkampagne in Sellafield durchgeführt. Damit sind an typischen Arbeitsplätzen der Nuklearindustrie Neutronenspektren und Referenzwerte für die Überprüfung der Kalibrierung von Personendosimetern bestimmt worden. Die Ergebnisse wurden an einer internationalen Tagung präsentiert und zeigen den Stand von Wissenschaft und Technik. Aus Sicht der Aufsichtsbehörde zeigt sich, dass die in der Dosimetrieverordnung festgelegten Anforderungen an einen Neutronen-Personendosimeter sehr anspruchsvoll sind, denn die mit einer relativen Genauigkeit von einem Faktor 0.3 bis 3 geforderte Energieabhängigkeit wird nur von einzelnen an der Messkampagne beteiligten Dosimetern erfüllt. Das vom PSI entwickelte und im Einsatz stehende Dosimeter CR-39 ist eines dieser Geräte.

Das Teilprojekt «Kalibrierung und Überprüfung von Fassmessanlagen» ist ebenfalls auf Ende 2005 mit Kalibrierberichten über die Anlage am PSI und über die Kollidationsanlage am ZWILAG abgeschlossen worden.

Als noch nicht kalibrierfähig erwies sich die Fassmessanlage des ZWILAG, welche nun aufgrund des vom PSI erstellten Berichts in Verhandlungen mit dem Hersteller ist.

Die Methode zur Prüfung von Aerosolverlusten bei den Probenahmen der Abluftüberwachung ist nun so weit fortgeschritten, dass erste Messungen im Kamin des PSI Ost durchgeführt werden konnten. Die Doppelmarkierung der Abluft mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln und mit einem inerten Tracer-Gas hat sich bewährt. Im Weiteren sind Messungen mit verschiedenen Partikeldurchmessern vorgesehen.

Das Projekt «Revision der ISO Norm Evaluation of surface contamination» hat trotz gutem Fortschritt im Berichtsjahr einen Rückschlag erlitten: Die unter starker Beteiligung des PSI, in der Working Group 17 des ISO Technical Committee entwickelten Revisionsentwürfe wurden nicht als Committee Draft akzeptiert. Die Arbeitsgruppe hat jedoch beschlossen, die Arbeiten fortzusetzen und dafür das Vorgehen festgelegt: Neu soll die Norm vier Teile haben, wobei die Kalibriermethodik in einem separaten Teil behandelt wird.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Durch die Zusammenarbeit in der Dosimetrie wird ein erheblicher Beitrag zur Sicherung einer ausreichenden Qualität der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen geleistet. Die im Projekt gemachten Erfahrungen zeigen, dass die intensive Überprüfung der Strahlungsmessgeräte und deren Kalibrierung aus Sicht der Aufsichtsbehörde notwendig sind. Die im internationalen Forschungsprojekt EVIDOS gewonnenen Erfahrungen zeigen, dass die in der Dosimetrieverordnung festgelegten Anforderungen an ein Neutronen-Personendosimeter sehr anspruchsvoll sind. Aus Sicht der Aufsichtsbehörde ist dies bedeutend für die Beurteilungen bei der Anerkennung von Dosimetriestellen.

International hat der Vorschlag, die ISO-Norm über die Bestimmung der Oberflächenkontamination zu revidieren, zwar Anklang gefunden, aber der Projektfortschritt zeigt, dass noch weitere Überzeugungsarbeit zu leisten ist. Die Bestimmung der Oberflächenkontamination ist für die Abwicklung von grenzüberschreitenden Transporten radioaktiver Stoffe, insbesondere für eine international harmonisierte Erhebung und Beurteilung von Messwerten von Bedeutung.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit mit dem PSI in der Dosimetrie wird bis Ende 2006 weitergeführt.

Teil 2: Aeroradiometrie

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Aeroradiometrische Aufnahmen wurden früher vor allem für die Erzprospektion und geologische Kartierungen eingesetzt. Heute wird das Potenzial von radiometrischen Luftaufnahmen auch für die Lokalisierung und zeitliche Beobachtung von Verstrahlungen und für die Überwachung der Kernanlagen genutzt. Die Aeroradiometrie ist ein Messmittel der Einsatzorganisation Radioaktivität (EOR) des Bundes und untersteht operationell der Nationalen Alarmzentrale (NAZ).

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

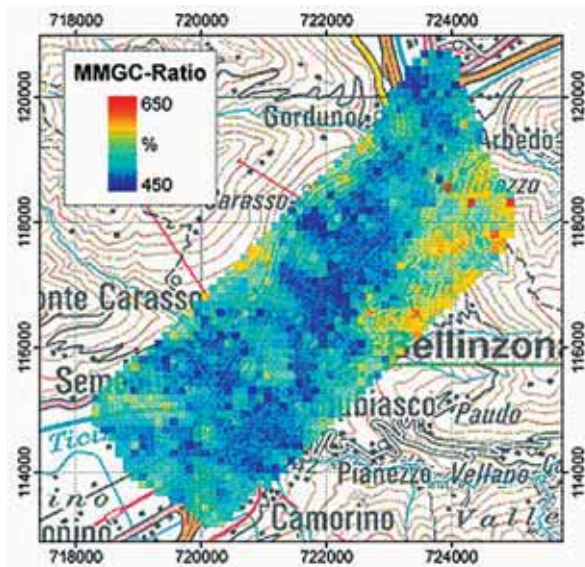
Die Aeroradiometrie ist ein wichtiges Element der schweizerischen Notfallorganisation und wird seit 1994 eingesetzt. Die flächenhaften radiometrischen Aufnahmen erlauben eine rasche Erfassung des Strahlungsspektrums in grösseren, auch unzugänglichen Gebieten. Dank Flughöhe und -geschwindigkeit ist die Flächenabdeckung 2500-mal effizienter als mit einem vergleichbaren Bodensystem. Deshalb erlauben die Flugaufnahmen eine kostengünstige und schnelle Erfassung der Strahlungslage bei Unfällen und für die Beweissicherung.

Mit den aeroradiometrischen Messungen des Jahres 2005 konnte in keinem Gebiet der Schweiz eine unzulässige, durch den Menschen verursachte Radioaktivität nachgewiesen werden.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Als Hauptziele des Jahres 2005 wurden die flugtechnische Abnahme des erneuerten Messsystems durch die zuständige Behörde sowie die Erneuerung des zweiten Messsystems definiert. Diese Ziele konnten vollständig erreicht werden, womit nun zwei identische Messsysteme für den Einsatz bereitstehen. Die Messflüge des Jahres 2005 erfolgten bereits mit dem erneuerten System. Damit erfolgte auch schon eine erste Schulung der Einsatzkräfte.

Mit einem detaillierten PSI-Bericht wurde die Berichterstattung über die Messflüge 2004 abgeschlossen.



Verhältnis der tief- zur hochenergetischen Zählrate im Messgebiet Bellinzona. Höhere Werte weisen auf durch Menschen verursachte Radioaktivität hin. Hier handelt es sich um Tschernobyl-Fallout, der hauptsächlich noch entlang der Talflanken zu erkennen ist.

Kartendaten PK200 © (DV316.2) Swisstopo.

Die Messungen 2005 wurden unter der Leitung der NAZ planmässig durchgeführt. Turnusgemäss wurden die Umgebungen der Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg radiometrisch aus der Luft vermessen. Weiter wurde ein Profil von der Ajoie zum Mattmarkstausee aufgenommen, die Stadt Bellinzona und weitere kleine Gebiete im Tessin vermessen sowie im Zusammenhang mit der Gesamtnotfallübung KRONOS II ein grösseres Gebiet östlich des Kernkraftwerkes Beznau beflogen. Eine Übung zur Quellensuche und ein Vergleich mit in-situ-Gammaspektrometrie und Dosisleistungsmessungen am Boden vervollständigten das Messprogramm.

Mit dem Kompetenzzentrum ABC der Armee, das beabsichtigt, ähnliche radiometrische Messsysteme für Land- und Lufteinsätze zu beschaffen, konnten fachliche Kontakte geknüpft werden. Im Rahmen einer Eignungsprüfung des neu zu beschaffenden Systems wurden auch Vergleichsmessungen der beiden Systeme durchgeführt. Diese verliefen zufrieden stellend.

Eine Datenbank mit allen aeroradiometrischen Messdaten befindet sich im Aufbau. Neben den Rohdaten sollen dort auch die ausgewerteten Resultate abgelegt werden. Zurzeit sind die Rohdaten der Jahre 1994 bis 2005 erfasst.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die Resultate der Aeroradiometrie werden vornehmlich zu Beweissicherungszwecken verwendet. Der eigentliche Forschungsteil befasst sich mit der Weiterentwicklung der Messtechnik und hat somit keine direkten Auswirkungen auf das HSK-Regelwerk.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Der Erhalt der Einsatzbereitschaft der Aeroradiometrie bedingt eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Methodik sowie eine ständige Wartung der Messsysteme. Neben dem Erhalt der Einsatzbereitschaft und der wissenschaftlichen Betreuung der operationellen Einsätze sollen das Messsystem weiterentwickelt und die internationalen Kontakte gepflegt werden. Insbesondere soll die Zusammenarbeit mit dem Kompetenzzentrum ABC der Armee gesucht werden, um mögliche Synergien, z.B. bei der Integration der Systeme in den Helikoptern, optimal nutzen zu können.

Mit der Aeroradiometriedatenbank soll ein Werkzeug zur Verfügung stehen, mit dem einfach auf alle gemessenen Aeroradiometriedaten zugegriffen werden kann. Damit können in Zukunft die Daten einfacher Dritten für Projekte in anderen Forschungsbereichen zugänglich gemacht werden.

1.2.2 Radioanalytik: Radioaktivität in Material, Mensch und Umwelt

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 163

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Messtechnik im Strahlenschutz hat einen hohen Stand erreicht. Dennoch ergeben sich immer neue Anforderungen aus der Praxis, denen mit Neuentwicklungen von Messmethoden und mit neuen Lösungsansätzen begegnet werden muss. Beispiele sind Freigabemessungen von grösseren Komponenten oder Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation. Im PSI befasst sich die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit mit Fragestellungen dieser Art. Die vorliegende Vereinbarung ermöglicht es der HSK, Entwicklungsarbeiten für Analyse- und Messmethoden durchführen zu lassen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn der Vereinbarung ist die Umsetzung des Stands der Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in die Radioanalytik und die nationale Zusammenarbeit in diesem Spezialgebiet. Bedeutend ist auch die Ausbildung von Nachwuchskräften, die nur dank der Attraktivität des neuesten Stands der Technik auf diesem Gebiet gewonnen werden können.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2005 sind fünf Teilprojekte vereinbart worden. Drei Teilprojekte können auf Ende des Berichtsjahres abgeschlossen werden:

- In der Gamma-Spektrometrie ist der Ge-Detektor für weiche Photonenstrahlung kalibriert worden und das dafür evaluierte Auswerteprogramm ausgetestet worden. Die zunächst festgestellten Abweichungen konnten durch eine erneute Spezifizierung und Charakterisierung des Detektors durch den Hersteller eliminiert werden. Durch Messungen konnte belegt werden, dass künftig Proben mit starker Selbstabschirmung mit einer akzeptablen Genauigkeit von zirka 10% gemessen werden können. Das Ziel dieses Teilprojekts ist somit erreicht.
- Das Teilprojekt, Anwendung elektrolytischer Methoden zur Trennung reiner Alpha- und Betastrahler, musste nach eingehendem Literaturstudium abgebrochen werden, weil die Redoxpotentiale der interessierenden Elemente so hoch liegen, dass die elektrolytische Zersetzung des Wassers vorher einsetzt und durch die Bildung von Hydroxiden eine selektive Abscheidung verhindern. Die Möglichkeit, die interessierenden Stoffe in einen nichtwässrigen Elektrolyten überzuführen, wurde nicht weiterverfolgt, weil dadurch das heutige Analyseverfahren nicht vereinfacht würde.
- Die Untersuchungen von wasserchemischen Korrosionsprodukten und -prozessen in Kernreaktoren konnten mit einer technischen Mitteilung abgeschlossen werden. Im Rahmen eines externen Auftrages wurden die Zusammenhänge zwischen den existierenden Oxidformen und deren Ablagerungen in Abhängigkeit der Fahrweise im Primärkreis aufgezeigt und Schlussfolgerungen zur Reduktion der Bildung und

Ablagerung von Aktivierungsprodukten im Bereich des Reaktorkerns abgeleitet.

Weitere Schwerpunkte waren: nuklidspezifische Messungen von Aktiniden in Reaktorwasser- und Kratzproben, die nationale Zusammenarbeit im NAGRA Migrationsexperiment in Tongestein des Mont Terri, die radiochemischen Analysen von Umweltproben im Rahmen des Immissionsüberwachungsprogramms des PSI, des KKB und der ZWILAG.

Die Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen in allen Bereichen hat durchwegs qualitativ hoch stehende Ergebnisse erzielt.

Im Berichtsjahr erschienen zwei Publikationen, die in nationaler und internationaler Zusammenarbeit entstanden sind.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Für die Aufsichtstätigkeit der HSK sind die Immissionsmessungen in der Umgebung des PSI, des ZWILAG und des KKB, die Bestimmung der alphastrahlenden Nuklide in Proben aus dem Reaktorkreislauf und die Analyse der schwer messbaren Nuklide in Proben aus dem Rückbau der Forschungsreaktoren sehr wichtig. Solche Analysen werden insbesondere bei der Inaktivfreigabe von Materialien gemäss der Richtlinie B04 (ehemals HSK-R-13) und den Reglementen über die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Umgebungsüberwachung gefordert.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das PSI nimmt den anstehenden Personalwechsel zum Anlass, für die Radioanalytik eine Situationsanalyse vorzunehmen, um die konzeptionelle und strategische Ausrichtung zu aktualisieren. Danach sollen neue Teilprojekte vereinbart werden.

1.2.3 Kombinierte anti-vaskuläre Tumorthherapie: Transport von Wirkstoffen zu Krebszellen hin

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 173

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Bei der strahlentherapeutischen Bekämpfung von Tumoren stellt sich das Problem, dass bei einer Erfolg versprechenden

Behandlung unweigerlich auch das gesunde, den Tumor umgebende Gewebe mit geschädigt wird. Bei einer äusseren Bestrahlung kann dies zum Beispiel durch geeignetes Einblenden oder durch die Überlappung der Strahlenfelder im Bereich des Tumors vermieden werden. Weitere Möglichkeiten bestehen in der Kombination von biologisch/chemischen Agenzien und Bestrahlung. So wird versucht, durch Stoffe, welche spezifisch nur in die Zellen des Tumorgewebes eindringen und dieses schädigen, den Tumor anschliessend mit einer geringeren Strahlendosis zu bekämpfen. Der zentrale Punkt bei einer derartigen Therapieart besteht darin, den Wirkstoff punktgenau nur in die zu behandelnden Tumorzellen gelangen zu lassen.

Im vorliegenden Projekt wurden dazu als Transportvehikel Liposomen verwendet. Liposomen sind biologische Kleinsthohlkugeln mit einer Doppelwand aus Fettmolekülen. Da Liposomen von vielen Geweben nur sehr schlecht aufgenommen werden, wurden in einem weiteren Schritt Teilstücke von Antikörpern in die Liposomenhüllen eingesetzt, um die Effizienz der Aufnahme von Reagenzien in die Zellen zu verbessern.

Diese Methode wurde als Kombinationstherapie an einem Mausmodell getestet. Mit der Hilfe von zytotoxischen Substanzen wurden Tumorzellen selbst und so genannte tumorassoziierte Makrophagen angegriffen. Die Kombinationstherapie bewirkte, dass das Tumorwachstum in den Mäusen fast gänzlich gestoppt werden konnte.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Bei diesem Projekt handelt es sich um Grundlagenforschung. Es hat im aktuellen Status noch keine praktische Relevanz für die nukleare Sicherheit. In einem späteren Stadium hingegen ist es denkbar, dass nach einem Strahleninsult gewebespezifische Stoffe direkt an und in die geschädigten Gewebe gebracht werden könnten, um die Heilungschancen zu verbessern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Es wurden Antikörper isoliert, welche spezifisch an der Oberfläche von Endothelzellen in der Umgebung von Tumoren vorkommende Moleküle erkennen (im vorliegenden Fall TEM-1). Diese Antikörper wurden auch so modifiziert, dass sie in die Liposomen eingebaut werden können.

Die Geschwindigkeit des Prozesses, durch den Liposo-

men in die Zielzellen aufgenommen werden, ist relativ gering. Durch den Einbau von besonderen Proteinen konnte die Geschwindigkeit deutlich gesteigert werden. Tumorassoziierte Makrophagen sind Zellen, die ins Tumorgewebe einwandern und dort erhöhtes Tumorstromwachstum auslösen können. Dies macht sie zu einem der Angriffsziele für eine Tumorthherapie. Dazu wurden zwei Methoden gewählt: Liposomen, die das Zellgift Clodronat enthielten, sowie spezifische Antikörper, die das Einwandern der Zellen unterbinden sollen. Die Antikörper erkennen den Faktor VEGF, der die Infiltration und das Wachstum der getesteten Zellen im Tumorgewebe reguliert. In den Versuchen erzielte die Kombinationstherapie (Clodronat-Liposomen und spezifische Antikörper) den deutlich grössten Einfluss auf das Tumorstromwachstum in den Versuchsmäusen.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Im aktuellen Stand liefert das Projekt noch keinen Beitrag zu den Grundlagen der Aufsicht. In einem späteren Stadium sollten Versuche unternommen werden, bei denen eine Radiotherapie Teil der Kombinationstherapie ist. Im Zusammenspiel mit den Liposomen sollten die wirksame Dosis und als Konsequenz auch deren Nebenwirkungen erniedrigt werden können. Im Bereich von effizienteren Krebstherapien ist dies aber ein sehr wichtiger Schritt, um das Tumorgewebe abzutöten und gleichzeitig das gesunde (genetisch, aber eventuell labile) Gewebe zu schonen.

Ausblick

Das Projekt wurde im Verlaufe des Berichtsjahres mit einer Reihe von Publikationen abgeschlossen. Da die Beitragsempfängerin in die Industrie gewechselt hat, wird das Projekt am PSI nicht mehr weitergeführt.

1.2.4 ARTIST – Aerosol Trapping in a Steam Generator: Rückhaltung von Aerosolen im Dampferzeuger

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter Leitung des PSI

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Containment-Bypasssequenzen, Dampferzeuger-Heizrohrbruch und

fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers haben nach heutigem Kenntnisstand zwar eine sehr kleine Eintretenswahrscheinlichkeit, tragen aber aufgrund der grossen Freisetzung von radioaktiven Aerosolen in die Umgebung deutlich zum Risiko eines KKW bei. Es ist deshalb wichtig, den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger in die Umgebung realistisch modellieren zu können.

Die ARTIST-Experimente werden von einem internationalen Forschungskonsortium unter Leitung des PSI durchgeführt und haben zum Ziel, Daten und Informationen über den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger bei unterschiedlichen Störfallbedingungen zu erfassen und für die Modellentwicklung aufzubereiten. Die Untersuchungen werden an einem Dampferzeugermodell durchgeführt, das in seiner Grösse und in seinem Aufbau die thermohydraulischen Gegebenheiten der Framatomedampferzeuger widerspiegelt, wie sie im KKW-Beznau eingesetzt sind. Das ARTIST-Programm wurde 2003 gestartet und soll bis 2007 abgeschlossen sein.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Als Konsequenz der Resultate der ARTIST-Forschung ist es möglich, realistischere Modelle für den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger (und ähnlich komplexe Strukturen) zu entwickeln, die danach in den Level-2 PSA-Studien eingesetzt werden können. Ferner werden Erkenntnisse über die Wirksamkeit von Accident Management Massnahmen gewonnen, die bei der Bewertung dieser Massnahmen in den Level-2 PSA-Studien gebraucht werden können. Damit ergeben sich ein tieferes Verständnis dieser dynamischen und komplexen Vorgänge, eine realistischere Modellierung und damit eine realistischere Abschätzung des Risikobeitrages der entsprechenden Störfallsequenzen.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Das Projekt ist in sieben Projektphasen gegliedert, wobei in den ersten sechs Phasen Einzelaspekte des Aerosoltransports durch den Dampferzeuger behandelt werden und die siebte Phase als Integraltest vorgesehen ist.

Für die folgenden Phasen wurden Experimente durchgeführt und Resultate gewonnen:

Phase II – Abscheidung von Aerosolen im Nahbereich des Dampferzeuger-Heizrohrbruchs: Hier wurden einzelne Messungen unter anderen Bedingungen wiederholt. Dabei hat sich gezeigt, dass die Messeinrichtungen für die gewünschten Resultate verbessert werden müssen.

Phase VI – Abscheidung von Flüssigkeitströpfchen im Tropfenabscheider und Dampftrockner für Auslegungsstörfälle: Hier wurden weitere Untersuchungen zur Geschwindigkeits- und Grössenverteilung sowie zum Abscheideverhalten der Aerosole an den Strukturen durchgeführt.

Phase VII – Integraltest: Diese Phase wird erst nach Abschluss der vorangehenden Phasen charakterisiert und durchgeführt.

Im Weiteren stand das Jahr 2005 programmgemäss im Zeichen der Aufarbeitung der Testdaten aus den vorangegangenen Jahren und der Anpassung der Testmatrix an die Erkenntnisse und die Bedürfnisse der Partner in der Kollaboration.

Neben den Experimenten werden von den Partnern in der Kollaboration auch Modellrechnungen entwickelt und mit den gemessenen Werten verglichen. Die Simulation der Geschwindigkeitsfelder mittels CFD-Rechnungen ist bereits weit vorangeschritten, die Kopplung der Aerosole an diese Felder ist noch in Arbeit. Hier werden die Messwerte aus den kommenden Experimenten wertvollen Input liefern.

Die HSK kommt aufgrund der Durchsicht der Projektdokumentation, der Beobachtung der PRC-Sitzungen und aufgrund von Fachgesprächen zum Schluss, dass das Projekt entsprechend den Projektzielen abgewickelt wird.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Durch die Vertiefung des Verständnisses der komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen und die Integration dieser Erkenntnisse in die Level-2 PSA-Studien können unter Umständen Empfehlungen für das Accident Management in den Kernkraftwerken abgeleitet werden. Ferner kann das vertiefte Verständnis dieser Störfallabläufe zu einer verbesserten Quellterm- und Dosisprognose im Ereignisfall beitragen und so helfen, die effektiv notwendigen Notfallschutzmassnahmen anzuordnen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die ARTIST-Versuche haben gezeigt, dass es sich beim Aerosoltransport durch die Dampferzeuger um komplexe, dynamische Vorgänge handelt, bei denen sich die Aerosole in ihrer Form, ihrer Grösse, ihrem Ablagerungsverhalten und in weiteren Parametern ändern können.

Im Moment sind die Testmatrizen für die weiteren Messungen in der Vorbereitung. Aufgrund einer eingehenden Planung wird es möglich sein, die vorgesehenen Versuche mit einem Minimum an Umbauaufwand im vorgesehenen Rahmen von 1½ Jahren durchzuführen. Aufgrund der Wünsche der Kollaborationspartner wird man, entgegen der ursprünglichen Planung, erste Messungen der Phase VII (Integraltest) vorziehen.

1.3 Transport und Entsorgung

1.3.1 Mont Terri: Endlagerung radioaktiver Abfälle im Opalinuston?

Auftragnehmer:

Forschungsgruppe Ingenieurgeologie
der ETH Zürich (Prof. Dr. Simon Löw)
Anhang A Seite 179

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Im Felslabor Mont Terri werden seit zehn Jahren hydrogeologische, geochemische und felsmechanische Experimente durchgeführt, um die grundsätzliche Eignung des Opalinustons für die geologische Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle zu untersuchen. Am Forschungsprogramm beteiligen sich heute 12 Organisationen aus 6 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien und Japan). Gegenwärtig laufen 24 Experimente, wobei von der HSK das EZ-B-Experiment («Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the Excavated Disturbed Zone») in Zusammenarbeit mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich durchgeführt wird.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Mont-Terri-Forschungsprogramm hat für die Beurteilung der Sicherheit von geologischen Tiefenlagern einen hohen Stellenwert, da es wichtige Grundlagenda-

ten für die Sicherheitsanalyse und die bautechnische Machbarkeit im Opalinuston liefert. Die Experimente im Felslabor Mont Terri ermöglichen, die Gesteinseigenschaften in dem für ein geologisches Tiefenlager relevanten Grössenbereich zu untersuchen und die für die Sicherheitsanalyse massgebenden Kennwerte des Opalinustons vor Ort zu erfassen. Die Teilnahme am Mont-Terri-Projekt ermöglicht der HSK, die von ihr und ihren Experten entwickelten Modelle und Rechenwerkzeuge, die bei der Überprüfung von Sicherheitsanalysen eingesetzt werden, an konkreten Datensätzen des Felslabors zu validieren. Das Projekt stellt daneben auch eine wichtige Plattform dar, um den internationalen Stand der Forschung zu verfolgen. Mit der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS, Deutschland) und dem Institut de Radioprotection et Sûreté Nucléaire (IRSN, Frankreich) sind neben der HSK zwei weitere Sicherheitsbehörden am Mont-Terri-Projekt beteiligt, was einen wertvollen Kontakt und Gelegenheit für Informationsaustausch auf dem Gebiet der Sicherheitsbeurteilung geologischer Tiefenlager schafft.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

2005 konzentrierten sich die Arbeiten der HSK am Mont Terri auf das EZ-B-Experiment, welches im Rahmen eines Allianz-Zusammenarbeitsvertrages von der Ingenieurgeologie der ETH Zürich durchgeführt wird. Ziel des Experimentes ist die Charakterisierung und Modellierung der Kluftbildung in der Auflockerungszone «Excavated Disturbed Zone» (EDZ), die beim Ausbruch eines Stollens infolge der Spannungsumlagerungen im näheren Stollenumfeld entsteht. Das in der Auflockerungszone gebildete EDZ-Kluftnetzwerk kann entlang des Stollens zu präferentiellen neuen Fließspaden führen und die Sicherheit eines Endlagers beeinflussen. Mit dem EZ-B Experiment sollen die Mechanismen der Kluftbildung sowie Häufigkeit, Verteilung, Ausdehnung und Geometrie der EDZ-Klüfte analysiert und mit numerischen Modellsimulationen verglichen werden.

Das EZ-B-Experiment gliederte sich 2005 in folgende Arbeitsschritte:

- a) Abteufen von drei Beobachtungsbohrungen (Kernbohrungen) in Richtung des geplanten Teststollens zur Charakterisierung des ungestörten Gebirgsbereiches (Bohrkernanalyse und geophysikalisches Bohrlochmessprogramm).

- b) Abteufen von vier Bohrungen in der unmittelbaren Umgebung des geplanten Teststollens zur Erfassung der ungestörten Porenwasserdruckverhältnisse (Pore-Pressure-Monitoring).
- c) Schrittweiser Ausbruch eines sechs Meter langen, kreisrunden Teststollens mit einem Durchmesser von drei Metern und Untersuchung der progressiven Entwicklung des EDZ-Kluftnetzwerkes.
- d) Erstellen von dreizehn radial angeordneten Kurzbohrungen im Teststollen zur Charakterisierung des EDZ-Kluftnetzwerkes (Bohrkernanalysen und geophysikalische Bohrlochmessungen).
- e) Analyse der zeitlichen Verformungen (Konvergenz) des Teststollens mittels hochauflösendem 3D-Laser-Scanner-Messgerät.
- f) Kontinuierliche Messung der Porenwasserdruckverhältnisse (vor, während und nach dem Ausbruch des Teststollens).
- g) Bestimmung der petrophysikalischen und felsmechanischen Kenngrößen von Opalinuston-Gesteinsproben für die Modellierung des Bruchverhaltens des Gesteins in einem Labormessprogramm.
- h) Numerische Modellierung des EDZ-Kluftnetzwerkes mittels der Rechencodes ELFEN (Rockfield Software Ltd.) und FRACOD2D (Fracom Ltd.).
- i) Vergleich der Rechensimulationen mit dem beobachteten EDZ-Trennflächensystem.

Die Arbeiten konnten gemäss Phase 10 des Zeitplanes abgewickelt werden. Die strukturgeologische Analyse der Bohrkern und Charakterisierung der EDZ-Klüfte konnten bis Ende 2005 abgeschlossen und in einem Bericht dokumentiert werden (Technical Note 2005-30). Die Aufarbeitung und Auswertung der geophysikalischen Messdatensätze (single- und cross-hole seismic measurements) läuft gegenwärtig und wird wegen des sehr umfangreichen Datensatzes erst 2006 abgeschlossen sein. Ebenfalls in Bearbeitung sind die Auswertung der zu verschiedenen Zeiten erhobenen 3D-Laser-Scanner-Messungen sowie die Modellierung der Kluftbildung.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die durchgeführten numerischen Modellrechnungen liefern zusammen mit den Ergebnissen des EZ-B-Experimentes einen wertvollen Beitrag zur Beurteilung der möglichen Auswirkungen der EDZ auf die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Sie tragen wesentlich zu einem besseren Verständnis der komplexen Vorgänge in der Auflockerungszone bei.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das EZ-B Experiment hat eine Fülle von interessanten Daten geliefert, deren Auswertung und Interpretation noch unvollständig ist und einige Zeit beanspruchen wird. Die für 2005 gesetzten Ziele wurden grösstenteils erreicht. Die Modellierungen zeigten, dass wegen der Komplexität der Prozessvorgänge (hydraulisch-mechanische Kopplung) und der starken Anisotropie des Opalinustons die verwendeten Rechenwerkzeuge nur bedingt realistische Verhältnisse simulieren können. Bis Ende 2006 soll der Entwurf des Schlussberichtes vorliegen. Der Allianz-Zusammenarbeitsvertrag zwischen der HSK und der Ingenieurgeologie der ETH-Zürich läuft anfangs 2007 aus. Die HSK wird aufgrund einer Lagebeurteilung ihre Bedürfnisse für die weiteren Arbeiten definieren.



Blick auf die rechte Stollenwand des EZ-B-Teststollens. Deutlich erkennbar ist die Spur der vorgängig abgeteufte horizontalen Beobachtungsbohrung sowie das Interferenzmuster von Trennflächengefüge und Schichtung im Opalinuston.

Quelle: HSK

1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

1.4.1 Human Reliability Analysis: Wie verhalten sich Operateure bei Störfällen?

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 185

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das 1997 initiierte Projekt «Human Reliability Analysis» (HRA) untersucht den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Die HRA analysiert diese Handlungen und ermittelt deren Fehlerwahrscheinlichkeiten. Damit ist die HRA ein wichtiger Bestandteil der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Die aktuellen Schwerpunkte der HRA-Forschung sind:

- die systematische Erfassung und Quantifizierung von ungeplanten, menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalles negativ beeinflussen, so genannte Errors of Commission (EOC);
- die Analyse dynamischer Aspekte von Operateurhandlungen;
- die Modellierung von Teamverhalten und
- die Reduktion der Unsicherheit bei der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten.

Die PSI-Forscher beteiligen sich auch an führenden internationalen Arbeitsgruppen im Bereich HRA. Ferner leiten sie im Rahmen der Working Group on Risk Assessment (WGRISK) der OECD-NEA ein Projekt zur Entwicklung einer HRA-Datenbank.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das im HRA-Projekt erarbeitete Wissen steht der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen zur Überprüfung von werkspezifischen HRA-Studien.

Für die Fallbeispiele werden Störfallvorschriften von Kernkraftwerken in der Schweiz herangezogen und aus dem Blickwinkel der Forschung hinterfragt. Solche Be-

trachtungen haben schon zu Beginn des Projektes zu sicherheitstechnischen Verbesserungen der Vorschriften geführt.

Projektziele des Jahres 2005 und deren Umsetzung

Die Projektarbeiten beinhalten insbesondere die Entwicklung einer Methode zur Quantifizierung von EOCs und die Entwicklung von Operateur-Simulationsmodellen für zukünftige, dynamische PSA-Modelle. Auf die beiden Punkte wird im Folgenden eingegangen:

- Error of Commissions: Das Fehlen einer effizienten Methode zur Identifikation und zur Quantifizierung von EOCs ist der Grund, warum EOCs bisher nicht umfassend in einer PSA berücksichtigt werden. Auf diese beiden Aspekte geht das Forschungsprojekt ein.
- Bereits im Jahre 2000 wurde die so genannte «Commission Errors Search and Assessment»-Methode (CESA) insbesondere zur Identifizierung von EOCs entwickelt und dann im Rahmen eines vom Kernkraftwerk Beznau unterstützten Pilotprojektes erfolgreich angewendet. Anlässlich von Konferenzen und Expertenworkshops wurden die verschiedenen Aspekte und die Ergebnisse dieser Studie jeweils veröffentlicht. Wie vorgesehen wurde auch ein abschliessender Bericht über die werkspezifische Studie erstellt, welcher eine gute Basis für die weiteren Arbeiten bildet.
- Die Quantifizierung der identifizierten EOCs (d.h. die Bestimmung der Wahrscheinlichkeit der menschlichen Handlung, welche zum betrachteten EOC führt) erfolgte zunächst mit einem auf THERP (Technique of Human Error Rate Prediction) und «Expert Judgement» beruhenden Ansatz. Im Laufe des Projektes zeigte sich jedoch, dass dieser Ansatz verfeinert werden muss. Dazu wurden mit Hilfe von realen EOC-Ereignissen die Einflüsse, welche eine Fehlentscheidung der Operateure begünstigen oder weniger wahrscheinlich machen, besser charakterisiert. Von diesen Überlegungen ausgehend konnte nun im vergangenen Jahr wie geplant eine verbesserte EOC-Quantifizierungsmethode erfolgreich entwickelt und in einem Bericht festgehalten werden.
- Bei der Entwicklung der CESA-Methode wurden vor allem Fallbeispiele betrachtet, welche sich während des Betriebszustands Volllast ereigneten. Eine mög-

che Anwendung der CESA-Methode für EOCs während des Betriebszustands «Revisionsstillstand» wurde nun in einem entsprechenden Bericht analysiert und dargelegt.

- **Dynamische PSA:** Mit dynamischen PSA-Modellen (d.h. zeitabhängige Modelle für das Anlagen- und Personalverhalten) können die Interaktionen zwischen Mensch und Anlage besser abgebildet werden. Ein langfristiges Ziel ist es, mit dynamischen PSA-Modellen die HRA zu unterstützen. Die Verfügbarkeit von wichtigen Anlageparametern zu beliebigen Zeitpunkten verbessert insbesondere die Modellierungsgrundlagen der Diagnoseprozesse der Operateure. Um das Verhalten der Schicht bei einem Frischdampfleitungsbruch zu untersuchen, wurde ein Simulationsmodell erstellt, welches Modelle der Thermohydraulik, der probabilistischen Bruchmechanik und des Operateurverhaltens beinhaltet. Da im Modell die entsprechenden Vorschriften abgebildet wurden, kann die Software selber Szenarien entwickeln, die auch EOCs beinhalten können. Für das Jahr 2005 war die Vervollständigung der Analyse geplant, so dass die Szenarien bis zu einem gewissen Endzustand simuliert werden können. Auch dieses Ziel wurde erreicht.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Damit EOCs langfristig umfassender in der PSA abgebildet werden, ist es notwendig, effiziente Methoden zur Identifikation und zur Quantifizierung solcher menschlichen Fehlhandlungen zu entwickeln. Angesichts der wachsenden Bedeutung der PSA im Rahmen der integrierten Aufsicht kommt der Entwicklung dieser Methode eine hohe Bedeutung zu.

Mit der Entwicklung der CESA-Methode ist es dem PSI gelungen, ein Werkzeug zur effizienten Identifikation von PSA-relevanten EOCs bereitzustellen. Die Entwicklung eines Quantifizierungsverfahrens für EOCs gestaltete sich aufwändiger als ursprünglich angenommen. Die Möglichkeiten und Grenzen bezüglich der probabilistischen Behandlung der EOCs sollen in die Richtlinie über den Umfang und die Qualität einer PSA einfließen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das Projekt HRA-Forschung lief Ende 2005 aus. Aufgrund der viel versprechenden Resultate soll in einem Nachfolgeprojekt durch weitere, konkrete Anwendungen der CESA-Methode der Erfahrungsbereich ausgebaut werden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen beinhalten auch Erkenntnisse zur Reduktion des EOC-Potentials durch Vorschriftenänderungen.

Im Rahmen des neuen Forschungsprojektes ist es für 2006 geplant, einen Bericht über den Entwicklungsstand anderer EOC-Methoden zu verfassen und die möglichen Konsequenzen für die CESA-Methode darzulegen. Weiter sollen die Auswahl der PSA-Szenarien eines Schweizer Kernkraftwerkes, welche mit dynamischen Modellen simuliert werden, und die rechentechnischen Voraussetzungen für die Simulation der ausgewählten Szenarien untersucht werden.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Eine wichtige Quelle der HSK für Informationen über ausländische Vorkommnisse ist das «Incident Reporting System» (IRS) der IAEA/NEA. An diesem System sind alle nuklearen Aufsichtsbehörden angeschlossen. In den in diesem System abgelegten Berichten, den so genannten IRS-Berichten, werden Vorkommnisse anhand eines detaillierten, standardisierten Inhaltsverzeichnisses beschrieben und die Ergebnisse einer tiefergehenden Ursachenanalyse (root cause) dargelegt. Sofort-Informationen über Vorkommnisse ermöglicht die Webpage der NEWS (Nuclear Events Web-based System). Diese Seite wird ebenfalls von der IAEA betreut. Eine weitere Informationsquelle sind die periodischen Sitzungen der Working Group on Operational Experience (WGOE) der Nuclear Energy Agency (NEA), an denen die HSK regelmässig teilnimmt. Der dort stattfindende Erfahrungsaustausch der Aufsichtsbehörden, meistens basierend auf Erkenntnissen aus Vorkommnissen, bringt zusätzliche Hinweise und Empfehlungen zur Fokussierung der Aufsichtstätigkeit. Daneben werden auch informelle Kontakte zu Mitgliedern anderer Aufsichtsbehörden genutzt, um detailliertere Auskünfte zu spezifischen Fragen im Zusammenhang mit besonderen Vorkommnissen zu erhalten. Die Betreiber von Kernanlagen haben ihre eigene Organisation, die «World Association of Nuclear Operators» (WANO), aufgebaut, welche ihre Mitglieder weltweit über Vorkommnisse informiert. Zudem sind die Betreiber Vereinigungen der Anlagenhersteller (Owners Groups) und übergeordneten Vereinigungen (z.B. Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber VGB in Europa) angeschlossen und beziehen von dort Informationen über Vorkommnisse und können dort auch Analysen über Vorkommnisse erstellen lassen. Gemeinsames Ziel all dieser Aktivitäten im internationalen Austausch von Betriebserfahrungen ist es, von Vorkommnissen in anderen Anlagen zu lernen, den Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und damit die Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernanlagen zu erhöhen.

Ausländische Vorkommnisse werden von der HSK systematisch analysiert. Erachtet die HSK ein gemeldetes ausländisches Vorkommnis für die Sicherheit einer oder

mehrerer Schweizer Kernanlagen als bedeutsam, dann wird von den Betreibern eine entsprechende Untersuchung mit detaillierter Berichterstattung verlangt. Nachfolgend werden einige Vorkommnisse aus dem Jahre 2005 beschrieben, die aufgrund ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Relevanz für die schweizerischen Kernanlagen zu Aktionen der HSK geführt haben oder allgemein für die nukleare Aufsicht von Bedeutung sind.

2.1 Sumpfsiebverstopfung in Druckwasserreaktoren

Im März 2005 stellte die französische Aufsichtsbehörde (Autorité de sûreté nucléaire, ASN) den am IRS-Informationssystem angeschlossenen Aufsichtsbehörden die Ergebnisse ihrer Überprüfung der Wirksamkeit der Kernnotkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen in den französischen Druckwasserreaktoren (DWR) zur Verfügung. Im IRS-Bericht 7722 wurde dargelegt, dass die Kühlbarkeit des Kerns bei speziellen Randbedingungen und Betriebsarten des Kernnotkühlsystems nicht gewährleistet sein könnte. Eine Verstopfung von Ansaugfiltern sicherheitstechnisch wichtiger Pumpen, die zur Störfallbeherrschung notwendig sind, konnte nicht ausgeschlossen werden. Von diesem Befund sind sämtliche französischen DWR betroffen. Der sicherheitstechnisch bedeutende Auslegungsmangel, der nach umfangreichen Forschungsarbeiten bei Behörde und Betreiber erkannt wurde und international Überprüfungsmassnahmen auslöste, wurde als Vorkommnis der Stufe 2 der internationalen Bewertungsskala INES (INES 2) klassiert.

Die Problematik der Verstopfung von Saugfiltern sicherheitstechnisch wichtiger Pumpen, die aus dem Containmentsumpf oder dem Druckabbaubecken ansaugen, ist seit 1992 bekannt. Im schwedischen Siedewasserreaktor (SWR) Barsebäck 2 ereignete sich am 28. Juli 1992 ein Vorkommnis, bei dem ein Sicherheitsventil einer Frischdampfleitung fehlerhaft ansprach, offen blieb und Dampf ins Containment abblies. Der dabei austretende hochenergetische Dampf riss ca. 200 kg Isolationsmate-

rial von benachbarten Rohrleitungen los, das teilweise in das Druckabbaubecken gelangte. Das Isolationsmaterial wurde zu den Saugfiltern der Kühlmittel aus dem Druckabbaubecken fördernden Pumpen des Containmentsprühsystems transportiert, was innerhalb kurzer Zeit zu einer Verstopfung der Saugfilter und zum Ausfall dieses Sicherheitssystems führte. Dieses Phänomen war bislang nicht bekannt und in der Auslegung der Sumpfsiebe nicht ausreichend berücksichtigt. Das Barsebäck-Vorkommnis wurde deshalb zum Auslöser einer umfassenden Überprüfung der Wirksamkeit der Kernnotkühlung in allen schweizerischen Kernkraftwerken. Da sowohl die Pumpen der Notkühlsysteme von DWR als auch von SWR ab einem gewissen Zeitpunkt eines Kühlmittelverluststörfalles (KMV) den Reaktorkern durch das Zurückfördern von angesammeltem Kühlmittel aus dem Reaktorsumpf (DWR) bzw. aus dem Druckabbaubecken (SWR) kühlen, waren beide Reaktortypen von der Überprüfung betroffen.

Obwohl das Barsebäck-Vorkommnis aufgrund system- und anlagentechnischer Unterschiede nicht direkt auf die SWR Leibstadt und Mühleberg übertragbar war, wurde die Auslegung der Saugkörbe und -siebe gegen ein Verstopfen durch Anlagerung thermischer Isolierungen untersucht. Dabei wurden sehr konservative Randbedingungen unterstellt. Aus diesen Untersuchungen wurden die notwendigen Massnahmen abgeleitet. Im Falle von Leibstadt resultierte daraus eine Vergrösserung der bisher vorhandenen sechs Saugkörbe mit einer Bruttofläche von je 2 m² auf eine Bruttofläche von je 15 m². Damit wurden auch für sehr unwahrscheinliche Störfallabläufe Reserven für eine unbehinderte Kernkühlung geschaffen. Der Austausch der sechs Saugkörbe im Druckabbaubecken des KKL erfolgte während der Jahresrevision 1993. Im KKW Mühleberg wurde im selben Jahr die ursprünglich vorhandene Siebfläche von 1.3 m² auf 42.2 m² vergrössert, was mehr als dem Doppelten der damals nach konservativen Methoden ermittelten erforderlichen Fläche entsprach. Damit ist die Sumpfansaugung in diesen Anlagen auch nach dem heute gültigen Kenntnisstand gesichert. Diese Änderungen wurden den anderen Ländern mit einem IRS-Report gemeldet. Die Überprüfung der Druckwasserreaktoren (DWR) Beznau und Gösgen ergab, dass die vorhandenen Einrichtungen zum Schutz der Kernnotkühl-pumpen nach damaligen Stand der Kenntnisse ausreichend waren, um die Kernkühlung bei Sumpfbetrieb zu gewährleisten. Die Schweiz war eines der ersten Länder, welches die nach Barsebäck als erforderlich erachteten Massnahmen in ihren Anlagen umsetzte.

Nach Barsebäck startete die OECD/NEA, massgeblich unterstützt durch die Nuclear Reactor Research Division der NRC, ein umfassendes Programm zur Untersuchung der Problematik, welches zunächst auf die SWR fokussiert war. Im Ergebnis dieser Untersuchungen wurden die Sumpfsiebe aller amerikanischen SWR-Anlagen vergrössert. Nach Abschluss der Arbeiten für SWR-Anlagen wurden die Forschungsprogramme fortgesetzt und konzentrierten sich nun auf die DWR. Wesentliche Beiträge zu der Problematik wurden in den USA erarbeitet. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen und der erreichte Kenntnisstand wurden im Bericht NUREG/CR-6808 «Knowledge Base for the Effect of Debris on PWR Emergency Core Cooling Sump Performance» festgehalten. Die Erkenntnisse führten zur Inkraftsetzung der international beachteten Revision 3 des USNRC Regulatory Guide 1.82 «Water Sources for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident» im November 2003. Als wesentlichste Änderungen gegenüber den Vorläuferversionen des Reg. Guide 1.82 wurde verlangt, dass bei der Nachweisführung der ausreichenden Kernkühlung der zeitliche Verlauf des Sumpffüllstandes bis zum Einschalten des Sumpfumwälzbetriebs zu berücksichtigen ist und dass Erzeugung, Transport und Verhalten von Fremdkörpermaterialien im Containment anhand anlagenspezifischer Modelle zu ermitteln sind. Nachdem man bisher davon ausgegangen war, dass thermische Isolationsmaterialien wie Mineralwolle oder Glasfaserisolierungen und deren Mischungen hauptsächlich für die Druckverluste an den Ansaugvorrichtungen verantwortlich sind, zeigten experimentelle Untersuchungen auch den ungünstigen Einfluss von Farbabplatzungen, Korrosionsprodukten, Staub und anderer latenten Verunreinigungen wie Folien, Lumpen, Papier, Wischtücher usw., die bei einem Kühlmittelverluststörfall in den Sumpfbereich transportiert werden können. Dies gilt insbesondere auch für Anlagen mit einem Containmentsprühsystem, das bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Containments zugeschaltet wird und den Transport von Verunreinigungen in den Sumpf begünstigt. Zudem wurde festgestellt, dass die dem Containmentsprühmedium beigemischten chemischen Zusätze im Zusammenwirken mit mikroporösem Isoliermaterial zu gelatineähnlichen Ablagerungen auf den Sumpfsieben führen können, was die Druckverluste über die Siebe ebenfalls erhöht.

In Frankreich begann man sich ab 1999 intensiver mit der Verstopfungsproblematik auseinander zu setzen, wobei wesentliche Forschungsarbeiten vom Institut de

Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) geleistet wurden. Bis zu diesem Zeitpunkt war man der Auffassung, dass die Einhaltung des amerikanischen Reg. Guide 1.82 Rev. 1 eine ausreichende Vorsorge gegen eine Sumpfsiebverstopfung bietet. Zudem wiesen die in den französischen DWR eingesetzten Sumpfsiebe wesentliche konzeptionelle und konstruktive Unterschiede zu den im SWR Barsebäck verwendeten Einrichtungen auf. Die vom IRSN durchgeführten Tests zeigten, dass die Kernnotkühlung im Sumpfbetrieb bei Annahme verschiedener Bruchlagen und -größen nicht unter allen Umständen gewährleistet ist. Daraufhin wurde der Betreiber der französischen Anlagen aufgefordert, bis Ende 2003 zu der Problematik Stellung zu nehmen und – falls die Auslegungsmängel bestätigt würden – entsprechende Abhilfemassnahmen vorzulegen. Die Electricité de France (EDF) kam in ihrer Beurteilung der Situation ebenfalls zum Schluss, dass die Kernnotkühlung unter besonders konservativen Annahmen (d.h. bei Szenarien mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, beispielsweise bei einem doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung) nicht gewährleistet ist und leitete Massnahmen zur Nachrüstung der Anlagen ein. Aufgrund der sicherheitstechnischen Bedeutung der Problematik und der Tatsache, dass sämtliche französischen DWR von dem Vorkommnis betroffen sind, klassierte die ASN das Vorkommnis als INES 2.

Der neue Kenntnisstand bezüglich Druckwasserreaktor-Sumpfsiebverstopfung hat in der Schweiz zu einer erneuten Überprüfung der Wirksamkeit der Kernnotkühlung bei den DWR geführt. Die beiden Betreiber konnten nachweisen, dass eine sichere Kernkühlung mit den vorhandenen Isolationsmaterialien und Einrichtungen zum Schutz der Sumpfansaugung auch unter Anwendung der in Reg. Guide 1.82 Rev. 3 spezifizierten strengen Kriterien gewährleistet ist. Im Kernkraftwerk Beznau wurde im Rahmen einer umfangreichen Nachrüstung vor mehr als zehn Jahren auch der Containmentsumpf neu gestaltet und dem Stand der Technik angepasst; weitere Verbesserungsmassnahmen sind nicht nötig. Obwohl auch im Kernkraftwerk Gösgen kein unmittelbarer Handlungsbedarf gegeben ist, hat sich der Betreiber im Sinne der Sicherheitsvorsorge und aufgrund betrieblicher Aspekte entschieden, die bezüglich Sumpfansaugung neueste vorhandene Technologie zu nutzen und in den Jahren 2006/2007 in der Anlage einzubauen. Dabei handelt es sich um ein für diese Anforderungen speziell qualifiziertes Produkt («Kassetten-Strainer»), das auch bei der Nachrüstung französischer und amerikanischer Reaktoren zum Einsatz kommt.

2.2 Reaktorschutz-Fehlauslösungen nach Eindringen von Feuchtigkeit in Elektronikräume

Ein französischer 1300-MW-Druckwasserreaktor wurde am 30. September 2005 nach dem Stillstand zum Brennelementwechsel wieder angefahren. Bei einer Reaktorleistung von ca. 0.6% erfolgte die Umschaltung der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger vom Hilfsspeisewassersystem auf das Hauptspeisewassersystem. Kurze Zeit später wurden unerwartet die Reaktorschutzsignale «N-16-Frischdampfaktivität zu hoch», «Neutronenfluss zu hoch», «Reaktorschnellabschaltung» und «Sicherheitseinspeisung» ausgelöst. Weil das Ereignis keinem eindeutigen Auslöser zugeordnet werden konnte, wandten die Operateure die zustandsorientierten Störfallvorschriften an. Zusätzlich wurde von der Kraftwerksleitung der interne Notstandsfall ausgelöst, was auch zur Alarmierung und zum Einsatz der nationalen Notfallorganisation der französischen Aufsichtsbehörde (ASN) führte. Die Anlage konnte durch das Schichtpersonal in einen sicheren Zustand gebracht werden, d.h. unterkritischer Reaktor mit Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger bei einem Primärkühlmitteldruck von 28 bar und einer Kühlmitteltemperatur von 175 °C. Radioaktivität wurde bei dem Vorkommnis nicht freigesetzt. Eine im Verlauf der Ursachenermittlung durchgeführte Anlagenbegehung zeigte, dass in vier Elektronikräumen, in denen sich Schränke für Reaktorschutz, nukleare Instrumentierung und Prozessüberwachung befanden, heisses Wasser eingedrungen war, wobei sich auch grössere Mengen Dampf in den Räumen entwickelten. Die Feuchtigkeit in diesen Räumen führte zu Fehlkontakten in den Elektronikschränken und zur Auslösung einer Reihe von Fehlsignalen sowie zum Ausfall von Prozessüberwachungssystemen. Als Ursache für den Feuchteintrag in die Elektronikräume wurde ermittelt, dass in umliegenden Räumen heisses Wasser ausgetreten war, weil alle Entwässerungsventile der Rohrleitungen des Hauptspeisewassersystems irrtümlicherweise offen waren. Durch diese Ventile trat nach der Zuschaltung des Hauptspeisewassersystems das Speisewasser aus und drang durch undichte Stellen in die Elektronikräume ein. Die Anlage konnte nach einem Stillstand von zehn Tagen wieder angefahren werden, nachdem die Funktionsfähigkeit der Steuerungen sämtlicher betroffener Systeme nachgewiesen und die Dichtigkeit der Elektronikräume wieder hergestellt worden war. Das Vorkommnis wurde von der ASN der Stufe 1 der 7-teiligen INES-Skala zugeordnet.

Zu dem Vorkommnis haben die folgenden Umstände ursächlich beigetragen:

- Vor der Zuschaltung des Hauptspeisewassersystems (MFWS) war dessen Betriebsbereitschaft zu erstellen. In diesen Vorgang waren zwei Operateure involviert, die je eine Checkliste selbständig abzuarbeiten hatten. In beiden Checklisten wurde verlangt, dass alle Entwässerungsventile der Hauptspeisewasserleitungen zu schliessen sind, wobei die Verantwortlichkeit offenbar nicht eindeutig geregelt war. In der Folge gingen beide Operateure davon aus, dass der andere für die Schalthandlung zuständig sei und dass der Kollege die Ventile geschlossen habe. In den Checklisten wurden die entsprechenden Positionen ohne weitere Absprache als erledigt abgehakt. Die Entwässerungsventile blieben offen.
- Es konnte zwar noch nicht abschliessend geklärt werden, auf welchem Weg genau das Speisewasser von dem überfluteten Raum in die Elektronikräume eindringen konnte. Es wurden mindestens zwei potenzielle Pfade über verstopfte und undichte Gebäudesümpfe, Gebäudefugen, thermische Isolationen und Rohrlitungsdurchführungen ermittelt. Unabhängig von dem tatsächlichen Infiltrationsweg stand jedoch fest, dass anlässlich einer Gebäudeinspektion eine Fugenabdichtung entfernt und nicht mehr instand gestellt worden war, was den Wassereintrag in alle vier Elektronikräume erst ermöglicht hat. Grundsätzlich sind Elektronikräume zwar durch entsprechende Auslegung und Abdichtung der Gebäude und Räume gegen Eindringen von Wasser und Dampf geschützt, durch den Eingriff wurde der Schutz jedoch aufgehoben.

Eine Kombination von Operateurfehlhandlungen in Verbindung mit der Unterlassung, die Inspektionsöffnungen in der Gebäudeabdichtung rechtzeitig zu verschliessen, hat im vorliegenden Fall zu einer Fehlfunktion und zum Teilausfall sicherheitstechnisch wichtiger Systeme geführt. Von dem Speisewassereintruch waren mehrere Redundanzen des Reaktorschutzsystems gleichzeitig betroffen, ein einzelnes auslösendes Ereignis hat also zu mehrfachen Ausfällen geführt. Solche Ausfälle mit gemeinsamer Ursache oder Common Cause Failures (CCF) werden in der Kernenergietechnik üblicherweise vermieden, indem redundant vorhandene Sicherheitseinrichtungen räumlich separiert und/oder diversitär aufgebaut werden, sodass ein einzelnes Ereignis – beispielsweise Brand, äussere Einwirkung oder Überflutung –

nicht zum Ausfall oder zur Fehlauslösung von Sicherheitsfunktionen führen kann. Das vorliegende Vorkommnis zeigt, dass Sicherheitssysteme von einem unerwarteten CCF-Modus betroffen sein können, wenn Voraussetzungen der Auslegung wie beispielsweise Raum- und Gebäudedichtheit im Betrieb nicht konsequent eingehalten werden. Ein wirkungsvoller Schutz gegen die Auswirkungen von Leckagen oder Rohrleitungsbrüchen kann unter anderem erreicht werden, indem die Rohrleitungsführung von Speisewasser-, Frischdampf- oder anderen Rohrleitungen mit hochenergetischem Medium so gewählt wird, dass ein Wassereintruch in Elektro- und Elektronikräume grundsätzlich ausgeschlossen werden kann, beispielsweise durch eine entsprechende räumliche Trennung, wie sie in der Schweiz üblich ist. Im Falle des betroffenen DWR verlaufen die Speisewasser- und Frischdampfleitungen in Räumen, die über dem Kommandoraum und über den Elektronikräumen angeordnet sind.

Fehlstellungen von Armaturen als Auslöser von Vorkommnissen sind in der Kerntechnik schon mehrfach beschrieben worden. Auch in der Schweiz sind Ereignisse aufgetreten, deren Ursache in der fehlerhaften Abarbeitung von Ventilstellungs-Checklisten lag. Von besonderer Bedeutung sind hier Handarmaturen ohne Stellungsrückmeldung, da der Schaltzustand dieser Komponenten im Kommandoraum nicht abgefragt und überwacht werden kann. Um die Wahrscheinlichkeit des Auftretens solcher Fehler möglichst gering zu halten, hat sich deshalb das Prinzip der unabhängigen Überprüfung der Ventilstellungen durch einen zweiten Operateur durchgesetzt.

Beim Wiederauffahren nach einer Revisionsabstellung wird in der Schweiz die Freigabe für die Aufnahme des Leistungsbetriebs der Anlage erst nach einer Teaminspektion der HSK erteilt. Dabei vergewissert sich die HSK, dass die Anlage wieder in einen betriebsbereiten Zustand gebracht wurde. Es werden jeweils mehrere Räumlichkeiten mit sicherheitstechnischer Bedeutung wie beispielsweise Containment, Gebäude mit Sicherheitseinrichtungen, Notstandsgebäude, Elektrogebäude und Kommandoraum hinsichtlich «house keeping», Betriebsbereitschaft von Sicherheitssystemen, Erledigung aller Arbeiten, Vorhandensein der aktualisierten Dokumentation usw. im Rahmen einer Anlagenbegehung kontrolliert. Festgestellte Mängel müssen vor der Erteilung der Freigabe behoben werden. Ziel dieser Inspektion ist unter anderem auch, dass Auffälligkeiten wie z.B. eine nicht verschlossene Öffnung in einer Raumab-

dichtung entdeckt und – falls erforderlich – Korrekturmaßnahmen ergriffen werden.

Das Vorkommnis hat schliesslich auch die Bedeutung zustandsorientierter Störfallanweisungen für den sicheren Anlagenbetrieb unterstrichen. In der Vergangenheit waren Störfallvorschriften vorwiegend ereignisorientiert aufgebaut. Dies bedeutet, dass das Schichtpersonal beim Auftreten eines Störfalles die Symptome anhand der eingehenden Meldungen und Alarme zu deuten und einem spezifischen Auslöser zuzuordnen hatte. Nach der Identifizierung des Störfalles waren dann die entsprechenden Kapitel des Betriebshandbuchs anzuwenden. Diese Vorgehensweise ist bei rasch und eindeutig identifizierbarem Auslöser angebracht. Im vorliegenden Fall waren die im Kommandoraum eintreffenden Alarme aufgrund der zufällig generierten Signale und Auslösungen so unspezifisch, dass ein ereignisorientiertes Vorgehen nicht möglich war. Die Unterteilung der Störfallvorschriften in einen ereignis- und einen zustandsorientierten Teil gilt als Stand der Technik und wird auch in der Schweiz praktiziert.

2.3 Ausfall von sicherheitsrelevanten Funktionen im Notstromfall

Im März 2005 wurden in einem belgischen Kernkraftwerk (DWR, 960 MWe) im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung die 380-V-Schaltanlagen sicherheitsrelevanter Systeme ersetzt. Dabei wurden auch die Spannungsüberwachungsrelais ausgetauscht. Diese Relais schützen entsprechend dem zugrunde gelegten Schutzkonzept im Fehlerfall die elektrischen Versorgungseinrichtungen bzw. die angeschlossenen Verbraucher mittels Schutzabschaltung. Die unmittelbar nach dem Austausch durchgeführten Funktionstests der Schaltanlagen verliefen zufrieden stellend. Bei der späteren Durchführung eines periodischen Tests zur Überprüfung der automatischen, gestaffelten Lastaufschaltung eines Notstromaggregates im Notstromfall wurde dann im Juli 2005 die Nichtverfügbarkeit sicherheitsrelevanter Einrichtungen verzeichnet. Als Ursache des Vorkommnisses wurde ermittelt, dass die im Rahmen des Ersatzes der 380-V-Schaltanlagen ausgetauschten Spannungsüberwachungsrelais über unkorrekt eingestellte Auslösewerte verfügten, so dass im Anforderungsfall eine Beeinträchtigung der Funktion von Sicherheitssystemen aufgetreten wäre. Das Vorkommnis wurde von der belgischen Aufsichtsbehörde als INES 2 eingestuft.

Die anlässlich der periodischen Prüfung verursachte unerwünschte Überspannungsauslösung aufgrund zu tief eingestellter Auslösewerte führte zur Nichtverfügbarkeit folgender Ausrüstungen eines redundanten Stranges:

- Ölpumpe der Ladepumpe des Volumenregelsystems
- Lüftungsanlage des Brennelement-Lagergebäudes
- Lüftungsanlage des nuklearen Hilfsanlagengebäudes
- Lüftungsanlage des Kommandoraumes
- Ölpumpe der Speisewasserpumpe des Hilfsspeisewassersystems
- Kaltwassersystem
- Kühlwasserpumpe des Notstromdieselaggregates
- Diverse Lüftungsklappen mit Motorantrieb

Die betroffenen Systeme waren zwar für die Kernkühlung nicht von unmittelbarer Relevanz, da die für diesen Zweck vorgesehenen Kernnotkühl- und Nachwärmeabfuhrsysteme von der Störung nicht betroffen waren. Es besteht jedoch das Potenzial, dass ein längerfristiger sicherer Betrieb der Anlage bei Kühlmittelverlustbedingungen im Notstromfall aufgrund der Ausfälle der nuklearen Hilfssysteme zumindest beeinträchtigt gewesen wäre.

Bei der Untersuchung des Vorkommnisses stellte sich heraus, dass ungeeignete Einstellwerte der Spannungsüberwachung der 380-V-Versorgungen zum Ausfall der sicherheitsrelevanten Verbraucher geführt hatten. Die nach dem Austausch durchgeführten Funktionstests waren offensichtlich nicht geeignet, die Mängel aufzudecken. Um das auslegungsgemässe Verhalten der Anlage im Notstromfall wieder zu gewährleisten, wurde der Ansprechwert der Überspannungsauslösung entsprechend erhöht. Die Aufsichtsbehörde stimmte dieser Massnahme zu und ordnete zudem eine umfassende Überprüfung des Schaltanlagenerneuerungsprojektes an (design review). Dabei waren vom Betreiber beispielsweise folgende Punkte vertieft abzuklären:

- Überprüfung der Auslegungsspezifikationen der verwendeten Ausrüstungen und Vergleich der darin enthaltenen Anforderungen mit den ursprünglich verlangten Anforderungen

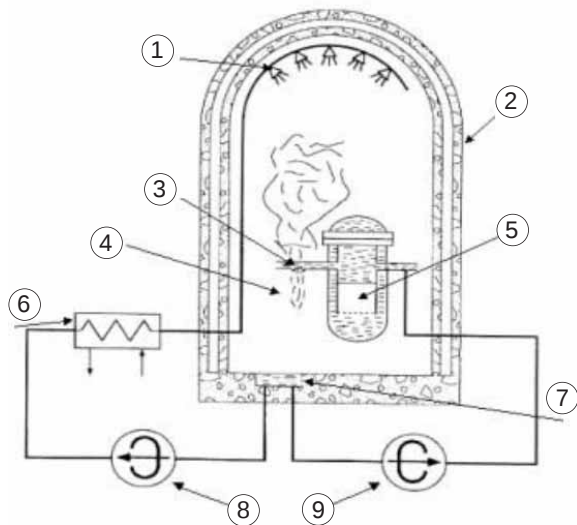
- Überprüfung der Übereinstimmung der eingesetzten Komponenten mit den Anforderungen der Auslegungsspezifikationen
- Überprüfung der Anforderungen zur Qualifizierung der Ausrüstungen
- Überprüfung der spezifizierten Einstellwerte und Vergleich mit den tatsächlich an den Relais eingestellten Werten
- Überprüfung der Montage- und Testvorschriften sowie der Aussagekraft der Testergebnisse

Obwohl das in den schweizerischen Kernanlagen angewandte elektrische Schutzkonzept nicht direkt mit jenem der belgischen Anlage verglichen werden kann, zeigt das Vorkommnis, dass der Ersatz von mechanischen oder elektrotechnischen Ausrüstungen sowie die Durchführung von Anlageänderungen immer wieder die Gefahr von sicherheitsrelevanten Nichtkonformitäten birgt. Selbst Instandhaltungs- oder Änderungsprojekte, die auf den ersten Blick weniger anspruchsvoll erscheinen, müssen möglichst umfassend überprüft und hinsichtlich eines möglichen Einflusses auf die Sicherheit untersucht werden. Auch in der Schweiz kann das Auftreten derartiger Vorkommnisse nicht ausgeschlossen werden. Durch das in der Schweiz bei solchen Anlageänderungen praktizierte mehrstufige Freigabeverfahren in Verbindung mit der Freigabepflicht von auszutauschenden Komponenten, die nicht baugleich sind oder nach veränderten Spezifikationen beschafft werden, steht ein Instrument der behördlichen Aufsicht zur Verfügung, das sich in der Vergangenheit auch bei grösseren und anspruchsvollen Nachrüstprojekten bewährt hat. Bei dem vierstufigen Freigabeverfahren werden Konzeption, Auslegung, Konstruktion, Herstellung sowie Montage und Inbetriebsetzung von Systemen oder Komponenten von der HSK und beigezogenen Experten unabhängig überprüft.

2.4 Eingeschränkte Funktionsfähigkeit der Pumpen von Sicherheitssystemen

Im Dezember 2005 wurde die französische Aufsichtsbehörde ASN vom Betreiber Electricité de France über eine Anomalie informiert, die sämtliche französischen

DWR der 900-MWe-Baureihe betrifft. Im Rahmen von Tests unter realen Einsatzbedingungen wurde festgestellt, dass beim Betrieb von sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen Vibrationen auftreten können, die einen längerfristigen sicheren Betrieb der Pumpen in Frage stellen. Der Befund wurde von der ASN als Vorkommnis der Stufe INES 2 klassiert.



- ① Containmentsprühdüsen
- ② Sekundärcontainment
- ③ Leck
- ④ Primärkühlmittel
- ⑤ Reaktorkern
- ⑥ Wärmetauscher
- ⑦ Rezirkulationssumpf
- ⑧ Containmentsprühpumpe
- ⑨ Rezirkulationspumpe

Abbildung 1: Sumpfbetrieb nach einem Kühlmittelverluststörfall.

(Quelle: ASN)

Bei den betroffenen Komponenten handelt es sich um die Pumpen des Niederdruck-Sicherheitseinspeisesystems (RIS-BP) und des Containmentsprühsystems (EAS). Diese Systeme werden bei einem Kühlmittelverluststörfall dazu verwendet, die mittel- bis längerfristige Nachwärmeabfuhr durch Niederdruckeinspeisung von Kühlmittel in den Kern (RIS-BP) sicherzustellen und den Druck im Containment durch Versprühen von Kühlmittel in die Containmentatmosphäre und damit Konden-

sieren von Dampf zu begrenzen (EAS). In beiden Fällen saugen die Pumpen Kühlmittel aus einem Containmentsumpf an, dessen Kühlmittelinventar durch das aus der Leckstelle austretende Kühlmittel ergänzt wird (siehe Abbildung 1). Durch diesen auslegungsgemäss vorgesehenen Kreislauf wird der Kern nach einem Kühlmittelverluststörfall längerfristig gekühlt.

Bereits bei den Inbetriebsetzungsversuchen nach dem Bau der 900-MWe-DWR wurden erhöhte Vibrationen an diesen sicherheitstechnisch wichtigen Pumpen registriert. Daraufhin wurden erste Verbesserungsmassnahmen wie Stabilisierung des Motors und Austausch von Kardangelenken realisiert. Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks Fessenheim veranlasste das IRSN 1992 die Durchführung von Versuchen unter realistischeren Bedingungen, als sie bei den periodischen Funktionsprüfungen der Pumpen herrschen. Bei den Funktionsprüfungen, die mit kaltem Kühlmittel und nur während einer kurzen Zeitdauer durchgeführt wurden, konnten keine Vibrationen festgestellt werden. Die Langzeitversuche in Fessenheim mit einer Dauer von 100 Stunden – wiederum bei Bedingungen, die nicht ganz den Einsatzbedingungen im Störfall entsprechen – zeigten erneut ein problematisches Vibrationsverhalten der Pumpen. In der Folge wurden Lager-spiele kontrolliert und neu eingestellt. Mit dieser Massnahme konnten die Vibrationen reduziert und auf ein aus damaliger Sicht akzeptables Mass beschränkt werden. In jüngster Zeit wurden nun von der Electricité de France in Zusammenarbeit mit dem Pumpenhersteller Versuche im Massstab 1:1 unter realen Einsatzbedingungen der Pumpen durchgeführt, d.h. ein langfristiger Versuchsbetrieb (>30 Stunden) der Pumpen bei Kühlmitteltemperaturen von bis zu 120°C.

Die Tests zeigten, dass der Dauerbetrieb bei erhöhten Kühlmitteltemperaturen zu einer Erwärmung der die Pumpe mit dem Motor verbindenden Welle (siehe Abbildung 2) und damit auch zu einer Wärmeausdehnung der Welle führt. Die Welle war jedoch derart gelagert, dass die Wärmedehnung nicht aufgenommen werden konnte. Es wurden umso stärkere Vibrationen registriert, je länger die Pumpe im Betrieb und je höher die Wellentemperatur war. Die Electricité de France kam deshalb zum Schluss, dass ein sicherer Betrieb der Pumpen länger als 30 Stunden nach einem Kühlmittelverluststörfall nicht gewährleistet ist und informierte die ASN über diesen Sachverhalt. Gleichzeitig wurden diese Tests dazu genutzt, die Wirksamkeit von Abhilfe-

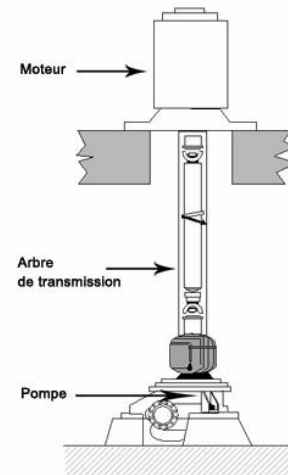


Abbildung 2: Containmentsprühpumpe

(Quelle: IRSN)

massnahmen zu überprüfen. Dabei konnte die Eignung eines Lagertyps, der auch axiale Lasten und Wärmeausdehnungen aufnehmen kann, nachgewiesen werden. Die Electricité de France beabsichtigt, die Lager sämtlicher vom Befund betroffenen Pumpen der 900-MW-Reaktoren bis Ende März 2006 auszutauschen.

In der Kernenergietechnik werden üblicherweise Komponenten eingesetzt, die für ihre Einsatzbedingungen qualifiziert sind. Qualifiziert bedeutet, dass ihre Funktionsfähigkeit unter erhöhten Anforderungen bezüglich Temperatur, Druck, Feuchtigkeit und Strahlung nachgewiesen werden muss. Damit wird sichergestellt, dass die Sicherheitsfunktion auch unter den spezifischen Bedingungen eines Kühlmittelverluststoffalles erfüllt wird. Dies gilt besonders auch für elektrotechnische Komponenten wie Motoren und Antriebe, die innerhalb des Containments eingesetzt werden und von der Containmentatmosphäre beaufschlagt sind. Zudem werden sie der sicherheitstechnischen Bedeutung und Klassierung entsprechend ausgelegt. Im vorliegenden Fall waren diese Voraussetzungen für die Motoren und Pumpen einzeln zwar auch gegeben, aber das Zusammenwirken von Motor, Welle und Pumpe als Einheit wurde anfänglich nicht ausreichend untersucht.

Die HSK hat aufgrund der Vorkommnisberichterstattung von ASN und IRSN überprüft, ob der Befund auch für die schweizerischen Kernkraftwerke von Bedeutung ist. Im Falle der Siedewasserreaktoren kann festgehalten werden, dass vergleichbare Pumpen aus einem Druckabbau- oder Kondensationsbecken ansaugen, dessen Inventar durch Kühlsysteme gekühlt wird. Temperaturen des zu fördernden Kühlmittels von bis zu 120 °C, wie sie in Con-

tainmentsümpfen von Druckwasserreaktoren nach einem Kühlmittelverluststörfall auftreten können, werden bei weitem nicht erreicht, und der Einfluss der Wärmeausdehnung ist vergleichsweise gering. Zudem unterscheidet sich die Bauart dieser Pumpen wesentlich von den in Frankreich verwendeten. Die Welle zwischen An-

trieb und Pumpe weist eine deutlich geringere Länge auf, was auf die Wärmeausdehnung ebenfalls einen günstigen Effekt hat, da sich die Verlängerung in erster Näherung proportional zur Länge der Welle verhält. Die Überprüfung der Situation bei den Druckwasserreaktoren wurde durch die HSK eingeleitet.

3. Internationale Zusammenarbeit

Eng verbunden mit der regulatorischen Sicherheitsforschung ist die internationale Zusammenarbeit. Die HSK wirkt aktiv bei internationalen Organisationen mit, um ihre Aufsicht breit abzustimmen und zu harmonisieren und aus dem länderübergreifenden Erfahrungsaustausch zu profitieren. Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sie stellt sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand der Technik verfolgt und diesen für die nukleare Aufsicht anwendet.

3.1 Internationale Übereinkommen

3.1.1 Convention on Nuclear Safety (CNS)

Das am 17. Juni 1994 in Wien abgeschlossene Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety, CNS) wurde von der Schweiz ratifiziert und am 11. Dezember 1996 in Kraft gesetzt. Im Übereinkommen verpflichten sich die Unterzeichnerstaaten, alle Massnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass die Sicherheit der Kernanlagen überprüft wird und dass die notwendigen Verbesserungen vorgenommen werden.

Jedes Land muss alle drei Jahre in einem Bericht darlegen, wie es die Bestimmungen des Übereinkommens erfüllt. Die Berichte werden an einer ebenfalls alle drei Jahre stattfindenden Konferenz von den Unterzeichnerstaaten gegenseitig überprüft. Die dritte Überprüfungskonferenz fand vom 11. bis 22. April 2005 in Wien statt. 50 der 55 Vertragsstaaten waren dabei vertreten. Die Vertragsstaaten wurden zur Überprüfung ihrer Berichte in sechs Ländergruppen unterteilt. Die Schweiz war diesmal einer Ländergruppe zusammen mit Russland, Deutschland, Argentinien, Slowenien, Griechenland, Lettland, Australien und Singapur zugeteilt.

Die HSK hat den schweizerischen Länderbericht im August 2004 eingereicht und die Berichte der anderen Länder bis Januar 2005 hinsichtlich der Einhaltung des Über-

einkommens überprüft und Klärungsfragen gestellt. Im Gegenzug hat die HSK insgesamt 89 Fragen und Kommentare von anderen Ländern erhalten und fristgerecht beantwortet.

Die Schweiz erfüllt alle Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit. Sie wurde als gutes Beispiel für eine moderne Aufsichtspraxis hervorgehoben. Ihr Wissensmanagement, das Projekt «Integrierte Aufsicht» und die Fortschritte im Bereich der menschlichen Faktoren in den Kernkraftwerken wurden als Good Practices anerkannt. Ein Verbesserungspotenzial besteht bei der formalen Unabhängigkeit der Aufsichtsbehörde, welche durch das Gesetz über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) erreicht werden soll.

Die Schweiz wurde aufgefordert, an der nächsten Überprüfungskonferenz über die Umsetzung der geplanten Massnahmen in der integrierten Aufsicht, der systematischen Alterungsüberwachung der Anlagen mit geplanten Laufzeiten über 40 Jahre sowie über wichtige Nachrüstprojekte zu berichten. Weiter wurde der Wunsch geäussert, dass an der vierten Überprüfungskonferenz 2008 neben der Behörde auch Vertreter der schweizerischen Kernanlagen teilnehmen sollten.



Die Schweizer Delegation an der 3. Überprüfungskonferenz CNS im April 2005. Von links nach Rechts: Y. Scheiwiller, G. Schwarz, U. Schmocker (Delegationsleiter), A. Frischknecht, J. Löhle (HSK-Projektleiter CNS 2005).

Der dritte Schweizer Länderbericht, die Fragen anderer Mitgliedstaaten zum Schweizer Bericht sowie die entsprechenden Antworten der HSK sind auf der Internetseite der HSK unter www.hsk.ch in englischer Sprache abrufbar. Weitere Informationen zum Übereinkommen, insbesondere die Statusberichte der anderen Mitgliedstaaten, sind auf der Internetseite der IAEA unter www.iaea.org verfügbar.

3.1.2 Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management (Joint Convention)

Die Schweiz hat das internationale Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention) im September 1997 unterzeichnet und im März 2000 ratifiziert. Ziele dieses Übereinkommens sind die Festlegung und Erhaltung eines weltweit hohen Sicherheitsstandards bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, die Gewährleistung wirksamer Vorkehrungen gegen eine mögliche Gefährdung während deren Behandlung und die Verhütung von Strahlenunfällen. Die rund vierzig Vertragspartner haben sich verpflichtet, entsprechende technische Vorschriften in nationales Recht aufzunehmen, über die Umsetzung der Vorschriften Bericht zu erstatten und Anlagen, die den Anforderungen dieses Übereinkommens nicht genügen, entsprechend nachzurüsten. Alle drei Jahre findet eine Überprüfungstagung statt, anlässlich welcher die Einhaltung der Verpflichtungen anhand der vorgängig abzugebenden Länderberichte beurteilt wird.

Der erste Länderbericht zur Joint Convention wurde im Mai 2003 eingereicht und anlässlich der ersten Tagung im November 2003 in Wien überprüft. Der Schweiz wurde damals ein gutes Zeugnis ausgestellt. Die zweite Überprüfungstagung wird im Mai 2006 stattfinden. Das UVEK hat Anfang Oktober 2005 der IAEA den zweiten von der HSK erstellten Bericht eingereicht. Der Bericht legt dar, wie die Zielsetzungen des Übereinkommens in der Schweiz umgesetzt sind. Mit dem Inkrafttreten der neuen Kernenergiegesetzgebung am 1. Februar 2005 wurden diesbezüglich die letzten gesetzlichen Lücken geschlossen. Das UVEK konnte mit Befriedigung feststellen, dass die Schweiz die Inhalte der Joint Convention erfüllt. Der zweite Schweizer Statusbericht zur Joint Convention ist auf der Internetseite der HSK unter www.hsk.ch in englischer Sprache abrufbar.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 International Atomic Energy Agency (IAEA)

Die «International Atomic Energy Agency» (IAEA) in Wien verfolgt und unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Nukleartechnik. Als Organisation der Vereinten Nationen wird sie durch die gemeinsamen Bedürfnisse und Interessen der knapp 140 Mitgliedsstaaten geleitet und richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit, die Sicherung und die Überwachung spaltbarer Kernmaterialien in nuklearen Anlagen aus. Die HSK ist intensiv an der Entwicklung der IAEA Safety Standards im Bereich Sicherheit inklusive Strahlenschutz beteiligt. Diese geben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der nuklearen Sicherheit wieder und sind eine wichtige Basis für die nationalen Regelwerke, so auch für die Schweiz (vergleiche dazu Kapitel 4).



Sitz der IAEA in Wien.

Quelle: IAEA

Die Safety Standards der IAEA

Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll überall auf der Welt einen vergleichbaren hohen Stand erreichen. Dieses international notwendige Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards vorgegeben. Da diejenigen Aspekte, welche die Sicherheit bestimmen, einer permanenten Weiterentwicklung unterworfen sind, werden die Sicherheitsanforderungen ständig dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Zurzeit wird das gesamte IAEA-Regelwerk umfassend überarbeitet und ergänzt.

Die Safety Standards der IAEA umfassen alle Themenbereiche der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes,

des Transports radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei Stufen:

- In den Safety Fundamentals werden wesentliche Ziele, Konzepte und Prinzipien für die friedliche Nutzung der Kernenergie dargestellt.
- In den Safety Requirements sind die (zwingenden) Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit enthalten. Diese Anforderungen werden als «Soll-Bestimmungen» formuliert und basieren auf den Zielen und Prinzipien der Safety Fundamentals.
- In den Safety Guides werden Massnahmen, Auflagen und Bedingungen sowie Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements empfohlen. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert. Es sind entweder die empfohlenen oder zu den empfohlenen gleichwertige Massnahmen zu ergreifen.

Auf der Internetseite der IAEA www-ns.iaea.org/standards/ sind alle gültigen Safety Standards abrufbar. Die Safety Standards werden von den Mitgliedsländern der IAEA entwickelt und verabschiedet. Diese Arbeiten werden von einer Kommission, der Commission of Safety Standards (CSS), geleitet. Der CSS sind wiederum insgesamt vier Komitees zugeordnet, welche mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die themenspezifischen Anforderungen (Safety Requirements) und Ausführungsbestimmungen (Safety Guides) erarbeiten. Diese Komitees bestehen aus Experten der Mitgliedstaaten, vorwiegend sind dies Behördenvertreter. Sie beraten das Sekretariat im betreffenden Fachgebiet und sind bei der Entwicklung und bei der Revision der Safety Standards federführend.

- Das «Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)» erarbeitet die Standards zu Fragen der nuklearen Sicherheit.
- Das «Radiation Safety Standards Committee (RASSC)» entwickelt die Standards im Bereich des Strahlenschutzes.
- Das «Waste Safety Standards Committee (WASSC)» schlägt die Standards im Umgang mit radioaktiven Abfällen vor.
- Das «Transportation Safety Standards Committee (TRANSSC)» erstellt die Standards im Bereich nuklearer Transporte.

Die HSK ist sowohl in der CSS wie auch in den Fachkomitees RASSC, WASSC und TRANSSC vertreten. Die Schweizer Vertretung in der NUSSC wird zurzeit von einem Mitarbeiter des Kernkraftwerks Beznau wahrgenommen.

Im Jahre 2005 wurden von der CSS folgende wichtige Safety Standards verabschiedet:

- DS338, «The Management System for Facilities and Activities» (Safety Requirements);
- DS288, «A System for the Feedback of Experience from Events in Nuclear Installations» (Safety Guide);
- DS339, «Application of the Management System for Facilities and Activities» (Safety Guide);
- DS105, «Arrangements for Preparedness for a Nuclear Radiological Emergency» (Safety Guide);
- DS332, «Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices» (Safety Guide);
- DS292, «Storage of Radioactive Waste» (Safety Guide).

Bevor ein neuer Safety Standard ausgearbeitet, beziehungsweise bevor die Revision eines Safety Standards durchgeführt wird, muss ein Document Preparation Profile (DPP) erarbeitet werden. DPPs sind «Pflichtenhefte» für zukünftige Safety Standards. Sie müssen von der CSS verabschiedet werden, bevor die Dokumente selbst entworfen werden. Damit soll sichergestellt werden, dass erstens die neu zu erstellenden resp. zu revidierenden Standards notwendig sind und dass zweitens Synergien innerhalb der IAEA und der Komitees ausgenutzt werden, um die Arbeiten möglichst effizient zu gestalten.

Im Jahre 2005 wurden von der CSS folgende DPPs freigegeben:

- DS327 (DPP), «Compliance Assurance for the Safe Transport of Radioactive Material» (Safety Guide);
- DS377 (DPP), «Radiation Protection Programmes in Transport» (Safety Guide);
- DS376 (DPP), «Safety Assessment of Decommissioning of Nuclear Facilities» (Safety Guide);

- DS351 (DPP), «The Use of Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors» (Safety Guide);
- DS382 (DPP), «Ageing Management for Nuclear Power Plants and Research Reactors» (Safety Guide);
- DS383 (DPP), «Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities» (Safety Guide);
- DS385 (DPP), «Severe Accident Management Programme for Nuclear Power Plants» (Safety Guide);
- DS352 (DPP), «Management of Waste Containing Naturally Occurring Radioactive Materials» (Safety Guide);
- IDS355 (DPP) «Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal Facilities» (Safety Guide);
- IDS356 (DPP) «Near Surface Disposal Facilities», (Safety Guide);
- IDS390 «Classification of Radioactive Waste», (Safety Guide);
- IDS399 (DPP) «Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation», (Safety Guide);
- IDS400 (DPP) «Protection of the Public against Exposure to Ionizing Radiation from Natural Sources», (Safety Guide);
- IDS396 (DPP) «Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report», (Safety Guide).

3.2.2 Organisation for Economic Cooperation and Development/ Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)

Die Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung in Europa (OECD) ist bestrebt, in Gebieten, in denen multilaterale Abkommen für den Fortschritt in einer globalisierten Wirtschaft notwendig sind, die entsprechenden Instrumente und Empfehlungen zu erarbeiten.

Die «Nuclear Energy Agency» (NEA) der OECD unterstützt ihre 28 Mitgliedstaaten beim Erhalt und bei der

Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Basis zur sicheren, friedlichen und umweltfreundlichen Verwendung der Kernenergie.

Die Mitgliedschaft der HSK in der NEA stellt sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit mit andern Staaten gut vernetzt ist und dass sich die nukleare Aufsicht am europäischen Standard ausrichtet.

Schwerpunkte der OECD/NEA auf dem Gebiet der Sicherheit sind: Die nukleare Sicherheit von Kernanlagen inklusive Strahlenschutz sowie Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die HSK ist in allen drei Fachgebieten aktiv beteiligt. Die OECD/NEA unterstützt zudem eine Reihe von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten.

Eine Übersicht über die Organisationsstruktur der OECD/NEA, deren Tätigkeiten und Produkte können auf der NEA-Internetseite unter www.nea.fr abgerufen werden.



Arbeitsgruppe der NEA.

Quelle: HSK

Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das «Committee on Nuclear Regulatory Activities» (CNRA) ist ein Forum der Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es trifft sich zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das CNRA Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft untersucht werden. Solche Arbeiten reflektieren den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik in den OECD-Ländern.

Dem CNRA sind zurzeit drei ständige und eine temporäre Arbeitsgruppen zugeordnet:

- Working Group on Inspection Practices (WGIP),
- Working Group on Public Communication (WGPC),
- Working Group on Operating Experience (WGOE),

■ Senior Level Task Group on Regulatory Challenges in using Operational Experience.

Die HSK ist im CNRA sowie in allen Arbeitsgruppen vertreten. Die Berichte des CNRA können auf der Internetseite der NEA unter www.nea.fr bezogen werden.

Nachfolgend sind einige besonders erwähnenswerte Arbeiten des CNRA und seiner Arbeitsgruppen aus dem Jahr 2005 aufgeführt:

Working Group on Inspection Practices (WGIP)

Diese Arbeitsgruppe befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedstaaten und bewertet deren Wirksamkeit. Sie analysiert Inspektionsmethoden und Inspektionstechniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen der Aufsicht über Kernanlagen.

Zurzeit erhebt die Arbeitsgruppe mittels Befragung den Aufwand für Inspektionen in den verschiedenen Mitgliedstaaten. Dabei hat sie festgestellt, dass der Begriff «Inspektion» zum Teil unterschiedlich verwendet wird. Erhoben wurden die Anzahl durchgeführter Inspektionen pro Kernanlage sowie der Zeitaufwand für deren Vorbereitung, Durchführung und Auswertung. Die HSK liegt bei der Anzahl Inspektionen und dem Zeitaufwand im Mittelfeld. Überdurchschnittlich hoch sind die Inspektionen der HSK im Bereich Strahlenschutz. In ihrem ersten Bericht zu dieser Aktivität «Regulatory Inspection Practices to bring about Compliance»¹ dokumentiert die WGIP die Ergebnisse der Länderbefragung.

Working Group on Public Communication (WGPC)

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine zentrale Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Insbesondere das Kommunikationsverhalten in Notfallsituationen und in Krisen ist dabei von grosser Bedeutung. Im Zentrum der diesjährigen Tagung der Gruppe stand die Frage, wie das Vertrauen der Öffentlichkeit in die Arbeit der Aufsichtsbehörden zustande kommt und wie man dieses Vertrauen messen kann. Zudem befasste sich die Arbeitsgruppe mit verschiedenen Möglichkeiten, die Interessensvertreter und die breite Öffentlichkeit an der Aufsicht zu

beteiligen. Die HSK berichtete über die Umsetzung des Öffentlichkeitsgesetzes (BGÖ) und dessen Konsequenzen für die Öffentlichkeitsarbeit der Behörde.

Working Group on Operating Experience (WGOE)

Die Arbeitsgruppe hat am 27. und 29. Oktober 2005 einen Workshop über wiederkehrende Vorkommnisse abgehalten («Workshop on Recurring Events»). Dieser Workshop zeigte, dass sich trotz dem bestehenden Informationsaustausch immer wieder ähnliche Vorkommnisse ereignen (zum Beispiel Ereignisse mit Verlust der Wärmesenke wie das Blockieren von Ansaugsieben oder Siebtrommeln, Korrosionsschäden, oder auch mehrere Fehler mit gemeinsamer Ursache, so genannte «Common Cause Failures», siehe auch Kapitel 3). Wegen der grossen Bedeutung des Themas für die Sicherheit organisiert die NEA bereits im Frühjahr 2006 zusammen mit IAEA und der Betreiberorganisation WANO eine einwöchige Konferenz mit dem Titel «Improving Nuclear Safety by Operating Experience Feedback- Present Challenges and Future Solutions».

Senior Level Task Group on Regulatory Challenges in using Operational Experience

Diese Arbeitsgruppe, die von der HSK geleitet wurde, befasst sich mit der Auswertung von Betriebserfahrung aus Kernanlagen. Der Abschlussbericht der Task Force wird 2006 als «Green Booklet» publiziert und enthält folgende Überlegungen:

- Die Betreiber von Kernanlagen sind weiterhin für die Erhebung von und die Berichterstattung über die Betriebserfahrung verantwortlich;
- Die Aufsichtsbehörden sorgen dafür, dass die Betreiber die Betriebserfahrung auswerten, die nötigen Verbesserungen daraus ableiten und darüber Bericht erstatten;
- Betreiber und Behörden haben gleichermaßen das Bedürfnis, Einblick in die verschiedenen Datenquellen von Betriebserfahrung sowohl von institutionellen (NEA, IAEA) wie auch von privaten Organisationen (WANO, INPO) zu nehmen. Der Informationsaustausch zwi-

¹ NEA/CNRA/R(2005)1, CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP) Regulatory Inspection practices to bring about compliance – Report on a WGIP questionnaire

schen privaten und institutionellen Partnern ist noch verbesserungsfähig.

Wissenserhalt und insbesondere Wissenstransfer beim Ausscheiden von Mitarbeitern ist eine Voraussetzung für den Kompetenzerhalt innerhalb einer Organisation. Das Thema hat in letzter Zeit aus Gründen der Altersstruktur in der Kernenergiebranche an Bedeutung gewonnen. Deshalb beteiligte sich die HSK aktiv am CNRA-Workshop «Human Resources Management – Knowledge Transfer», welcher am 25. und 26. Oktober 2005 in Stockholm stattfand. An diesem Workshop stellten Mitglieder von Aufsichtsbehörden, Forschungsinstituten und Beratungsfirmen ihre Erfahrungen im Bereich Wissenserhalt und -transfer vor. Verschiedene Ansätze und Methoden zum Wissenserhalt wurden präsentiert.



NEA Berichte.

Quelle: HSK

Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) ist für die sicherheitstechnischen Aspekte der Auslegung, des Baus und des Betriebs von Kernanlagen zuständig. Es ist ein internationales Forum zum Austausch von technischen Informationen und für die Zusammenarbeit in den Bereichen Forschung, Entwicklung, Ingenieurwesen und Aufsicht. Das CSNI arbeitet mit dem Ziel, die Mitgliedstaaten auf dem aktuellen Stand der Entwicklungen im Bereich der nuklearen Sicherheit zu halten. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik in ausgewählten Themenbereichen der nuklearen Sicherheit und erstellt darüber «State-of-the-Art» (SOAR)-Berichte. Es fördert die Koordination von

Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen mit gemeinsamen Interessen. Das CSNI tagt zweimal pro Jahr, diskutiert aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Workshops, SOARs, internationale Standardprobleme (International Standard Problems, ISP) und Experimente zur Validierung von Computercodes sind typische Arbeitsmethoden des CSNI. Sie dienen gleichermaßen der Projektabwicklung wie der Verbreitung von Ergebnissen. Das Arbeitsprogramm teilen sich drei permanente Arbeitsgruppen (Working Groups) sowie zwei Expertengruppen (Special Expert Groups):

- Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE)
- Working Group on Accident Management and Analysis (GAMA)
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK)
- Special Expert Group on Human and Organisational Factors (SEGHOF)
- Special Expert Group on Fuel Safety Margins (SEGFSM)

Die Berichte des CSNI und seiner Arbeitsgruppen können auf der Internetseite der NEA unter www.nea.fr bezogen werden.

Nachfolgend werden einige wichtige Aktivitäten des Jahres 2005 beschrieben:

Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE)

Die Arbeitsgruppe hat ihren Schlussbericht über die Beurteilung der Containment-Integrität im Zusammenhang mit dem «International Standard Problem no. 48 über die statische Druckbelastung des Containments veröffentlicht². Zum Thema der thermischen Ermüdung wurden zwei Dokumente verabschiedet: der Bericht über die «CEA Benchmark on Thermal Fatigue in Fluid Mixing Areas»³ sowie der Bericht über «Thermal Cycling in LWR Components in OECD-NEA Member Countries»⁴.

² NEA/CSNI/R (2005)5, INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM NO. 48 CONTAINMENT CAPACITY - Synthesis Report and Volume 2 and Volume 3 with participants' contributions

³ NEA/CSNI/R(2005)2, FAT3D - An OECD/NEA-CEA benchmark on thermal fatigue in fluid mixing areas

⁴ NEA/CSNI/R(2005)8, THERMAL CYCLING in LWR COMPONENTS in OECD-NEA MEMBER COUNTRIES

Über risikoinformierte Prüfmethode wurde ein Statusbericht verabschiedet⁵. Die Antworten der Umfrage zu diesem Thema sind ebenfalls in einem Bericht zusammengefasst⁶. Die beiden Berichte geben einen Überblick über den Stand der Praxis auf dem Gebiet RI-ISI und NDT in 15 Mitgliedstaaten.

Working Group on Accident Management and Analysis (GAMA)

Im Rahmen ihrer Arbeiten zur Thermohydraulik des Primärkreislaufs hat die Arbeitsgruppe ihren Stand betreffend Unsicherheitsanalysen (Projekt BEMUSE) dargelegt. Ein weiterer Schwerpunkt in diesem Fachgebiet bildeten die CFD-Codes für den 1-Phasen- (z.B. 3-dimensionale Verteilung der Bor-Konzentration im Primärkreislauf) und den 2-Phasen-Anwendungsbereich, für welche GAMA Guidelines erstellen wird. Die dank der systematischen Analyse des TMI-Unfalls gewonnenen Erkenntnisse im Bereich der Unfallanalyse wurden in einem Bericht dokumentiert⁷.

Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Die Arbeitsgruppe hat 2005 einen Bericht über die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) für die Anlagenzustände Schwachlast und Stillstand fertig gestellt (Low Power and shutdown PSA, LP&S)⁸. Dieser beschreibt die aktuelle Praxis von Betreibern und Aufsichtsbehörden aus 18 Ländern. In den meisten Ländern werden bislang Stufe-1 PSA für Schwachlast und Stillstand durchgeführt. Der Bericht erkennt Verbesserungsbedarf in den aktuellen Methoden für die LP&S PSA. Im Jahre 2005 hat WGRISK zudem einen internationalen Workshop über die Behandlung von Erdbebenrisiken in PSA-Studien durchgeführt.

Zurzeit überarbeitet WGRISK den bestehenden SOAR zur Stufe-2 PSA aus dem Jahre 1997 NEA/CSNI/R(1997) 11. Zusätzlich wird ein Technical Opinion Paper (TOP) über Stufe-2 PSA und Severe Accident Management vorbereitet.

Special Expert Group on Human and Organisational Factors (SEGHO)

Im Jahre 2005 befasste sich diese Arbeitsgruppe mit dem Einfluss kleiner Änderungen auf die Sicherheit von Kernanlagen («safety significance of minor modifications»). Dieser wird unterschätzt, weil kleinere Änderungen oft nicht als solche erkannt und somit auch nicht mit entsprechend adäquaten Arbeitsprozessen verfolgt werden. Zu «unbeabsichtigten» Änderungen kann es beispielsweise kommen, wenn beim Ersatz von Komponenten neue Lieferanten zum Zuge kommen. Die SEGHO empfiehlt gemeinsam mit WGOE, den Betreiber zu befähigen, auch geringfügige Änderungen als solche zu erkennen, und einen entsprechenden Prozess in ihren Managementsystemen zu verankern. Dieser Prozess soll gewährleisten, dass der Betreiber den Einfluss kleiner Änderungen auf die Sicherheit der Anlage erkennt und analysiert.

Ab 2006 bekommt SEGHO den Status einer «Working Group», also einer permanenten CSNI-Arbeitsgruppe.

Special Expert Group on Fuel Safety Margins (SEGFSM)

Die Arbeitsgruppe hat 2005 eine Technical Note über das Verhalten von hochabgebrannten Brennstäben bei Reaktivitäts- (RIA) und Kühlmittelverlust- («Loss of Coolant Accidents», LOCA) Störfällen erstellt⁹. Die HSK hat dabei ihre neuen RIA-Sicherheitskriterien für die Vorsorge gegen Reaktivitätsstörfälle in die Diskussion eingebracht.

Die Arbeiten zum Verhalten der Brennstäbe bei Kühlmittelverluststörfällen werden fortgesetzt. Dazu gehört die Aktualisierung eines früheren State-of-the-Art Reports (SOAR) und die rechnerische Modellierung der in Halden durchgeführten resp. geplanten LOCA-Tests. Im Auftrag der HSK beteiligt sich das Paul Scherrer Institut an Voraus- und Nachrechnungen dieser Tests.

⁵ NEA/CSNI/R(2005)9, Status report on developments and cooperation on Risk-Informed In-Service-Inspection (RI-ISI) and Non-destructive Testing (NDT) Qualification in OECD-NEA member countries

⁶ NEA/CSNI/R(2005)3, Review of developments and cooperation on Risk-Informed In-Service-Inspection (RI-ISI) and Non-destructive Testing (NDT) Qualification in OECD-NEA member countries – Responses to the questionnaire

⁷ Progress Made in the Last Fifteen Years through Analyses of the TMI-2 Accident Performed in Member Countries. NEA/CSNI/R(2005)1

⁸ NEA/CSNI/R(2005)11/VOL1 Improving Low Power and Shutdown PSA Methods and Data to Permit Better Risk Comparison and Trade-off Decision Making - Summary Report

⁹ Review of High Burn-up RIA and LOCA Database and Criteria (in preparation)

Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Mit besonderer Berücksichtigung von Nuklearanlagen verfolgt die NEA im Bereich Strahlenschutz hohe Standards in Bezug auf den Schutz des Betriebspersonals, der Bevölkerung und der Umwelt vor den Auswirkungen ionisierender Strahlung. Sie arbeitet mit allen relevanten internationalen Organisationen zusammen, welche im Bereich des Strahlenschutzes tätig sind.

Das CRPPH ist ein Forum für den Austausch von Informationen und den Transfer von Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden im Strahlenschutz. Es unterstützt die Umsetzung bewährter Aufsichtsmethoden bei den unterschiedlichsten Strahlenanwendungen und bei Situationen mit signifikanter Strahlenexposition. Dabei bevorzugt es einfache, transparente und für alle Beteiligten gut verständliche Lösungen.

Das CRPPH fördert die von der International Commission for Radiation Protection (ICRP) vorgegebenen internationalen Standards und ist für deren Anwendung im Umgang mit radioaktiven Strahlenquellen bemüht. Zudem fördert das CRPPH eine Harmonisierung der Schutzmassnahmen.

Neben einer Reihe von Expertengruppen sind eine «Working Party on Nuclear Emergency Matters» (INEX) für die Notfallvorsorge und speziell für länderübergreifende Notfallübungen sowie ein «Information System on Occupational Exposure» (ISOE) für die Erfassung von Strahlenschutz-Messgrössen seit einigen Jahren eingerichtet und operationell.

Die HSK ist in mehreren dieser Expertengruppen eingebunden und stellt den ISOE-Berichtersteller (ISOE Officer) für die Schweiz. Als ständiges Mitglied verfolgt sie seit vielen Jahren die Aktivitäten des CRPPH und steht hierfür in engem Kontakt mit den Vertretern des Bundesamtes für Gesundheit (BAG) und der Nationalen Alarmzentrale (NAZ).

Nach dem pensionierungsbedingten Rücktritt des US-amerikanischen Chairman Rick Jones wurde an der Jahrestagung 2005 der Franzose Jacques Locharde zum neuen Leiter des CRPPH gewählt.

Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC fördert die internationale Zusammenarbeit zur sicheren Entsorgung der radioaktiven Abfälle in den

OECD-Mitgliedstaaten. Es erarbeitet insbesondere gemeinsame Positionen zu Grundsatzfragen der verschiedenen Entsorgungsstrategien.

Im Behördengremium des RWMC (Regulator's Forum) werden Aufsichtsthemen diskutiert. Zurzeit werden insbesondere die Anforderungen der Mitgliedstaaten an die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers verglichen. Das gleiche Thema war auch ein Schwerpunkt der diesjährigen Tagung des RWMC. Es hat sich gezeigt, dass alle Länder ein vergleichbares Ziel verfolgen, nämlich eine hohe und andauernde Sicherheit. Wegen unterschiedlicher Gesetze und Kulturen äussert sich jedoch diese übergeordnete Zielsetzung in den einzelnen Ländern in unterschiedlichen Kriterien. Die Formulierung einheitlicher Kriterien hat sich bisher als kaum durchsetzbar erwiesen. Entsprechende Anstrengungen werden weitergeführt.

Im Folgenden sind einige markante Ereignisse des Jahres 2005 hinsichtlich der Endlagerung radioaktiver Abfälle kurz zusammengefasst:

■ **Frankreich:** In Frankreich verlangt ein Gesetz von 1991 hinsichtlich der Beseitigung der hochaktiven Abfälle Forschung in drei Richtungen: Separation mit anschliessender Transmutation, langfristige Zwischenlagerung und geologische Tiefenlagerung. Im Jahr 2006 wird das Parlament über das weitere Vorgehen aufgrund der Forschungsergebnisse befinden. In dieser Hinsicht sind im Berichtsjahr 2005 die Resultate aus 15 Jahren Forschung in den drei genannten Richtungen veröffentlicht worden. Von besonderer Bedeutung ist das umfangreiche «Dossier 2005 Argile», in welchem die französische Endlagerorganisation Andra die Ergebnisse der erdwissenschaftlichen Untersuchungen im Felslabor Bure (ähnliches Tongestein wie der Opalinuston) präsentiert und die Machbarkeit der Endlagerung der hochaktiven Abfälle aufzeigt.

■ **Finnland:** Das finnische Parlament hat bereits im Jahr 2001 die Rahmenbewilligung für das am Standort Olkiluoto geplante Endlager für abgebrannte Brennelemente ratifiziert. Der Bau des Felslabors zur eingehenden Charakterisierung des Wirtgesteins (Kristallingestein) ist im Juli 2004 in Angriff genommen worden. Gemäss der finnischen Planung, die bisher eingehalten wurde, sind das Gesuch um Baubewilligung des Endlagers im Jahr 2012 und die Inbetriebnahme im Jahr 2020 vorgesehen.

■ **Grossbritannien:** In Grossbritannien ging die für die Endlagerung zuständige Firma NIREX in April 2005 in den Besitz des Staates über und wurde so von der Nuklearindustrie unabhängig. Bisher entsprachen die Eigentumsverhältnisse und die Aufgaben der NIREX etwa den Verhältnissen bei der Nagra. Fortan wird die NIREX ähnliche Aufgaben im Namen der Behörden bearbeiten, mit Ausnahme des bisherigen Auftrags zum Bauen und Betreiben von Endlagern.

■ **USA:** In den Vereinigten Staaten hat die Umweltschutzbehörde Environmental Protection Agency (EPA) im August 2005 Änderungen ihrer Sicherheitskriterien für das geplante Endlager für abgebrannte Brennelemente am Standort Yucca Mountain (Nevada) beschlossen. Mit den Änderungen wird eine Dosislimite eingeführt, deren Einhaltung für einen Zeitraum bis einer Million Jahre nachzuweisen ist. Bisher wurde eine Dosislimite nur für den Zeitraum bis 10000 Jahre gefordert. Der Grund für die Änderung war eine gerichtliche Klage des Staates Nevada und weiterer Kläger. Die Kläger forderten eine Anpassung der Sicherheitskriterien an die Empfehlungen der National Academy of Science (NAS). NAS hatte eine zum Zeitpunkt des maximalen Risikos gültige Limite empfohlen und auch festgehalten, dass es keine wissenschaftliche Grundlage für eine Einschränkung des Zeitraums auf 10000 Jahre oder auf irgend eine andere Anzahl Jahre gebe.

■ **Kanada:** Die Firma Ontario Power Generation (OPG) betreibt 20 Kernreaktoren. Die daraus anfallenden schwach- und mittelaktiven Abfälle werden zentral am Standort eines Kernkraftwerks (Standort Bruce, Gemeinde Kincardine) zwischengelagert. In Absprache mit OPG hatte die Gemeinde Kincardine die Möglichkeiten zur dauernden Entsorgung dieser Abfälle durch einen unabhängigen Berater untersuchen lassen. Eine geologische Endlagerung am Standort ergab sich als bevorzugte Option. In April 2004 schloss sich die Gemeinde dieser Folgerung an, weil es die Option mit der höchsten Sicherheit ist. Eine Vereinbarung zwischen OPG und der Gemeinde betreffend die allfällige Realisierung des Endlagers wurde im Oktober 2004 unterzeichnet. Eine im Februar 2005 veröffentlichte Umfrage hat ergeben, dass 60% der Bevölkerung dem Endlager zustimmen, 22% dagegen und 13% neutral sind; 5% gaben keine Antwort. OPG hat daraufhin die konkrete Planung des Endlagers in Angriff genommen. Es soll 660 m tief in einem gering durchlässigen sedimentären

Wirtgestein zu liegen kommen, das seit vielen Jahrmillionen tektonisch stabil und unverformt geblieben ist. Der Bau des Endlagers könnte nach dem vorgeschriebenen Bewilligungsverfahren im Jahre 2013 beginnen.



Reaktorhalle des Schwerwasser-Versuchsreaktors in Halden.

Quelle: OECD Halden Reactor Project

OECD Halden Reactor Projekt (HRP)

Am OECD Halden Reactor Projekt beteiligen sich 18 Länder und mehr als 100 Organisationen, die sich mit Forschung im Bereich der Reaktorsicherheit beschäftigen. Der Forschungsreaktor in Halden, Norwegen, bietet die Möglichkeit, Brennelemente und Materialien unter realistischen Bedingungen zu untersuchen und zwar sowohl unter Normalbedingungen als auch bei simulierten Störfällen. Die Schweiz ist seit 1991 am HRP beteiligt und wird auch im nächsten Dreijahresprogramm (2006–2008) daran teilnehmen.

Mit ihrer Beteiligung am HRP kann die HSK auf aktuelle Forschungs- und Entwicklungsergebnisse im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten sowie im Bereich Mensch, Technik und Organisation zurückgreifen. Das HRP liefert einerseits die wissenschaftliche Basis für die Erstellung von Kriterien und Richtlinien auf diesen beiden Gebieten. Andererseits schafft das Projekt eine gemeinsame Plattform für den Informationsaustausch zwischen dem PSI, den Schweizer KKW-Betreibern und der HSK. Über das Schweizer Halden Komitee (SHK) stellt die HSK den interessierten Schweizer Partnern das Wissen aus dem HRP (Halden Reaktor Projekt) zur Verfügung und erhebt gleichzeitig deren Bedürfnisse. Diese speist sie über ihre Vertreter in den HRP-Gremien «Halden Programme Group» (HPG: verantwortlich für die technisch-wissenschaftliche Steuerung des Programms) und «Halden Board of Management» (Halden Board: verantwortlich für die Strategie des Programms) wieder ins Projekt ein. Zudem delegiert die HSK regelmässig junge Fachspezialisten für einen Forschungsaufenthalt nach Halden.

Im Oktober 2005 fand eine erweiterte Programmkonferenz («Enlarged Halden Programme Group Meeting», EHPPG) statt. An diesem viertägigen Anlass, an welchem die massgeblichen Ergebnisse der Programmperiode präsentiert wurden, beteiligten sich sowohl Vertreter aus Mitgliederorganisationen wie auch andere Fachexperten aus Forschung und Industrie. Im Folgenden wird auf die zwei Hauptbereiche des Halden-Projekts kurz eingegangen. Ein ausführlicher Bericht befindet sich im Anhang A, Seite 193.

Bereich Fuels and Materials

Im Forschungsreaktor in Halden können Versuche an Brennelementen unter realistischen Bedingungen durchgeführt werden. Die Simulation von «Loss of Coolant Accidents (LOCA)» hilft, wichtige Grenzwerte (wie beispielsweise maximale Einsatztemperatur, Spaltgasfreisetzung und Dimensionsänderungen) für den Einsatz von herkömmlichen und von neuartigen Brennelementen und Hüllrohren zu untersuchen. In einem solchen Versuch konnte das Aufblähen («Ballooning») von Hüllrohren bei einem LOCA simuliert werden.

Im Jahr 2005¹⁰ wurden mehrere keramische Brennstoffe wie UO_2 , UGdO_2 , MOX und «Inert Matrix Fuel» in

den Forschungsreaktor eingesetzt und bezüglich ihres Betriebsverhaltens bei hohem Abbrand untersucht. Das PSI hat Brennstoff aus Inert-Matrix/MOX für diese Experimente hergestellt und untersucht Proben nach dem Einsatz im Forschungsreaktor bei sich im Hotlabor. Das PSI ist an Versuchen beteiligt, in denen das Verhalten von Hüllrohren mit hohen Lithium-Konzentrationen untersucht werden sollen.



Containment Verschluss des Halden Reaktors.

Quelle: OECD Halden Reactor Project

Der Halden Forschungsreaktor bietet zusätzlich die Möglichkeit, Material zu bestrahlen, welches für Einbauten in Reaktoren verwendet wird. So konnte rostfreier Stahl bestrahlt und der Einfluss der Neutronenstrahlung und der Wasserchemie auf das Risswachstumsverhalten untersucht werden.

Für das Jahr 2006 sind LOCA-Versuche mit hochabgebranntem Brennstoff aus Gösgen und aus Leibstadt sowie ein Hüllrohr- «lift-off»-Experiment mit Siedewasserreaktor-Brennstoff aus Leibstadt vorgesehen, während die Materialuntersuchungen am Inert-Matrix-Brennstoff im PSI abgeschlossen werden sollen.

Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO)

Die Erforschung des menschlichen Leistungsvermögens («Human Performance») bei der Bedienung komplexer Systeme bildet ein Schwerpunkt der MTO-Forschung in Halden. Seit einigen Jahren steht die Verbesserung des Wissensstands in der kognitiven Ergonomie im Vordergrund. Derartige Studien sind nur dank den einzigartigen Einrichtungen wie beispielsweise dem Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) überhaupt möglich.

¹⁰ HP-1184 Status Report January – June 2005 und HP-1175 Status Report July – December 2004



Das Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), wo moderne Mensch-Maschine Schnittstellen ausgetestet werden.

Quelle: OECD Halden Reactor Project

In der Programmperiode 2003-2005 wurden verschiedene Versuchsserien im HAMMLAB durchgeführt, deren Ergebnisse auch für probabilistische Sicherheitsanalysen anwendbar sind, zum Beispiel zur Identifikation menschlicher Fehler und deren Eintretenswahrscheinlichkeit.

Im Bereich «Design & Evaluation of Human System Interfaces and Control Rooms» wurde ein Darstellungskonzept («function-oriented displays») für Kommandoraumbildschirme auf seine Anwendbarkeit erprobt. Ebenfalls wurden Versuche zur Ergonomie von grossflächigen Übersichtsbildschirmen durchgeführt. Für deren Gestaltung wurde ein Leitfaden entwickelt.

Im Programmbereich Visualisierungstechnologien («Visualisation Technologies») erforscht Halden Konzepte

für die Anwendung von Virtual Reality (VR)-Techniken für die Ausbildung von Anlageoperatoren. Mit VR-Werkzeugen kann sich das Betriebspersonal mit komplexen Abläufen unter sicheren Trainingsbedingungen vertraut machen. So kann beispielsweise die Strahlendosis für das Personal bei Reparatur- und Instandhaltungsarbeiten reduziert werden, indem die Verweilzeit in der Strahlenzone verringert wird. Zurzeit optimiert Halden die ergonomische Gestaltung von VR-Werkzeugen.

Im Programmbereich «Operation & Maintenance» wurde u.a. eine neue Methode für die Zustandsüberwachung elektrischer Kabel entwickelt. Die neue Methode besitzt grosses Potential in der praktischen Anwendung, denn sie ermöglicht das Auffinden von defekten Stellen ohne die Kabel freilegen zu müssen. Diese und ähnliche Prüfmethode werden mit der fortschreitenden Alterung der Kernanlagen voraussichtlich immer häufiger zur Anwendung kommen.

Der Programmbereich «Sicherheit digitaler Systeme» («Digital System Safety») befasst sich mit Methoden für die Spezifikation, Tests, Sicherheitsüberprüfung, Risikoanalysen sowie für die Qualifizierung von Hard- und Software. In der vergangenen Dreijahresperiode hat die Halden-Forscherguppe einen zusammenfassenden Bericht über die Forschungsergebnisse der letzten zehn Jahre, ein so genannter «Lessons Learned» Bericht, erstellt.

Im Bereich MTO entstanden in der Programmperiode 2003-2005 insgesamt 35 wissenschaftliche Berichte.



Halden Virtual Reality (VR) Lab. Die Visualisierungstechnologie macht Strahlenfelder sichtbar. Quelle: OECD Halden Reactor Project.

3.2.3 Behördenorganisationen

Western European Nuclear Regulator's Association (WENRA)

Die «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA) wurde 1999 mit dem Ziel gegründet, die Sicherheit der europäischen Kernanlagen zu verbessern und die Sicherheitsanforderungen zu harmonisieren. Die Gründung kam auf Initiative Frankreichs zustande, da absehbar war, dass mit der Osterweiterung der EU mehrere Länder mit Kernkraftwerken in die EU eintreten würden. Es war ein zentrales Anliegen der WENRA, das Sicherheitsniveau dieser Kernanlagen möglichst anzuheben, aber in jedem Fall sicherzustellen, dass die Sicherheitsanforderungen für neu zu erstellende Anlagen innerhalb Europas – und damit eingeschlossen in den neuen EU-Ländern – vergleichbar sind. Die Gründungsmitglieder der WENRA waren die Aufsichtsbehörden von Frankreich, Belgien, England, Schweden, Finnland, Niederlande, Italien, Deutschland, Spanien und der Schweiz. Mit der Osterweiterung der EU sind neu auch Tschechien, Slowakei, Slowenien, Litauen und Ungarn in der WENRA vertreten sowie die EU-Kandidatenländer Rumänien und Bulgarien.

Die Teilnahme der HSK an der WENRA bietet ihr die Möglichkeit, sich über die Entwicklungen und Strategien der EU im Bereich der Nuklearenergie aus erster Hand zu informieren. Die Harmonisierungsarbeiten innerhalb der WENRA sind für die HSK eine wichtige Aufgabe, besonders im Hinblick auf die integrierte Aufsicht und speziell auf die Aktualisierung des Regelwerkes. Die Berichte der WENRA sind über deren Internetseite unter www.wenra.org erhältlich.

Die WENRA will bis 2010 die Sicherheitsanforderungen in den entsprechenden Ländern harmonisieren. Zur Definition der entsprechenden «Reference-Levels» wurden zwei Arbeitsgruppen gebildet:

Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)

Die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD) der WENRA hat im Jahr 2005 zwei Berichte mit Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels) fertig gestellt. Der erste bezieht sich auf die Zwischen-

lagerung von abgebrannten Brennelementen und von radioaktiven Abfällen¹¹, der andere auf die Stilllegung nuklearer Anlagen¹². Die WGWD behandelt die Abfallbehandlungs- und Stilllegungsthematik nicht nur bei Kernkraftwerken, sondern auch bei allen anderen nuklearen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes.

Die WGWD hat die Sicherheitsanforderungen aufgeteilt in so genannte «generische» (allgemein gültige), die in allen Bereichen, auch denen der Reaktor-Arbeitsgruppe (RHWG), praktisch gleich lautend sind und solche, die für den jeweiligen Regelungsbereich spezifisch sind. Die Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Zwischenlagerung und Stilllegung decken folgende vier Aspekte ab: Sicherheits-Management, Design, Betrieb und Sicherheitsüberprüfung. Für die Stilllegung sind zusätzlich Sicherheitsanforderungen bezüglich Stilllegungsstrategie und -planung festgelegt worden.

Zurzeit arbeiten die Mitgliedstaaten an ihren Selbsteinschätzungen hinsichtlich der Erfüllung der Sicherheitsanforderungen (Reference Levels) zur Zwischenlagerung und Stilllegung. Diese länderspezifischen Einschätzungen werden anschliessend in «peer reviews» innerhalb der WGWD-Gruppe überprüft. Es wurde als Selbstverpflichtung aller WENRA-Mitgliedstaaten vereinbart, dass die vollumfängliche Einhaltung der gemeinsam verabschiedeten Sicherheitsanforderungen bis zum Jahr 2010 verbindlich ist. In der WGWD wird der Erfüllungsstatus belegt durch entsprechende tabellarische Ausführungen der jeweiligen Ländervertreter, die in der Arbeitsgruppe diskutiert werden.

Die WGWD hat ferner das so genannte «inspection practice benchmarking program» eingerichtet. Damit besteht für Mitarbeiter der Aufsichtsbehörden die Möglichkeit, persönlich an Inspektionen in Anlagen anderer WENRA-Mitgliedstaaten teilzunehmen. Die gewonnenen Erkenntnisse werden in standardisierter Form dokumentiert und später durch die WGWD ausgewertet.

Reactor Harmonization Working Group (RHWG)

Die Arbeitsgruppe Reaktorsicherheit (Reactor Harmonization Working Group, RHWG) hat bis Ende 2005 einen Bericht fertig gestellt, in dem – ausgehend von den IAEA Safety Standards – Reference-Levels in 18 wichtigen Reak-

¹¹ Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels Report, WENRA, Version 0, December 2005

¹² Decommissioning Safety Reference Levels Report, Version 0, December 2005

torsicherheitsbereichen entwickelt wurden. Für insgesamt 292 Reference-Levels wurden von jedem Land in Self-Assessments mit dem aktuellen Stand des Regelwerkes verglichen. Gleichzeitig wurde im Self-Assessment geprüft, inwieweit diese Reference-Levels von den Bewilligungsinhabern bereits umgesetzt sind. Die Self-Assessments wurden innerhalb der RHWG in Panel-Reviews kritisch hinterfragt und gegebenenfalls von den Ländern revidiert.¹³

Der Bericht zeigt, dass die meisten Reference-Levels in den Kernkraftwerken der WENRA-Länder umgesetzt sind. Die Regelwerke genügen jedoch den Reference-Levels nur zum Teil. Dies bedeutet, dass diese Regelwerke (Gesetze, Verordnungen, Richtlinien) in den nächsten Jahren angepasst werden müssen, um die angestrebte Harmonisierung zu erreichen. Siehe dazu auch die Publikationen in Anhang C.

Auch für die HSK bedeutet dies, die definierten Reference-Levels, wo notwendig und sinnvoll, in ihr Regelwerk zu integrieren. Ausgehend von der 2005 neu in Kraft gesetzten nuklearen Gesetzgebung (KEG, KEV) soll bei der Erstellung von weiteren Verordnungen sowie bei der Überarbeitung der Richtlinien dieser Integration besonderes Gewicht beigemessen werden.

3.3 Bilaterale Zusammenarbeit

3.3.1 Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS)

Zwischen Frankreich und der Schweiz besteht seit 1989 ein Staatsvertrag über den Informationsaustausch bei Zwischenfällen und Unfällen, die radiologische Auswirkungen haben können. Damit soll die gegenseitige Vertrauensbasis zwischen den beiden Ländern gestärkt und die Wirksamkeit der beidseitigen Dispositive zum Schutz der Bevölkerung in Notfallsituationen mit grenzüberschreitenden radiologischen Auswirkungen sichergestellt werden. Um diese Ziele umzusetzen, wurde die «Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires» (CFS) gegründet.

Die CFS hat am 31. Mai 2005 in Bern ihre 16. Jahrestagung abgehalten. Sie stand unter dem gemeinsamen Vorsitz von André-Claude Lacoste, Chef der Generaldi-

rektions für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz in Paris (DGSNR), Thomas Zeltner, Direktor des Bundesamts für Gesundheit (BAG) und Ulrich Schmocker, Direktor der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK). Die französische Kommissionsdelegation setzt sich zusammen aus Vertretern der Generaldirektion für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (DGSNR) sowie der Direktion für Wirtschaft, Forschung und Umwelt der Region Elsass (DRIRE). Die schweizerische Delegation besteht aus einem Vertreter des Departements für auswärtige Angelegenheiten, Vertretern des Bundesamts für Gesundheit (BAG), der Nationalen Alarmzentrale (NAZ), des Bundesamts für Energie (BFE) und der Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK).

Die Delegationen haben Fragen des Strahlenschutzes im Spital- und Industriebereich sowie die Kontrolle der Sicherheit von grossen industriellen Nuklearanlagen erörtert. Weiter wurde die laufende Entwicklung der organisatorischen Strukturen in diesen Bereichen in den beiden Ländern diskutiert. Beim Strahlenschutz ging es um die Strahlenexposition von Bevölkerung und Patienten, um Massnahmen zur Verminderung von starken Dosen, um Probleme in der Kommunikation bei Zwischenfällen und um die gemeinsamen Inspektionen im Spitalbereich.

Die Delegationen haben auch die Ereignisse des vergangenen Jahres im Bereich der Reaktorsicherheit und der Sicherheit von bestimmten Teilen des Brennstoffkreislaufs besprochen, z.B. im Bereich des Transports von radioaktiven Abfällen. Weiter erfolgte ein Informationsaustausch über sicherheitsrelevante Vorkommnisse, die in den Werken aufgetreten sind. In diesem Zusammenhang wiesen die Behördenvertreter erneut auf die grosse Bedeutung des internationalen Austausches von Vorkommnissen hin, da diese eine wichtige Quelle für sicherheitstechnische Verbesserungen in Kernanlagen ist.

Die Schweizer Delegation präsentierte die Entwicklung der neuen Kernenergiegesetzgebung während die französische Delegation ihre Überlegungen zur wachsenden Verantwortung der Betreiber von Kernanlagen darlegte. Diese sollen in Zukunft in einem durch die Aufsichtsbehörde festgelegten Rahmen «interne Bewilligungen» erteilen können.

Beide Parteien bekräftigten den Nutzen der im Jahr 2004 gemeinsam durchgeführten Inspektionen und

¹³ Harmonization of Reactor Safety in WENRA Member Countries, WENRA, January 2006

präsentierten die im kommenden Jahr vorgesehenen gemeinsamen Inspektionen im Bereich der Reaktorsicherheit und des Brennstofftransports, sowie im Bereich des Strahlenschutzes in der Nuklearmedizin.

3.3.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)

Die DSK wurde im Jahre 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Bundesrepublik Deutschland und der Schweizerischen Eidgenossenschaft geschaffen. Vertreter der deutschen und der schweizerischen Bundesstellen, des Landes Baden-Württemberg, des Freistaates Bayern, des Kantons Aargau sowie von Fachstellen beider Länder sind Mitglieder dieser Kommission.

Die Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) hat ihre Jahrestagung vom 3. bis 4. November 2005 in Dresden (Deutschland) abgehalten. Sie wurde gemeinsam geleitet von D. Majer, Ministerialdirigent im deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und U. Schmocker, Direktor der schweizerischen Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK).

Neben dem Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern waren die Koordination der Notfallschutzmassnahmen in der Umgebung der grenznahen Kernanlagen, die Bedeutung des Sachplanes im Rahmen der Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie die Anpassungen der kerntechnischen Regelwerke an den Stand der Technik Themen der Sitzung.

Die Schweizer Seite informierte über die Fortsetzung des Verfahrens für die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle. Der Entsorgungsnachweis, der sich auf Untersuchungen der Nagra im grenznahen Zürcher Weinland stützt, zeigt die grundsätzliche Machbarkeit der geologischen Tiefenlagerung der hochradioaktiven und langlebigen mittelaktiven Abfälle, stellt aber noch keine Standortauswahl für ein zukünftiges Endlager dar. Der zukünftige Standort wird unter Berücksichtigung weiterer Alternativmöglichkeiten im so genannten Sachplanverfahren ermittelt. Die Frage der Entsorgung radioaktiver Abfälle stösst sowohl in den grenznahen Bundesländern als auch beim BMU auf grosses

Interesse. Letzteres hat am 13. Oktober 2005 eine «Begleitkommission Schweiz» zum Thema Endlagerung ins Leben gerufen. Die Vertreter aus Baden-Württemberg bezeichneten das bisherige Vorgehen der Schweizer Behörden, insbesondere deren Informationspolitik und die Möglichkeit der grenzüberschreitenden Mitsprache, als vorbildlich.

In Deutschland ist ein neues Gesetz zur Kontrolle hochradioaktiver Quellen in Vorbereitung. Das Gesetz dient der Verhinderung unkontrollierter Weiterverbreitungen radioaktiver Stoffe sowie der Verhinderung der Verfügbarkeit radioaktiver Stoffe für terroristische Zwecke. Entscheidend für die Umsetzung des neuen Gesetzes ist die Schaffung eines zentralen Quellenregisters. Das Gesetz soll anfangs 2007 in Kraft treten.

In der Schweiz wurde mit der anfangs 2005 in Kraft gesetzten neuen Kernenergiegesetzgebung eine moderne und umfassende Basis für die friedliche Nutzung der Kernenergie geschaffen. Weitere wichtige gesetzgeberische Arbeiten sind die Revision des Kernenergiehaftpflichtgesetzes und dabei insbesondere die Anpassung der Deckungssumme bei Unfällen, sowie die Einführung des Öffentlichkeitsprinzips in der eidgenössischen Bundesverwaltung mit der für 2006 geplanten Einführung des Öffentlichkeitsgesetzes. Zurzeit werden die HSK-Richtlinien an die Anforderungen des Kernenergiegesetzes angepasst. Besonderes Interesse auf deutscher Seite erweckte die Richtlinie der HSK für die Vorsorge gegen Störfälle ohne unzulässige radiologische Auswirkungen in der Umgebung (die so genannten Auslegungstörfälle). Das von der HSK umgesetzte abgestufte Verfahren ermöglicht eine differenzierte, risikoinformierte Behandlung solcher Störfälle.

Die vier Arbeitsgruppen der DSK berichteten über ihre Aktivitäten im Jahre 2005 und über die behandelten Schwerpunktthemen, nämlich über den Stand der Massnahmen in beiden Ländern zur Verhinderung der Verstopfung von Sumpfsieben bei Kühlmittelverluststörfällen in Kernkraftwerken, über den Vergleich der deutschen und der schweizerischen Alarmierungskriterien bei Störfällen und Unfällen, über die Entwicklung eines Konzeptes für den Datenaustausch in den Bereichen Notfallschutz und Umgebungsüberwachung und über die Rückführung hochkompakter radioaktiver Abfälle.

Die deutsche Seite informierte über die Fortsetzung des Ausstiegs aus der Kernenergie mit der Stilllegung des Kernkraftwerks Obrigheim im Mai 2005. In absehbarer

Zeit sind als nächste die Stilllegungen der Kernkraftwerke Biblis A und Neckarwestheim 1 vorgesehen. Im September 2005 wurde zudem die Rückbaugenehmigung für das zuvor stillgelegte Kernkraftwerk Stade erteilt.

Beim Schutz der Kernanlagen gegen Angriffe mit Flugzeugen erwägt Deutschland die Störung der Navigationshilfen und die Vernebelung der Anlagen. Damit diese Massnahmen wirksam werden, ist das schnelle und zuverlässige Funktionieren der Alarmierungskette entscheidend. Demgegenüber setzt die Schweiz, wie die meisten Länder, vor allem auf die Widerstandsfähigkeit der Schutzhülle und spezifische Verbesserungen in der Anlage.



Besuch im Forschungszentrum Rossendorf anlässlich der 23. Sitzung der DSK in Dresden.

3.3.3 US-Nuclear Regulatory Commission (NRC)

Seit vielen Jahren tauschen die HSK und die amerikanische Aufsichtsbehörde «US-Nuclear Regulatory Commission» (NRC) Informationen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit aus. Diese Zusammenarbeit ergibt sich einerseits durch die vier schweizerischen Werke amerikanischer Bauart und andererseits durch die breite Erfahrung der NRC mit über hundert Werken, welche diese Behörde beaufsichtigt.

Neben dem gegenseitigen Austausch von Erfahrungen und von Forschungsergebnissen erlauben die Übereinkommen mit der NRC auch den Austausch von Mitarbeitern und die Teilnahme in verschiedenen Gremien und an Konferenzen. In diesem Rahmen war ein HSK-Mitarbeiter an der Erstellung des «MELCOR»-Programms, einem Code zur Computersimulation schwerer Unfälle, bei der NRC tätig.

Die NRC betreibt in vielen Bereichen der nuklearen Sicherheit umfangreiche Forschung. Aufgrund dieser Forschung wird nicht nur das amerikanische Regelwerk ständig angepasst, sondern es gehen davon auch Impulse und Anregungen an die Aufsichtsbehörden aller Länder aus.

Die HSK hat ihren Vertrag über die Zusammenarbeit mit der NRC in der Forschung zur Analyse schwerer Reaktorunfälle um weitere drei Jahre verlängert. Dadurch erhalten die HSK und die Schweizer Betreiber von Kernanlagen Zugang zu Computerprogrammen zur Analyse schwerer Unfälle.

Am Rande einer internationalen Konferenz über Alterungsmechanismen in Kernkraftwerken in Utah im August 2005 lud die NRC Vertreter von Herstellern, Betreibern und Behörden aller teilnehmenden Länder ein, um ihnen das Konzept der «Proactive Materials Degradation Management (PMDM)» Programmes vorzustellen. Damit versucht die US Behörde alle internationalen Forschungsanstrengungen auf dem Gebiet der Werkstoffalterung von Kernkraftwerken unter ihrem Schirm durch jeweilige bilaterale Verträge zu vereinen. Ziele sind, Lücken in den Forschungsgebieten zu identifizieren, um diese bei Bedarf vertieft und gemeinsam zu bearbeiten und schliesslich aufgrund der Forschungsergebnisse ein vorausschauendes proaktives Alterungsmanagement zu betreiben.

Um ihre Datenbasis über Alterungsphänomene und Alterungseffekte zu erweitern, erwägt die HSK für die Zukunft eine Beteiligung am «Proactive Materials Degradation Management Program» der NRC.

3.4 Besuche ausländischer Delegationen

Auch im Jahre 2005 konnte die HSK verschiedene zum Teil hochrangige ausländische Besuche empfangen. Sie zeugen vom anhaltenden Interesse der internationalen Gemeinschaft an der Arbeit der HSK.

Besuch von Commissioner Jaczko von der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC

Eine Dreierdelegation der US-Aufsichtsbehörde (NRC) unter der Leitung von Direktionsmitglied Gregory B. Jaczko stattete der Hauptabteilung für die Sicherheit der

Kernanlagen (HSK) vom 22. bis 23. September 2005 einen Informationsbesuch ab. Commissioner Jaczko ist seit Januar 2005 Mitglied des fünfköpfigen Direktori- ums der amerikanischen Behörde NRC.

Zur Sprache kamen insbesondere die Arbeitsweisen der beiden Behörden sowie aktuelle und künftige Herausfor- dungen. Im Zentrum der Gespräche standen die Förderung und Überwachung der Sicherheitskultur in den Kernanla- gen, der Wissenserhalt sowohl für Betreiber als auch für Be- hörden, sowie die Notfallschutzplanung in der Schweiz und speziell in der nahen Umgebung der Kernkraftwerke.



Besuch des NRC Commissioners G. Jaczko (links) bei der HSK (rechts: HSK Direktor U. Schmocker).

Besuch von Arturas Paulauskas, Vorsitzender des litauischen Parlaments

Vom 12. bis zum 14. Dezember 2005 hielt sich eine Par- lamentarierdelegation der Republik Litauen (des Sei- mas), angeführt von Parlamentspräsident Arturas Pau- lauskas, für einen offiziellen Besuch in der Schweiz auf. Auf dem Besuchsprogramm standen Gespräche mit den



Besuch von Arturas Paulauskas (Dritter von links, vorn) in Begleitung von HSK Direktor U. Schmocker (Zweiter von links).

Präsidenten des National- und Ständerates und weiteren Mitgliedern der beiden Räte, sowie ein Treffen mit Bun- despräsident Samuel Schmid.

Die Delegation interessierte sich im Besonderen auch dafür, wie die Schweiz mit nuklearen Abfällen umgeht. Sie besichtigte das Zwischenlager für nukleare Abfälle in Würenlingen und führte Gespräche mit Experten des Bundesamtes für Energie, der Hauptabteilung für die Si- cherheit der Kernanlagen und der Nagra.

Besuch einer Delegation der holländischen Auf- sichtsbehörde VROM

Am 7. Oktober 2005 besuchte eine Delegation der hol- ländischen Aufsichtsbehörde VROM die HSK. Die Hol- länder interessierten sich für Fragen der Unabhängigkeit der Behörde, sowie für die Informationspolitik der HSK und deren Sicherheitsforschung. Weitere Themen wa- ren die Laufzeitverlängerung des Kernkraftwerkes Bors- sele und die entsprechende Informationspolitik.



Besuch einer Delegation der holländischen Aufsichtsbehörde VROM (Zweiter von links: R. Jansen, Vierte von links: M. Vogels)

Besuch des japanischen Commissioners Kunio Higashi

Commissioner Higashi von der japanischen Kommissi- on für die Sicherheit von Kernanlagen (Nuclear Safety Commission, NSC) besuchte am 3. November zusam- men mit zwei seiner Mitarbeiter die HSK. Die NSC ist daran, die japanischen gesetzlichen Anforderungen an Endlager für hochaktive Abfälle vorzubereiten. Sie liess sich von der HSK über die schweizerische Gesetzgebung und über die Erfahrungen der Schweiz bei der Standort-

suche für geologische Tiefenlager informieren. Commissioner Higashi gewährte der HSK dabei auch Einblick in die Tätigkeit der NSC im Bereich der Entsorgung. Solche Austausche sind für beide Seiten wertvoll.



Besuch der japanischen Delegation. (Dritter von links vorne: Commissioner K. Higashi; Zweiter von links: Stellvertretender Direktor der HSK, H. Pfeiffer)

3.5 Unterstützung osteuropäischer Aufsichtsbehörden

Die HSK unterstützt seit einigen Jahren osteuropäische Aufsichtsbehörden beim Aufbau der Aufsicht über ihre Kernanlagen. Diese Arbeit wird von der DEZA (Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit) finanziert. Diese Unterstützung war von den osteuropäischen Ländern nach dem Zusammenbruch der Sowjetunion gewünscht worden, da viele Länder mit Kernenergieprogrammen innerhalb kurzer Zeit eine eigene Aufsichtsbehörde aufbauen mussten und für die Sicherheit ihrer Kernanlagen allein verantwortlich waren.

Im Jahre 2005 hat die HSK zudem die Federführung in der interdepartementalen Koordination für Osthilfeprojekte im Bereich der nuklearen Sicherheit übernommen.

3.5.1 Rückblick auf 10 Jahre bilaterale Unterstützungsprojekte der HSK

Seit 1994 hat die HSK zusammen mit der DEZA verschiedene bilaterale Osthilfeprojekte durchgeführt. Die HSK stellte ihr Fachwissen und ihre Experten zur Verfügung, die DEZA trat als Hauptsponsor auf. Zudem war meist die IAEA in der Trägerschaft vertreten.

Zeitraum	Projekt, Partnerland	Unterstützung auf den Gebieten
1995–heute	SWISRUS I-III, Russland	Risikoanalyse, kerntechnisches Regelwerk, Managementsysteme
1996–1999	SWISSLOVAK, Slowakei	Aufbau behördlicher Kompetenz
1999–2000	SWISSUP, Ukraine	Aufbau behördlicher Kompetenz, Risikoanalyse (Vorbereitung SWISSUKRAINE)
2002–2005	SWISSUKRAINE, Ukraine	Aufbau behördlicher Kompetenz, Risikoanalyse
2002–2005	CENS	Regionales Kompetenzzentrum, Ausbildung, Unterstützung Behörden Osteuropas beim Aufbau behördlicher Kompetenz

Alle genannten Projekte, insbesondere aber SWISRUS, zeichneten sich durch ein hohes Engagement aller Beteiligten aus, waren sehr erfolgreich und wurden zur Zufriedenheit aller Projektpartner abgeschlossen (der Abschluss von SWISRUS Phase III ist für Ende 2006 geplant). Sie wurden zum Teil von nationalen und ausländischen Medien aufgegriffen und trugen damit zum Ansehen der HSK im In- und Ausland bei.

Im Zuge der EU-Osterweiterung haben sich die Anforderungen an die Osthilfe verändert. Bislang bilateral oder multilateral geführte Hilfsprogramme wurden weitgehend durch EU-Programme (PHARE, TACIS) ersetzt. Mit ihrer Vollmitgliedschaft in der EU und mit der Angleichung ihrer nuklearen Programme an den internationalen Sicherheitsstandard ist Osteuropa kein «Sonderfall» mehr. Mit wenigen Ausnahmen sind die Aufsichtsbehörden der betreffenden Staaten heute in allen wichtigen internationalen Harmonisierungsgremien und Behördennetzwerken vertreten. Ein Bedürfnis nach zusätzlichen regionalen Netzwerken und Programmen, die sich ausschliesslich mit osteuropa-spezifischen Problemen der nuklearen Sicherheit auseinandersetzen, ist kaum mehr erkennbar. Für das Projekt CENS (Center for Nuclear Safety in Eastern Europe) drängt sich deshalb eine Neuausrichtung auf, die im Jahre 2006 umgesetzt werden soll.

Diese Analyse gilt sowohl für die neuen EU-Länder wie für die derzeitigen Beitrittskandidaten, da sich letztere schon heute nach den Sicherheitserwartungen der EU richten müssen, im Gegenzug aber auch gezielte Unterstützung von der EU erhalten. Nicht in dieses Schema passen und weiter auf externe Unterstützung angewiesen bleiben Armenien und die Ukraine.

4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Am 1. Februar 2005 traten das neue Kernenergiegesetz (KEG) und die neue Kernenergieverordnung (KEV) in Kraft. Die Schweiz verfügt nun über eine moderne Gesetzgebung, welche alle wichtigen Aspekte im nuklearen Bereich regelt. Betroffene können Entscheide der Aufsichtsbehörde gerichtlich anfechten. Damit erfüllt die Schweiz eine wichtige nationale und internationale Forderung.

Im Rahmen der WENRA wurde die Umsetzung der internationalen Sicherheitsanforderungen (Reference Levels) in den Regelwerken der einzelnen Teilnehmerstaaten überprüft. Dank der neuen Gesetzgebung erfüllt die HSK die internationalen Standards weitgehend. Die verbleibenden Lücken sollen bei der Erstellung der weiteren Verordnungen sowie bei der Überarbeitung der Richtlinien der HSK wo notwendig und sinnvoll geschlossen werden.

Im Folgenden wird auf die ersten Erfahrungen mit der neuen Gesetzgebung und auf die laufenden Arbeiten an den Verordnungen sowie dem untergeordneten Regelwerk und Aufsichtskonzept der Aufsichtsbehörden näher eingegangen. Zudem werden die Gesetzesentwürfe zur formellen Unabhängigkeit der nuklearen Aufsichtsbehörde und zur Kernenergiehaftpflicht vorgestellt.

4.1 Das neue Kernenergiegesetz (KEG) und die dazu gehörenden Verordnungen

Das KEG und seine Hauptverordnung – die KEV – haben die Arbeitsweise der HSK teilweise geändert. Die Mitarbeitenden der HSK und der Kernanlagen wurden in internen Schulungen mit der neuen Gesetzgebung vertraut gemacht. Die Erfahrungen der ersten 10 Monate haben gezeigt, dass insbesondere im Bereich der nun stärker formalisierten Freigaben im Detail noch Klärungsbedarf besteht. Insgesamt verlief die Umstellung auf das KEG dank der guten Vorbereitung reibungslos. Von den neu geschaffenen Rechtsmittelwegen an die Rekurskommission für Infrastruktur und Umwelt und an

das Eidgenössische Bundesgericht wurde im Jahre 2005 kein Gebrauch gemacht.

Die KEV enthält nur einen Teil der Ausführungsbestimmungen zum KEG. Daneben sind weitere Bereiche auf Stufe Bundesratsverordnung zu regeln. Der Inhalt dieser Verordnungen zu den Bereichen Personal, Behälter und Rohrleitungen, Personensicherheitsprüfung sowie Betriebswache ist in den folgenden Unterkapiteln kurz zusammengefasst. Die Anhörung zu diesen vier Verordnungen wurde am 6. Juli 2005 eröffnet. Die Bemerkungen und Änderungsvorschläge waren bis zum 31. Oktober 2005 einzureichen. Die eingegangenen Stellungnahmen wurden ausgewertet und die Vorlagen entsprechend überarbeitet. Die Inkraftsetzung der vier Verordnungen durch den Bundesrat ist für das zweite Quartal 2006 geplant.

Zudem sind Anpassungen der Stilllegungsfondsverordnung vom 5. Dezember 1983 (SR 732.013), der Entsorgungsfondsverordnung vom 6. März 2000 (SR 732.014), der Notfallschutzverordnung vom 28. November 1983 (SR 732.33) und der Verordnung vom 30. September 1985 über die Gebühren auf dem Gebiet der Kernenergie (SR 732.89) nötig. Es ist vorgesehen, dieses zweite Paket von geänderten Verordnungen bis Ende 2006 in Kraft zu setzen.

4.1.1 Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK)

Die VAPK regelt die Anforderungen an die Qualifikation, Ausbildung und Eignung des Personals von Kernanlagen, das für die nukleare Sicherheit von Bedeutung ist. Weil einzelne Funktionen für die nukleare Sicherheit von besonders hoher Bedeutung sind, wird dazu in der VAPK eine Zulassungspflicht (bisher Lizenzpflicht) verankert.

Der Inhalt des Entwurfs dieser Verordnung entspricht für das Betriebspersonal von Kernkraftwerken weitgehend der bisherigen Praxis. Neu werden auch die An-

forderungen an die übrigen Personengruppen geregelt, deren Funktion für die nukleare Sicherheit von Bedeutung ist. Ebenfalls neu sind Regelungen für andere Kernanlagen, das heisst für Forschungsreaktoren, Forschungslaboratorien, Konditionierungsanlagen und Zwischenlager.

4.1.2 Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK)

KEG und KEV legen die Grundsätze der nuklearen Sicherheit und damit auch den Schutz gegen Störfälle fest. Die Anforderungen für den Betrieb der Behälter und Rohrleitungen sind in Artikel 32 KEV (Instandhaltung) und Artikel 35 KEV (Alterungsüberwachung) enthalten. Im Weiteren legt die KEV im Anhang 4 Ziffer 3 unter anderem die sicherheitstechnische Klassierung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen von Kernanlagen fest. Diese Klassierung erfolgt aufgrund der Bedeutung der Ausrüstungen für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz und umfasst unter anderem die Behälter und Rohrleitungen in einer Kernanlage, deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann. Damit sind die Druckgeräte und -behälter, die speziell zur Verwendung in kerntechnischen Anlagen entwickelt wurden und deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann, definiert.

KEG und KEV regeln auch das Verfahren für die Bewilligung und Freigabe der sicherheitstechnisch klassierten Ausrüstungen beim Bau und Betrieb der Kernanlagen. Es wird dabei ausschliesslich das Verfahren der Einzelprüfung angewendet. Diese Anforderungen entsprechen der bisherigen Praxis. Ergänzend zu den Bestimmungen von KEG und KEV sind in der VBRK die spezifischen Anforderungen an die Sicherheit und die wiederkehrenden Prüfungen der Behälter und Rohrleitungen festgelegt. Damit werden veraltete Rechtsgrundlagen für Druckgeräte und -behälter ersetzt und wichtiges aus den Richtlinien des Nuklearinspektorates des Schweiz. Vereins für technische Inspektionen (SVTI) verbindlich verankert.

4.1.3 Verordnung über die Personensicherheitsprüfungen im Bereich Kernanlagen

Für die Sicherung (Schutz der Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Entwendung) existierten bisher Regelungen in mehreren

Richtlinien der Sektion Kernenergie des Bundesamtes für Energie (BFE, Aufsichtsbehörde für die Sicherung gemäss Art. 6 Abs. 2 KEV). Diese Richtlinien sind nun teilweise ins Verordnungsrecht überführt worden.

Mit Artikel 24 KEG wurde eine formelle gesetzliche Grundlage für die Zuverlässigkeitskontrolle geschaffen, die im Bereich der Sicherung als Personensicherheitsprüfung bezeichnet wird. Diese ist ein wichtiges Mittel der Risikoprävention. Für das Bundespersonal und Angehörige der Armee sowie für beauftragte Dritte gilt die Verordnung über die Personensicherheitsprüfungen (PSPV, SR 120.4). Für die Betreiber von Kernanlagen musste eine eigene Regelung geschaffen werden. Der vorliegende Entwurf stützt sich in weiten Teilen auf die PSPV, insbesondere hinsichtlich des administrativen Ablaufs der Datenerhebung und Auswertung. Für die Ausarbeitung des Entwurfs wurde auch diejenige Dienststelle des VBS beigezogen, welche die PSPV vollzieht und bereits bisher Sicherheitsprüfungen von Personen in Kernanlagen im Auftrag des BFE durchgeführt hat.

4.1.4 Verordnung über die Betriebswachen von Kernanlagen

Zum Schutz der Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Entwendung sind in den KKW und im Zentralen Zwischenlager (ZZL) in Würenlingen bereits heute Betriebswachen im Einsatz. Aufgrund des wesentlich geringeren radiologischen Gefährdungspotentials der Kernanlagen des Paul Scherrer Instituts (PSI) in Würenlingen AG und der Universitäten Lausanne und Basel und der getroffenen organisatorischen und technischen Massnahmen kann bei diesen Anlagen auf den Einsatz von Betriebswachen verzichtet werden.

Anforderungen an die Betriebswachen waren bisher in Richtlinien des BFE festgehalten. Der vorliegende Verordnungsentwurf regelt nun umfassend die Aufgaben und Befugnisse der Betriebswachen, deren Ausrüstung und Bewaffnung, die Organisation der Betriebswachen und Fremdwachen sowie die Anforderungen an die Qualifikation und Eignung der Angehörigen der Betriebswachen. Die Ausbildung der Betriebswachen erfolgt hingegen durch die Kantone in Zusammenarbeit mit der zuständigen Bundesstelle. Der Entwurf wurde von einer Arbeitsgruppe, bestehend aus Vertretern des BFE und der KKW-Standortkantone Aargau, Bern und Solothurn, vorbereitet.

4.2 Eine neue Struktur für die Richtlinien im Bereich Sicherheit¹⁴

Die HSK verfügt über ein historisch gewachsenes Aufsichtskonzept und Regelwerk. Diesem mangelt es teilweise an Durchgängigkeit und Systematik, was die Lesbarkeit, den Vollzug und die periodische Überarbeitung erschwert. Zudem verlangt die neue Kernenergiegesetzgebung an verschiedenen Stellen explizit eine Regelung durch die Aufsichtsbehörden.

Die HSK setzte sich deshalb zum Ziel, innerhalb von drei Jahren ihre bestehenden Richtlinien grundsätzlich zu überarbeiten. Das neue HSK-Regelwerk soll umfassend sein, strukturiert, konsistent und dem internationalen Stand der Technik entsprechen. Insbesondere sollen die Bestimmungen der IAEA Safety Standards und der WENRA Reference Levels berücksichtigt werden.

Im Jahr 2005 wurden das Konzept und der Umsetzungsplan für die Überarbeitung der Richtlinien erstellt. Die Struktur richtet sich nach den beiden Hauptaufgabenbereichen der HSK «Anlagebegutachtung» und «Betriebsüberwachung» und enthält drei Kategorien:

- «G» Generelle Richtlinien: In diesen Richtlinien werden übergreifende Themen und Sicherheitsanforderungen geregelt.
- «A» Richtlinien zur Anlagebegutachtung: In der Rubrik Anlagebegutachtung sind die Richtlinien zusammengefasst mit Regelungsmaterien, die sich ausschliesslich mit der Begutachtung der Anlage befassen.
- «B» Richtlinien zur Betriebsüberwachung: Die Rubrik Betriebsüberwachung fasst alle Richtlinien zusammen, die für die Aufsicht während des Betriebes zur Anwendung kommen.

Es ist geplant, sieben neue Richtlinien bis Ende 2006 als gültig zu erklären. Die weiteren Richtlinien werden im Laufe des Jahres 2007 fertig gestellt. Anhang E gibt einen Überblick über die neue Struktur für die Überarbeitung.

Wegen Dringlichkeit hat die HSK 2005 noch zwei Richtlinien nach altem Verfahren und unter alten Bezeichnungen neu geschaffen oder überarbeitet. Es sind dies:

4.2.1 R-25: Berichterstattung über den Betrieb der Kernanlagen des Bundes und der Kantone

In dieser revidierten Richtlinie geht es um die periodische Berichterstattung, um Meldungen von sicherheitsrelevanten Tätigkeiten und Änderungen sowie um die Vorkommnismeldungen an die HSK durch die EPFL, das PSI und die Universität Basel. Es handelt sich also nicht um die Berichterstattung von Kernkraftwerken. In dieser Richtlinie werden die verschiedenen Vorkommnisse in Kategorien eingeteilt, welche eine bezüglich nuklearer Sicherheit und Strahlenschutz angepasste Behandlung von Vorkommnissen erlauben. Diese Richtlinie musste revidiert werden, um sie möglichst schnell an die neue Gesetzgebung anzupassen.

Im Zuge der integrierten Aufsicht wird die periodische Berichterstattung für Kernanlagen des Bundes und der Kantone in Zukunft zusammen mit den entsprechenden Bestimmungen aller anderen Kernanlagen in der Richtlinie B02 geregelt sein. Gleichermassen wird die Meldung von Vorkommnissen für Kernanlagen des Bundes und der Kantone zusammen mit den entsprechenden Bestimmungen aller anderen Kernanlagen in der Richtlinie B03 geregelt sein.

4.2.2 R-46: Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken

Die neue Richtlinie über die «Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken» hat sicherheitsrelevante Leitanlagen zum Gegenstand, einschliesslich der zugehörigen Bedienelemente und Anzeigen, welche Messen, Steuern, Regeln, Überwachung und Schutz realisieren. Es werden Anforderungen und Verfahren festgelegt, die beim ersten Einbau, bei der Nachrüstung und beim Ersatz von Leitanlagen sowie bei deren Betrieb, Instandhaltung und Änderung zu beachten sind. Zudem legt die Richtlinie fest, wie dabei der erforderliche Sicherheits-

¹⁴ Für Richtlinien im Bereich Sicherung (Schutz gegen Einwirkungen dritter und Nonproliferation) ist die Sektion «Kernenergie» des BFE zuständig.

nachweis zu erbringen ist. Diese Richtlinie ist neu entstanden, weil die rechnerbasierte Leittechnik je länger je häufiger in Kernanlagen eingesetzt wird.

In der neuen Regelwerksstruktur werden die Anforderungen an die rechnerbasierte Leittechnik von Kernkraftwerken in die Richtlinie G02 «spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasserreaktoren» integriert.

4.3 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat

Es besteht ein grundsätzlicher Interessenkonflikt zwischen dem Wunsch, technische Anlagen möglichst wirtschaftlich zu errichten und zu betreiben, und dem Anliegen, die Risiken solcher Anlagen für Mensch und Umwelt möglichst gering zu halten. Nach dem internationalen Übereinkommen über nukleare Sicherheit (SR 0.732.020) müssen die Vertragsstaaten deshalb eine wirksame Trennung der Aufgaben der nuklearen Sicherheitsbehörden von denjenigen anderer Stellen oder Organisationen, die mit der Nutzung von Kernenergie befasst sind, gewährleisten. Das KEG sieht ebenfalls vor, dass die Aufsichtsbehörden in fachlicher Hinsicht nicht weisungsgebunden und formell von den Bewilligungsbehörden zu trennen sind (Art. 70 Abs. 2).

Die HSK ist als Aufsichtsbehörde des Bundes auf dem Gebiet der Kernenergie heute administrativ ein Teil des Bundesamtes für Energie (BFE). Mit dem Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI-Gesetz) sollen die Vorgaben des Übereinkommens über die nukleare Sicherheit und des KEG umgesetzt werden und die HSK rechtlich verselbständigt werden. Um die Autonomie der HSK bis zum Inkrafttreten des ENSI-Gesetzes zu stärken, wird die HSK seit dem 1. Januar 2004 nach dem FLAG-Modell (Führen mit Leistungsauftrag und Globalbudget) geführt. Sie ist damit wie eine Reihe anderer Verwaltungseinheiten mit einer grösseren Autonomie bei ihrer Aufgabenerfüllung ausgestattet, ist aber weiterhin administrativ dem BFE unterstellt.

Mit dem ENSI-Gesetz soll der FLAG-Status abgelöst und die HSK als öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes mit eigener Rechtspersönlichkeit formell vom BFE getrennt und in den 3. Kreis der Bundesverwaltung überführt werden. Das ENSI-Gesetz ist ein reiner Organisationserlass. Es

definiert die Organe des ENSI und ihre Aufgaben und Kompetenzen. Weiter werden die personellen Aspekte, die Finanzierung und die Aufsicht der neuen Anstalt geregelt. Die Aufgaben des ENSI ergeben sich aus der Kernenergie- und Strahlenschutzgesetzgebung und entsprechen den heutigen Aufgaben der HSK.

Die heutige KSA, welche Bundesrat und Departement zu beraten hat, soll aufgelöst werden. Aus Sicht des Bundesrates ist ein zweites ständiges Gremium, welches sich mit Fragen der Kernenergie beschäftigt, unnötig, insbesondere, weil das ENSI mit seinem Verwaltungsrat, dem ENSI-Rat, über ein fachkundiges, strategisches Steuerungsgremium verfügt und in fachlicher Hinsicht ohnehin nicht weisungsgebunden ist.

Der Bundesrat hat am 21. Dezember 2005 die Vernehmlassung zum Entwurf des ENSI-Gesetzes eröffnet. Die Vernehmlassung dauert bis zum 31. März 2006. Die Unterlagen sind unter www.energie-schweiz.ch abrufbar.

4.4 Totalrevision des Kernenergiehaftpflichtgesetzes (KHG)

Mit der Totalrevision des KHG von 1983 soll der Opferschutz insbesondere in zwei Bereichen verbessert werden. Einerseits soll die Deckungssumme von bisher 1 Milliarde auf 2,25 Milliarden Franken erhöht werden. Andererseits ermöglicht die Revision die Ratifikation von drei internationalen Übereinkommen im Bereich der Kernenergiehaftpflicht, welche eine Harmonisierung und Vereinfachung der Entschädigungsverfahren vorsehen.

Die Vernehmlassung zum Kernenergiehaftpflichtgesetz dauerte vom Juli 2005 bis zum 1. November 2005. Die Ratifikation der Übereinkommen und die Verbesserung des Opferschutzes wurden von allen Vernehmlassungsteilnehmenden grundsätzlich begrüsst. Fragen wurden von einigen Seiten im Zusammenhang mit der Höhe der Deckungssumme und den wirtschaftlichen Auswirkungen dieser Erhöhung aufgeworfen. So sind einige Vernehmlassungsteilnehmende der Ansicht, dass die Prämien, welche die Betreiber aufgrund der höheren Deckungssumme bezahlen müssten, eine Erhöhung des Strompreises zur Folge hätten und die schweizerischen Produzenten gegenüber ihren ausländischen Konkurrenten benachteiligen könnten. Andere beurteilen die Höhe der Deckungssumme als ungenügend, um die Schäden eines nuklearen Unfalls zu decken.

Die eingegangenen Stellungnahmen werden nun ausgewertet. Die Botschaft zur Totalrevision des KHG wird dem Parlament voraussichtlich in der zweiten Jahreshälfte 2006 vorgelegt.

4.5 Vorbereitungen im Hinblick auf die Einführung des Öffentlichkeitsgesetzes (BGÖ)

Im Jahre 2005 hat die HSK ihre vorbereitenden Arbeiten im Hinblick auf die bevorstehende Einführung des Öffentlichkeitsgesetzes weitergeführt. Das Gesetz soll die Transparenz über den Auftrag, die Organisation und die Tätigkeit der Verwaltung fördern. Es kehrt den bisherigen Geheimhaltungsgrundsatz der Bundesverwaltung um in ein (gerichtlich durchsetzbares) Recht auf Zugang zu amtlichen Dokumenten und auf Auskünfte. Daraus ergeben sich weitreichende Konsequenzen für die Aktenführung und die Informationspraxis.

2005 beschäftigte sich die HSK mit der zukünftigen Trennung von zugänglichen und geschützten amtlichen Dokumenten. Auch unter dem BGÖ bleiben amtliche Dokumente geschützt, welche noch nicht fertig gestellt sind, eine wesentliche Beeinträchtigung der Meinungs- und Willensbildung der Behörde darstellen, eine Gefährdung der inneren und äusseren Sicherheit bewirken könnten (wie beispielsweise Dokumente mit Informationen zum Schutz von Kernanlagen vor Terror), in die Privatsphäre Dritter eingreifen sowie Dokumente, die Berufs- und Geschäftsgeheimnisse enthalten.

4.6 Integrierte Aufsicht

Das Umfeld, in welchem die Schweizer Kernanlagen betrieben und von der HSK beaufsichtigt werden, verändert sich. Die Anlagen werden länger, mit höherer Leistung und kürzeren Stillstandszeiten betrieben als ursprünglich geplant. Sie werden unter Einsatz neuer Techniken stark modernisiert. Die Eigentumsverhältnisse wandeln sich. Der Elektrizitätsmarkt wird internationalisiert und liberalisiert. Die gesetzlichen Grundlagen für die Bewilligung von Kernanlagen, die Aufsicht über die Kernanlagen sowie der Zugang der Öffentlichkeit zu Dokumenten der Bundesverwaltung sind vollständig neu aufgebaut worden. Damit die Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen mit den Anforderungen der Zeit Schritt hält, erneuert die HSK ihr Aufsichtskonzept umfassend. Die übergeordnete Zielsetzung

besteht darin, die nukleare Sicherheit wirksam zu gewährleisten, die Wahl der Mittel ausgewogen vorzunehmen und ihre Entscheidungen bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit und der Anordnung von Massnahmen nachvollziehbar gegenüber den Bewilligungsinhabern und der Öffentlichkeit zu begründen. Die HSK nennt den neuen Ansatz Integrierte Aufsicht. Kennzeichnend dafür ist eine konsequente Systematisierung aller Aufsichtsprozesse. Im Zuge dieser Systematisierung werden historisch gewachsene Unterschiede kritisch hinterfragt.

Im Zentrum der Integrierten Aufsicht steht ein neues System zur systematischen Bewertung der nuklearen Sicherheit. Im Rahmen der ersten Umsetzungsphase der Integrierten Aufsicht hat die HSK für jedes Kernkraftwerk alle Bewertungen, welche sie im Jahr 2005 bei Inspektionen und der Bearbeitung meldepflichtiger Vorkommnisse vorgenommen hat, in einer systematischen Sicherheitsbewertung zusammengeführt. Erkenntnisse daraus sind im Aufsichtsbericht 2005 dargestellt. Für das Berichtsjahr basierte diese Sicherheitsbewertung auf Inspektionsvorgaben und Vorgaben zur Vorkommnismeldung und -bewertung, die vor der Entwicklung der Integrierten Aufsicht festgelegt worden waren, was eine Nachbearbeitung erforderte. Damit die HSK die sicherheitsrelevante Information aus verschiedenen Datenquellen effizient für ein möglichst aussagekräftiges Bild über die Sicherheit der einzelnen Kernanlagen nutzen kann, passt die HSK die Vorgaben für Inspektorinnen und Inspektoren und die Vorgaben zur Vorkommnismeldung an die Struktur der neuen Sicherheitsbewertung an. Die HSK strukturiert ab dem Frühjahr 2006 ihre Inspektionsberichte neu. Sie passt zudem in ihren Richtlinien die Kriterien für die Meldung und Analyse meldepflichtiger Vorkommnisse in Kernanlagen an. Die HSK bringt auch die Vorgaben für die periodischen Berichte der Kernanlagen mit den Erfordernissen der neuen Sicherheitsbewertung in Einklang und kommuniziert diese in einer Richtlinie. Namentlich melden die Kernkraftwerke in Zukunft in den Monatsberichten einen Satz von Sicherheitsindikatoren, der zugeschnitten ist auf die Struktur der systematischen Sicherheitsbewertung. Im Rahmen der Bearbeitung von Anträgen auf Freigaben von Änderungen gemachte Bewertungen will die HSK künftig ebenfalls für die systematische Sicherheitsbewertung nutzen. Entsprechende Anpassungen der Prozesse werden vorbereitet.

Die Umsetzung der Integrierten Aufsicht beeinflusst nicht allein die Arbeitsweise der HSK, sondern auch diejenige der Kernanlagen. Indem die Aufsichtsbehörde die

Aufmerksamkeit systematisch auf die einzelnen Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge lenkt, auf die einzelnen Schutzziele, auf die Integrität der einzelnen Barrieren, auf Auslegungs-Vorgaben, Betriebs-Vorgaben, den Zustand und das Verhalten der technischen Anlage und nicht zuletzt auf den Zustand und das Verhalten von Mensch und Organisation, lenkt sie auch die Aufmerksamkeit der Betreiber von Kernanlagen systematisch auf diese Bereiche. Das wird sich auch auswirken auf die Art und Weise, wie die Betreiber selbst die Sicherheit ihrer Anlagen bewerten werden, namentlich im Rahmen der gesetzlich verlangten systematischen Sicherheitsbewertungen und der Periodischen Sicher-

heitsüberprüfungen. Die Integrierte Aufsicht fördert damit auf beiden Seiten eine Vereinheitlichung des Verständnisses von nuklearer Sicherheit, bei der Aufsichtsbehörde und bei den Betreibern.

Die HSK will die Struktur der systematischen Sicherheitsbewertung zusätzlich nutzen, um die Öffentlichkeit differenziert, präzise und nachvollziehbar über die Sicherheit der Schweizer Kernanlagen zu informieren. Die Integrierte Aufsicht kann deshalb auch dazu beitragen, dass die Öffentlichkeit versteht, worin das Engagement der Aufsichtsbehörde für die nukleare Sicherheit besteht.

5. Analyse und Ausblick

Ergebnisse der regulatorischen Sicherheitsforschung, Erkenntnisse aus Vorkommnissen in ausländischen Anlagen und der internationale Erfahrungsaustausch bilden eine wichtige Basis für die stetige Weiterentwicklung von Regelwerk und Aufsichtsstrategie.

Nach vielen Jahrzehnten der Forschung und Entwicklung sind die wesentlichen Alterungsmechanismen und deren Einflussgrößen für die Komponenten im Primärkreis von Kernkraftwerken bekannt. Sprödbbruchkriterien und Grenzkurven für das umgebungsbedingte Risswachstum sind in den internationalen Regelwerken verankert. Von den Ergebnissen der laufenden Forschungsarbeiten sind zwei mit direkten Auswirkungen auf die Aufsicht der HSK besonders hervorzuheben:

- **Spannungsrissskorrosion:** Das Projekt RIKORR-II hat gezeigt, dass unter gewissen kritischen Kombinationen von Umgebungs-, Belastungs- und Materialparametern ein deutlich beschleunigtes Risswachstum festgestellt werden kann. Die Untersuchungen mit Wasserstoffeinspeisung führten unter diesen kritischen Systembedingungen im Labor zu einer signifikanten Verlangsamung des Korrosionsrisswachstums um mindestens eine Größenordnung.
- **Materialermüdung:** Die Ergebnisse des Projekts DIAGNOSTIK trugen viel zum Verständnis der Vorgänge bei der Materialermüdung von austenitischen Werkstoffen bei. Sie zeigten aber auch, dass unter realen Bedingungen ausserhalb des Forschungslabors der Martensitgehalt eines austenitischen Werkstoffs keinen absoluten Indikator für den Ermüdungszustand darstellt.

Damit die HSK weiterhin auf fundierte Kenntnisse in den Bereichen Strukturintegrität, Materialverhalten samt Alterungsmechanismen und Materialprüfung zurückgreifen kann setzt sie ihre Forschung in diesem Schwerpunktbereich fort. Die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber beabsichtigen, ihre Werke 50 und mehr Jahre in Betrieb zu halten. Ausgehend vom umfassenden Wis-

sensstand der Alterungsmechanismen sowie von internationalen Standards und Normen zur Strukturintegrität der Komponenten im Primärkreis und des Containments wird eine Erweiterung der bisher geforderten Nachweise notwendig, um den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke abzusichern. Bei den neuen Nachweisverfahren werden auch die wesentlichen technischen Kriterien spezifiziert, bei deren Nichteinhaltung eine Gefährdung der Strukturintegrität eintreten kann. Die Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme und Nachrüstung von Kernkraftwerken sind im Gesetz verankert (Art. 22 Abs. 3 KEG und Art. 44 KEV). Die Methodik und Randbedingungen zur deren Überprüfung werden im Jahre 2006 in einer departementalen Verordnung geregelt.

Weitere Forschungsthemen, die im internationalen Rahmen vermehrt diskutiert werden, sind äussere Einwirkungen wie Stürme und Hochwasser, der Strahlenschutz für Fauna und Flora sowie die Reduktion von Abgabelimiten. Die HSK wird sich wie in der Vergangenheit so auch in der Zukunft an diesen Diskussionen aktiv beteiligen.

Die HSK hat ihr Regelwerk an die Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst. Dadurch werden Regelungslücken geschlossen und gleichzeitig wird die gesamte Regelungsmaterie neu strukturiert. Bis Ende 2007 will die HSK die entsprechenden Verordnungen und Richtlinien ausarbeiten. Dabei steigt die Bedeutung internationaler Sicherheitsanforderungen. Nebst den Safety Standards der IAEA, die schon bei der Ausarbeitung der Kernenergieverordnung berücksichtigt wurden, wird nun in den kommenden Jahren auch der europäische Standard der WENRA im Regelwerk berücksichtigt.

Um für die heutigen und zukünftigen Herausforderungen gewappnet zu sein, arbeitet die HSK weiter an der Umsetzung des neuen Aufsichtskonzepts, der «Integrierten Aufsicht». Die Arbeit am neuen Aufsichtskonzept endet nicht mit dem formellen Abschluss der laufenden Projekte Ende 2007, sondern wird in den nächsten Jahren weitergeführt. Es wird daher ein Folgeprojekt mit mehreren Zielen vorbereitet:

- Die Methodik zur Gewichtung von Bewertungen einzelner Aspekte der nuklearen Sicherheit ist weiterzuentwickeln. PSA-Modelle der einzelnen Anlagen sind dabei zu nutzen. Für darin nicht abgedeckte Aspekte, namentlich sicherheitsebenen- und schutzzielübergreifende menschliche und organisatorische Faktoren, sind heuristische Verfahren zur Relevanzabschätzung zu entwickeln.
- Die Systematik der Integrierten Aufsicht soll bei der Harmonisierung von Betriebsvorgaben – namentlich der Technischen Spezifikationen – berücksichtigt werden.
- Die Perspektiven der Integrierten Aufsicht sollen in die Arbeitsweise der Betreiber einfließen, namentlich in die Planung von Instandhaltungsarbeiten und in die Sicherheitsbewertungen der Betreiber.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

RIKORR-II

Wasserstoff-Fahrweise bringt Sicherheitsgewinn

Autor und Koautoren	H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, B. Gerodetti
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	Paul Scherrer Institut, CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://lww.web.psi.ch/lwi0.htm
Dauer des Projekts	1. Januar 2003 bis 31. Dezember 2005

ZUSAMMENFASSUNG

Im vorliegenden Forschungsprojekt wird das Risskorrosionsverhalten von niedriglegierten Reaktor-druckbehälter(RDB)-Stählen (unbeeinflusster Grundwerkstoff und Wärmeeinflusszonen) und von RDB-Schweissgutwerkstoffen unter transienten und stationären Siedewasserreaktor(SWR)-Betriebsbedingungen bei Normalwasserchemie(NWC)- und Wasserstoffchemie(HWC)-Fahrweise experimentell untersucht. Versuche zum Risskorrosionsverhalten in Inconel-182-Schweissgut von Mischnähten und im Übergangsbereich zum angrenzenden RDB-Stahl unter SWR/NWC-Bedingungen im Rahmen eines internationalen Ringversuchs sowie einer Zusammenarbeit mit der Tohoku-Universität aus Japan ergänzen das Untersuchungsprogramm.

Die Konservativität der BWRVIP-60-SpRK- und ASME-XI-Ermüdungsrisswachstumskurven für niedriglegierte RDB-Stähle wurde in diesen Experimenten über einen weiten Bereich von SWR/NWC-Bedingungen bestätigt. Jedoch konnten auch einige kritische Kombinationen von Umgebungs-, Belastungs- und Materialparametern identifiziert werden, bei denen beschleunigtes Korrosionsrisswachstum weit oberhalb dieser Risswachstumskurven auftreten kann. Die Untersuchungen mit Wasserstoffeinspeisung unter simulierten HWC-Bedingungen führten unter diesen kritischen Systembedingungen immer zu einer signifikanten Verlangsamung des Korrosionsrisswachstums um mindestens eine Grössenordnung. Die Risswachstumsraten fielen wenige Stunden nach dem Übergang zu HWC-Bedingungen

unterhalb die entsprechenden BWRVIP-60-SpRK- und ASME-XI-Ermüdungsrisswachstumskurven.

Die Untersuchungen mit der Inconel-182/RDB-Stahl-Mischnaht unter SWR/NWC-Bedingungen deuten darauf hin, dass ein schnelles interdendritisches SpRK-Risswachstum unter statischer Beanspruchung im anfälligen Inconel-182-Schweissgut in der Aufmischungszone nahe der Schmelzlinie zum Stillstand kommt und nicht weiter in den unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff fortschreitet. Dieser Befund stimmt sehr gut mit der Betriebserfahrung von Mischnähten überein, wo sich das Korrosionsrisswachstum jeweils auf das Inconel-182-Schweissgut beschränkte.

Zu Beginn von 2005 wurde die vierte Phase des internationalen ICG-EAC-Ringversuches gestartet, welche SpRK-Risswachstumsexperimente mit Inconel-182-Schweissgutproben aus einer Inconel-600/Inconel-182-Schweisnaht unter SWR- und DWR-Bedingungen umfasst. Das PSI hat als erster Partner ein Experiment unter SWR-Bedingungen abgeschlossen und ausgewertet. Wie erwartet wurde in diesem Material interdendritisches SpRK-Risswachstum beobachtet. Das Risswachstum beschränkte sich auf wenige, fingerförmige Stellen entlang der Rissfront, was nicht untypisch für diesen Werkstoff ist. Die beobachteten, maximalen lokalen SpRK-Risswachstumsraten lagen dabei im typischen Bereich für Inconel-182-Schweissgut unter SWR-Umgebungsbedingungen.

1. Einleitung

Die regulatorische Sicherheitsforschung im Bereich der Materialwissenschaften konzentriert sich zurzeit auf die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung von sicherheitstechnisch wichtigen und z.T. nicht austauschbaren, druckführenden Komponenten im Primärkreislauf von Leichtwasserreaktoren (LWR). Vorausschauend auf die zukünftige Laufzeit der Kernkraftwerke und der möglichen Lebensdauerverlängerung der Betriebsbewilligungen über 40 Jahre hinaus stellen sich Fragen in Bezug auf den Zustand der Komponenten und hinsichtlich der wichtigsten Schädigungsmechanismen. Aus heutiger Sicht sind dies Versprödung durch Bestrahlung, Ermüdung sowie Risskorrosion und Korrosion.

Während des Reaktorbetriebes können sich bei ungünstigen Randbedingungen unter dem gleichzeitigen Einfluss des Reaktorkühlmittels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen (z.B. in Schweissnähten) Korrosionsrisse in druckführenden Komponenten bilden und ausbreiten. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebes setzt deshalb eine genaue Kenntnis der Systembedingungen voraus, die zur Risskorrosion führen können. Zuverlässige quantitative Daten zur Initiierung und zum Wachstum von Korrosionsrissen sowie ein genaues Verständnis der zugrunde liegenden Mechanismen sind wesentlich für eine genaue Bewertung der möglichen Auswirkungen der Risskorrosion auf die Strukturintegrität, für die Festlegung/Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederkehrenden Prüfung (WKP) und für die Definition und Qualifizierung von gezielten Abhilfe- und Gegenmassnahmen.

1.1 Zielsetzungen und Arbeitsprogramm des Forschungsvorhabens

Das vorliegende Forschungsprogramm RIKORR-II (2003 – 2005) befasst sich mit dem Korrosionsrisswachstum in ferritischen Reaktordruckbehälter(RDB)-Stählen und Inconel-182-Mischnähten zwischen RDB- und hochlegierten rostfreien Stählen/Nickelbasislegierungen unter Siedewasserreaktor(SWR)-Bedingungen bei Normalwasserchemie(NWC)- und Wasserstoffchemiefahrweise (HWC) und stellt eine logische Fortführung der Projekte RIKORR-I (2000–2002) [1] und SpRK (1996–1999) [2]

dar. Im Vordergrund steht die Ermittlung belastbarer Risswachstumsraten, die für Lebensdauer- und Strukturintegritätsbewertungen im Rahmen der periodischen Sicherheitsanalyse und für die Festlegung/Überprüfung der Inspektionsintervalle der WKP bei Rissanzeigen verwendet werden können. Das Projekt soll mithelfen, bestehende Wissenslücken und Unsicherheiten zu beseitigen, um die tatsächlich vorhandenen Sicherheitsmargen besser abschätzen zu können. Zusätzlich wird es eine grobe Abschätzung der Erhöhung der Sicherheitsmargen durch die HWC-Fahrweise bezüglich der Risskorrosion in RDB-Stählen ermöglichen.

Das Arbeitsprogramm des Projektes setzt sich aus den folgenden drei Hauptteilen zusammen:

Teilprojekt I – Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen: Erweiterung der Risswachstumsdatenbasis für RDB-Stähle bei statischer (Spannungsrissskorrosion, SpRK) und zyklischer (Schwingrisskorrosion, SwRK) Belastung unter SWR/NWC-Bedingungen. Im Vordergrund stehen hier insbesondere Untersuchungen zum SpRK-Risswachstumsverhalten von RDB-Schweissnähten und ihren Wärmeeinflusszonen (WEZ) sowie zum Einfluss von Chlorid-Transienten.

Teilprojekt II – Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/HWC-Bedingungen: Bewertung der Schutzwirkung der HWC-Fahrweise bezüglich der Risskorrosion in RDB-Stählen bei Systembedingungen, unter denen bei der NWC-Fahrweise die ASME-XI-Ermüdungs- und die BWRVIP-60-SpRK-Risswachstumskurven nicht konservativ sind und möglicherweise mit relevantem Korrosionsrisswachstum zu rechnen ist.

Teilprojekt III – Risskorrosion in Inconel-182-Mischnähten unter SWR/NWC-Bedingungen: Charakterisierung des SpRK-Risswachstumsverhaltens im Inconel-182-Schweissgut und im Übergangsbereich zwischen Inconel-182-Schweissgut und niedriglegiertem RDB-Stahl unter SWR/NWC-Bedingungen. Diese Untersuchungen werden im Rahmen einer Zusammenarbeit mit dem Fracture Research Institute (FRI) der Tohoku Universität (Japan) sowie eines internationalen Ringversuches innerhalb der ICG-EAC-Gruppe (International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials) durchgeführt.

1.2 Zielsetzungen und Arbeitsprogramm für 2005

Die wesentlichen Zielsetzungen und geplanten Arbeiten für das Jahr 2005 umfassten [3]:

TP-I – Rissskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen (Kap. 2.2):

- Bestimmung der kritischen Chlorid-Konzentration für schnelles SpRK-Risswachstum bei tieferen Korrosionspotentialwerten ECP von -100 und -300 mV_{SWE}.
- Kontrollversuche in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem Wasser bei einem stöchiometrischen Sauerstoffüberschuss.

TP-II – Rissskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/HWC-Bedingungen (Kap. 2.3):

- SpRK-Risswachstumsexperimente mit Chlorid, anfälliger WEZ und «Ripple Load»-Belastung und gleichzeitigem Wechsel zwischen NWC- und HWC-Bedingungen zur Überprüfung der Schutzwirkung der HWC-Fahrweise unter kritischen SWR-Bedingungen.
- Überprüfung der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurven unter HWC-Bedingungen.
- Kontrollversuche in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem Wasser bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss.
- Bestimmung der kritischen Frequenz zur Aufrechterhaltung von schnellem SwRK-Risswachstum in Abhängigkeit des Korrosionspotentials ECP als mögliche Basis zur Ermittlung von neuen Ermüdungsrisswachstumskurven in den Regelwerken für HWC-Bedingungen.

TP-IIIa – Rissskorrosion in einer Inconel-182-RDB-Mischnaht unter SWR-Bedingungen (Kap. 2.4):

- Weitere SpRK-Versuche mit Proben mit unterschiedlichen Risslagen und -orientierungen.

TP-IIIb – ICG-EAC-Ringversuch (Kap. 2.5):

- Abschluss des ersten ICG-EAC-Ringversuches mit Inconel-182-Schweissgut unter SWR/NWC-Bedingungen (Phase 4a) bis Mitte 2005.
- Abschlussdokumentation zum ersten ICG-EAC-Ringversuch der Phase 4a [4].

Konferenzbeiträge und Publikationen (Kap. 2.6):

- ICG-EAC 2005 (April 2005, Antwerpen, Belgien) [4–8].

- ECG-COMON 2005 (Juni 2005, Ljubljana, Slowenien) [9].

- 12th Environmental Degradation Conference (August 2005, Snowbird, USA) [10–12].

- EUROCORR 2005 (September 2005, Lissabon, Portugal) [13].

- Einreichen von zwei neuen Publikationen in wissenschaftlichen Zeitschriften [14, 15].

- Abschlussbericht als PSI-Bericht (bis Ende März 2006).

Nachfolgeprojekt für RIKORR-II (2006–2008) (Kap. 5.3):

- Ausarbeitung eines Projektvorschlages für ein Nachfolgeprojekt in Absprache mit der HSK [16].

2. Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

2.1 Experimentelle Durchführung

2.1.1 Untersuchte Werkstoffe

Ferritische RDB-Stähle:

In den Experimenten werden fünf verschiedene niedriglegierte RDB-Stähle sowie zwei Schweissnähte und ihre Wärmeeinflusszonen (WEZ) untersucht (Tabellen 1 bis 3). Diese Stähle werden weltweit und in schweizerischen Kernkraftwerken in druckumschliessenden Komponenten eingesetzt.

Die chemische Zusammensetzung, Mikrostruktur und mechanischen Eigenschaften der untersuchten Stähle erfüllen die Anforderungen der entsprechenden kerntechnischen Regelwerke und Normen (KTA, ASME-BPV) für die druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von LWR [1]. Im Wesentlichen unterscheiden sich die untersuchten Stähle in ihren Aluminium- und Schwefelgehalten bzw. in ihrer Anfälligkeit für die Dynamische Reckalterung (Dynamic Strain Ageing, DSA) und ihrem Gehalt an MnS-Einschlüssen, die das Risskorrosionsverhalten massgeblich beeinflussen können [1]. Die WEZ weisen zudem erhöhte Festigkeitswerte auf.

Nickelbasislegierungen und Mischnähte:

Die chemischen Zusammensetzungen der eingesetzten Nickelbasislegierungen und Mischnähte sind in Tabelle 4 zusammengestellt.

Zum Studium des Korrosionsrisswachstumsverhaltens im Übergangsbereich vom Inconel-182-Schweissgut

Werkstoff	Bez.	Norm	S-Gehalt (Gew. %)	Wärmebehandlung
20 MnMoNi 5 5 = SA 508 Class 3	A	KTA 3201.1	0.004	Härtung: 910 – 920 °C/6 h/WQ Anlassen: 640 – 650 °C/9.5 h/OK
SA 508 Class 2 = 22 NiMoCr 3 7	B	ASME	0.004	Härtung: 900 °C/8 h/WQ Anlassen: 600 °C/9 h/Luft
SA 533 B Class 1 = 20 MnMoNi 5 5	C	ASME	0.018	Normalisierung: 915 °C/12 h/Luft Härtung: 860 °C/12 h/WQ Anlassen: 660 °C/12 h/OK Spannungsarmglühung: 610 °C/40 h/OK 550 °C/12 h/OK 550 °C/12 h/OK
22 NiMoCr 3 7 = SA 508 Class 2	D	KTA 3201.1	0.007	Härtung: 890 – 900 °C/6.83 h/WQ Anlassen: 640 – 650 °C/17.25 h/Luft Spannungsarmglühung*
Schweisnaht D-D S3 NiMo 1	E	KTA 3201.1	0.007	*Spannungsarmglühung: 540 – 555 °C/59 h/465 °C/590 – 610 °C/ 21 h/465 °C/590 – 605 °C/11.25 h/Luft
20 MnMoNi 5 5 = SA 508 Class 3	F	KTA 3201.1	0.015	Härtung: 900 °C/9 h/WQ Anlassen: 650 °C/34 h/Luft/ 660 °C/14 h/Luft Spannungsarmglühung: 550 °C/46.5 h/600 °C/8 h/Luft
WEZ von D	G	KTA 3201.1	0.007	Spannungsarmglühung: 540 – 555 °C/59 h/465 °C/590 – 610 °C/ 21 h/465 °C/590 – 605 °C/11.25 h/Luft
WEZ von F	H	KTA 3201.1	0.015	Spannungsarmglühung: 550 °C/46.5 h/600 °C/8 h/Luft
Schweisnaht F-F S3 NiMo 1/OP 41 TT	I	KTA 3201.1	0.005	Spannungsarmglühung: 550 °C/46.5 h/600 °C/8 h/Luft

WQ: abgeschreckt in Wasser OK: abgekühlt im Ofen

Tabelle 1: Untersuchte ferritische RDB-Werkstoffe.

Werkstoff		C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	V	Al	Cu
20 MnMoNi 5 5	A	0.21	0.25	1.26	0.004	0.004	0.15	0.5	0.77	0.008	0.013	0.06
SA 508 Cl. 2	B	0.21	0.27	0.69	0.005	0.004	0.38	0.63	0.78	0.006	0.015	0.16
SA 533 B Cl. 1	C	0.25	0.24	1.42	0.006	0.018	0.12	0.54	0.62	0.007	0.03	0.15
22 NiMoCr 3 7	D	0.215	0.20	0.91	0.008	0.007	0.42	0.53	0.88	0.007	0.018	0.04
Schweisnaht	E	0.054	0.17	1.19	0.013	0.007	0.04	0.55	0.94	0.006	0.0053	0.06
20 MnMoNi 5 5	F	0.26	0.32	1.44	0.016	0.015	0.15	0.61	0.63	0.02	0.029	0.17
WEZ von d	G	0.215	0.20	0.91	0.008	0.007	0.42	0.53	0.88	0.007	0.018	0.04
WEZ von f	H	0.26	0.32	1.44	0.016	0.015	0.15	0.61	0.63	0.02	0.029	0.17
Schweisnaht	I	0.07	0.13	1.15	0.014	0.005	0.10	0.49	1.04	0.01	0.011	0.05

Tabelle 2: Chemische Zusammensetzung der RDB-Stähle (in Gew.%).

Werkstoff		Raumtemperatur				288 °C
		R _{p0.2} [MPa]	R _m [MPa]	A ₅ [%]	Z [%]	R _{p0.2} [MPa]
20 MnMoNi 5 5	A	485	648	19.3	72.1	418
SA 508 Cl. 2	B	448	611	17.9	71.0	396
SA 533 B Cl. 1	C	456	605	23.4	59.9	412
22 NiMoCr 3 7	D	467	600	17.3	71.9	400
Schweisnaht	E	492	592	17.4	73.3	430
20 MnMoNi 5 5	F	508	664	20	61	439
WEZ von d	G	-	-	-	-	640*
WEZ von f	H	880	910	-	-	-
Schweisnaht	I	530	610	-	-	-

Tabelle 3: Mechanische Eigenschaften (Zugversuch DIN 50145, B5X50 Proben). Mittelwerte von Zugproben in T- und L-Richtung und 1/4-T- bis 3/4-T-Lage (R_{p0.2}: Streckgrenze, R_m: Zugfestigkeit, A₅: Bruchdehnung, Z: Einschnürung, *: mit instrumentierter Härtemessung in der Mitte der WEZ).

zum RDB-Grundwerkstoff SA 508 Cl. 2 kommt eine von Hitachi gefertigte, simulierte Mischnaht zum Einsatz. Hierbei wurde eine U-förmige Nut in der dicken RDB-Stahlplatte mit Inconel-182 mittels Schutzgas-Metalllichtbogen-Handschiessung gefüllt und anschliessend bei 625 °C für 24.5 h spannungsarmgeglüht. Nach der Spannungsarmglühung konnten mittels XRD keine nennenswerten Scheweisseigenstressungen festgestellt werden und im Schweisgut wurde eine Streckgrenze/ Zugfestigkeit bei 288 °C von 345 MPa/627 MPa gemessen. Im unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff wurden eine Streckgrenze von 440 MPa und ein hoher Schwefelgehalt von 0.016 Gew.% gemessen sowie eine mittlere DSA-Anfälligkeit beobachtet. Der Verlauf der Mikro-Vickershärte zeigte im Bereich der Schmelzlinie Härtespitzen von 280 bis 320 HV0.5. Vereinzelt wurden an lokalen Stellen in der Aufmischungszone im Inconel-

182-Schweisgut nahe der Schmelzlinie sehr hohe Härtespitzen von bis zu 470 HV0.5 in martensitartigen oder karbidreichen Zonen beobachtet.

Für den ersten Test des ICG-EAC-Ringversuchs kam zur Überprüfung der Versuchstechnik eine Nickelbasislegierung Inconel-600 mit einem C-Gehalt von 0.045 Gew.% und einer mittleren Austenitkorngrösse von ca. 70 µm (ASTM 4.5) mit gut bekanntem SpRK-Risswachstumsverhalten zum Einsatz. Die an Luft erschmolzene Legierung wurde bei 1010 °C für etwa 1 bis 2 h wärmebehandelt («Mill Annealed»). Anschliessend wurde durch Kreuzwalzen eine Kaltverformung von 30% (Dickenreduktion von jeweils 15% pro Walzrichtung) aufgebracht, um eine hohe SpRK-Anfälligkeit zu erzeugen. Durch die Kaltverformung stieg dabei die Streckgrenze des Materials von 257 auf 863 MPa an.

Werkstoff	C	Ni	Cr	Fe	P	S	Mn	Mo	Si	Ti	Nb	Al	N	Co	Cu
Inconel-600	0.045	75.9	15.58	7.73	0.008	1E-4	0.25	0.02	0.18	0.25	0.01	0.12	0.005	0.03	0.01
Inconel-600	0.07	72.9	15.2	9.3	0.008	0.001	0.38	-	0.44	0.25	0.11	-	-	-	0.2
Inconel-182	0.043	67.7	14.3	8.2	0.014	0.014	6.95	-	0.44	0.21	1.76	-	-	-	0.02
Inconel-600	0.007	74.2	15.4	9.5	-	<0.001	0.37	-	0.34	-	-	-	-	-	0.02
Inconel-182	0.043	71.6	15.1	8.3	0.002	0.007 0.014	2.85	0.45	0.2	0.03	2.19	-	-	0.04	0.01
SA 508 Cl. 2	0.20	0.91	0.45	96.2	0.01	0.016	0.93	0.59	0.12	-	-	0.009	-	0.01	0.026

Tabelle 4: Chemische Zusammensetzung (in Gew.%) der untersuchten Inconel-600-Legierung (30% kaltverformt) und der simulierten Mischnähte Inconel-600/Inconel-182 und Inconel-182/SA 508 Cl. 2.

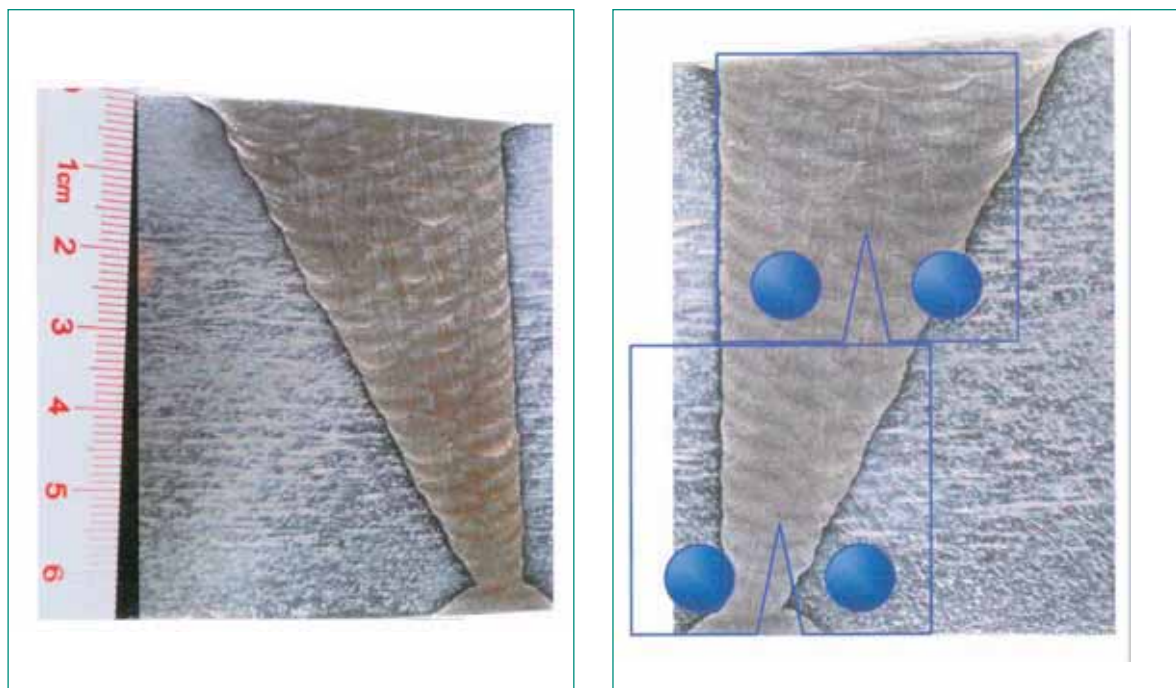


Bild 1: Makroätzung der Inconel-182/Inconel-600-Mischnaht mit Probenlage der 0.5 T-C(T)-Proben zum Studium des Korrosionsrisswachstumsverhaltens im Inconel-182-Schweisgut.

Die Proben für den Ringversuch wurden so gefertigt, dass der Rissmund der Proben parallel zur Dickenrichtung lag. In der Plattenmitte wurden häufig Cluster von sehr grossen, flächenförmigen Oxideinschlüssen beobachtet, die im Verlauf der Versuche zum Teil zu einem lokalen Pinning des Risswachstums und auch zur Ausbildung von Sekundärrissen führten.

Zum Studium des Korrosionsrisswachstumsverhaltens im Inconel-182-Schweissgut kommt im Rahmen des zweiten Teils des Ringversuchs eine mittels Metalllichtbogen-Handschiessung in Japan gefertigte Inconel-182-Schweissschweißverbindung zwischen zwei Inconel-600-Platten zum Einsatz (Bild 1). Zurzeit läuft eine umfassende Charakterisierung der Schweißnaht (Gefüge, Mikrohärtigkeit, Eigenspannungen, lokale plastische Dehnungen).

2.1.2 Versuchsdurchführung

Die Versuchsdurchführung und -auswertung sowie der Messaufbau wurden im Rahmen eines PSI-Berichtes [1] detailliert beschrieben.

Das Risskorrosionsverhalten der verschiedenen Stähle wird in Versuchen unter konstanter Last mit oder ohne periodischer Teillastung (SpRK) und in Experimenten mit langsam monoton ansteigender oder niederzyklischer Last (DRK, SwRK) in modernen Heisswasserkreisläufen unter simulierten SWR/NWC- oder HWC-Bedingungen in sauerstoff- oder wasserstoffhaltigem Heisswasser bei einer Temperatur von 150 bis 288 °C experimentell untersucht. Belastungsbedingungen und Wasserchemie (Sauerstoff/Wasserstoffverhältnis, Sulfat- und Chloridgehalt) werden hierbei gezielt variiert. Die Untersuchungen erfolgen mit 25 oder 12.5 mm dicken bruchmechanischen 1-T-C(T)- oder 0.5-T-C(T)-Kompaktzugproben, die im Falle der RDB-Werkstoffe hauptsächlich in T-L- oder L-T-Richtung (entsprechend ASTM E 399) gefertigt werden. Bei den Mischnähten werden Proben mit unterschiedlichen Orientierungen/ Lagen der Rissebenen im Schweißgut und im Übergangsbereich von Schweißgut zu Grundwerkstoff verwendet. Vor dem Versuchsbeginn werden die Proben bei Raumtemperatur in Laborluft mit einem Schwingriss definierter Länge versehen. Alternativ kommen für WEZ-Proben und Mischnahtproben auch Kompaktzugproben mit Rundkerben anstelle des Schwingrisses zum Einsatz.

Die Heisswasserkreisläufe mit Autoklaven mit integrierten elektromechanischen Zugmaschinen erlaubten es,

die im Betrieb auftretenden mechanischen, thermischen und wasserchemischen Bedingungen realitätsnah zu simulieren. Das Autoklavenvolumen von 10 bzw. 5 Liter wird 4- bzw. 6-mal pro Stunde ausgetauscht. Dies ist zur Aufrechterhaltung konstanter wasser- und elektrochemischer Bedingungen ausreichend. Im Bereich der Probe beträgt die Strömungsgeschwindigkeit einige mm/s. Sauerstoff- und Wasserstoffgehalt, Leitfähigkeit, Durchfluss, Druck und Temperatur werden im Vorlauf und Rücklauf des Niederdruck-/temperaturkreislaufs kontinuierlich gemessen. Zusätzlich wird im Hochdruck-/temperaturbereich Last, Temperatur, Druck, Korrosions- und Redox-Potential erfasst.

Die Regelung des Sauerstoff- und Wasserstoffgehaltes und der Leitfähigkeit im Vorlaufwasser erfolgt durch Einblasen von reinem Stickstoff, Sauerstoff und Wasserstoff bzw. durch die Zudosierung von 0.02 molarer wässriger H_2SO_4 -/ Na_2SO_4 - oder HCl -/ NaCl -Lösung zum hochreinen Heisswasser ($<0.06 \mu\text{S}/\text{cm}$). Das Korrosionspotential wird durch die Konzentration an gelöstem Sauerstoff bzw. das Sauerstoff-Wasserstoff-Verhältnis bestimmt. Die Messung des Korrosionspotentials der Proben und des Redox-Potentials der Umgebung (Pt-Elektrode) erfolgt kontinuierlich mit einer externen Ag/AgCl - oder einer $\text{Cu}/\text{Cu}_2\text{O}/\text{ZrO}_2$ -Referenzelektrode mit einem digitalen Multimeter und speziellen Potentialvorverstärkern mit sehr hoher Eingangsimpedanz ($>10^{14} \Omega$).

Eine kontinuierliche Messung des Risswachstums erfolgt während des Versuches mit der Gleichstrompotentialsonde (Auflösungsgrenze von 2 bis 5 mm). Nach dem Versuch wird das Risswachstum fraktographisch mit dem Licht- und Rasterelektronenmikroskop ausgemessen und die kontinuierlichen Messungen mit Hilfe der fraktographischen Ergebnisse korrigiert. Bei gleichmässigem Risswachstum über die gesamte Probenbreite unterscheiden sich die Ergebnisse der Gleichstrompotentialsonde und der Fraktographie um weniger als 5%.

2.2 Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen

2.2.1 Spannungsrissskorrosion

In guter Übereinstimmung mit der Betriebserfahrung wurde im Rahmen des RIKORR-Projektes unter simulierten stationären SWR/NWC-Bedingungen in hochreinem

sauerstoffhaltigem Heisswasser bei Temperaturen von 274 bis 288 °C bis zu hohen Werten des Spannungsintensitätsfaktors von 60 MPa·m^{1/2} eine sehr geringe SpRK-Anfälligkeit und sehr geringe SpRK-Risswachstumsraten von <0.6 mm/Jahr in RDB-Stählen beobachtet. Der konservative Charakter der BWRVIP-60-Grenzkurve 1 für den transientenfreien stationären Leistungsbetrieb wurde dabei durch eine Vielzahl von Versuchen unter konstanter Last und mit periodischer Teilentlastung sowohl für RDB-Grundwerkstoffe (≤ 0.02 Gew.% S) als auch Schweissnähte und ihre Wärmeeinflusszonen (Vickershärte < 350 HV5) für hochreines Wasser (Cl⁻, SO₄²⁻ < 1 ppb) bestätigt [17, 18].

Es konnten jedoch auch einige ungünstige, kritische Parameterkombinationen identifiziert werden, die zu einem beschleunigten SpRK-Risswachstum (> 3 mm/Jahr) in RDB-Stählen führen können. Aus den bisherigen Laborergebnissen kann geschlossen werden, dass beschleunigtes SpRK-Risswachstum unter stark oxidierenden SWR/NWC-Bedingungen (ECP ≥ 0 mV_{SWE}, Sauerstoffgehalt ≥ 200 ppb) nur unter ganz spezifischen Bedingungen auftritt. Kombinationen folgender ungünstiger Faktoren können in RDB-Stählen (< 0.022 Gew.% S) unter diesen Bedingungen zu einem stationären SpRK-Risswachstum oberhalb der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurve 1 und 2 führen:

- Mittlere Temperaturen (180–270 °C) in Verbindung mit einer ausgeprägten DSA-Anfälligkeit (d.h. hoher Gehalt an interstitiell gelöstem N und C).
- Stark aufgehärtete Zonen (Härte ≥ 350 HV5, $R_p \geq 700$ MPa) in der WEZ von Schweissnähten bei unsachgemässer Schweissung/Wärmebehandlung insbesondere in Verbindung mit einem hohen Schwefelgehalt.
- Überlagerte Lastfluktuationen mit kleiner Amplitude bei hohem Lastverhältnis ($R > 0.95$, «Ripple Loading») oder überlagerte relativ häufige Laständerungen.
- Cl⁻-Konzentration $\geq$ EPRI Action Level Grenzwert 1 (Bild 2).

Unter diesen, für den störungsfreien Reaktorbetrieb und ordnungsgemäss hergestellte und wärmebehandelte ferritische Komponenten untypischen Bedingungen können die SpRK-Raten sehr hohe Werte von bis zu wenigen m/Jahr erreichen. Das Risswachstum kann unter diesen Bedingungen durch die «High-Sulphur»-SpRK-Risswachstumskurve des GE-Modells konservativ abgeschätzt werden [17, 18].

Während des Berichtsjahres wurde der Einfluss des Chlorids auf das SpRK-Risswachstum unter SWR/NWC-Bedingungen bei einem tieferen Korrosionspotential ECP von -100 mV_{SWE} (50 ppb O₂) weiter untersucht. Vergleichbare Korrosionspotentiale treten im ferritischen Speisewassersystem von SWR auf. In diesem ECP-Bereich führte selbst die Zugabe von 100 ppb Chlorid (= EPRI Action Level Grenzwert 3) zu keiner Beschleunigung des SpRK-Risswachstums bei K_I-Werten < 60 MPa·m^{1/2} (Bild 3). In guter Übereinstimmung mit Modellvorstellungen [18–21] resultiert das tiefere Korrosionspotential also in einer deutlich höheren Toleranz gegenüber dem Chlorid. Da die kritische Chloridkonzentration für beschleunigtes SpRK-Risswachstum bei K_I-Werten < MPa·m^{1/2} schon bei einem ECP von -100 mV_{SWE} oberhalb des Action Level Grenzwertes 3 der EPRI-SWR-Wasserchemierichtlinie liegt, wurde auf die weiteren geplanten Versuche bei einem Korrosionspotential von -300 mV_{SWE} verzichtet.

Bisherige Untersuchungen am PSI unter simulierten SWR/NWC-Bedingungen wurden ausschliesslich in sauerstoffhaltigem Heisswasser durchgeführt. In Wirklichkeit enthält aber das Reaktorwasser einen gegenüber dem effektiven Sauerstoffgehalt (O₂ + $\frac{1}{2}$ H₂O₂) leicht unterstöchiometrischen Anteil an Wasserstoff. Das in sauerstoffhaltigem Heisswasser beobachtete Korrosionsrisswachstumsverhalten wurde deshalb in einigen Versuchen mit Sauerstoff-Wasserstoff-Mischungen mit Sauerstoffüberschuss verifiziert. In diesen Untersuchungen wurde bei vergleichbarem Korrosionspotential dasselbe SpRK- und SwRK-Verhalten beobachtet wie in sauerstoffhaltigem Heisswasser. Diese Untersuchungen scheinen die Modellvorstellungen zu bestätigen, dass das Korrosionsrisswachstum primär durch das Korrosionspotential (bzw. den Potentialgradienten im Risskanal) bestimmt wird.

2.2.2 Schwingrisskorrosion

Alle bisher im Kraftwerksbetrieb aufgetretenen Korrosionsrissbildungen in ferritischen Stählen waren sowohl auf relevante dynamische/niederzyklische mechanische Zusatzbeanspruchungen (z.B. durch Temperaturschichtungsphänomene, Temperatur- und Druckzyklen während transients Betriebsbedingungen, wie z.B. Anfahr-/Abfahrvorgänge) als auch auf oxidierende Umgebungsbedingungen (Sauerstoff, Cu-Kationen, Sauerstoffaufkonzentration in stagnierendem Dampfkonkondensat) zurückzuführen [17, 18].

Die für Strukturintegritätsbewertungen unter solchen Beanspruchungsbedingungen verwendeten Referenzermüdungsrisswachstumskurven im ASME BPV Code (Section XI, Appendix A, Article A-4300) hängen nur von der Schwingbreite des Spannungsintensitätsfaktors ΔK und dem Spannungsverhältnis R ab. Der in unseren Untersuchungen beobachtete starke Einfluss des Korrosionspotentials ECP, Sauerstoffgehalts und der Belastungsfrequenz ist hierbei nicht direkt berücksichtigt.

Die bisherigen Untersuchungen am PSI [17,18] haben klar gezeigt, dass die ASME-XI-«Wet»-Ermüdungsrisswachstumskurven das SwRK-Risswachstum in RDB-Stählen über einen weiten Bereich von SWR/NWC-Bedingungen konservativ abdecken und nur unter ganz

spezifischen, aber z.T. betriebesrelevanten Kombinationen von Belastungs- und Umgebungsparametern signifikant überschritten werden. So wurden die ASME-XI-«Wet»-Risswachstumskurven in den PSI-Experimenten unter stark oxidierenden Bedingungen ($ECP > 0 \text{ mV}_{SWE}$, $0.4 - 8 \text{ ppm O}_2$) selbst in höchstreinem ($\kappa \leq 0.06 \mu\text{S/cm}$) Wasser bei Belastungsfrequenzen unterhalb von 10^{-2} Hz zum Teil deutlich überschritten [3]. Entsprechende Belastungsbedingungen können beispielsweise während dem An- und Runterfahren der Anlage sowie bei globalen Schichtungsphänomenen in Rohrleitungen und den angrenzenden Behälterstützen auftreten. Unter diesen stark oxidierenden Bedingungen wurden die ASME-XI-«Wet»-Ermüdungsrisswachstumskurven zudem auch bei sehr kleinen Lastfluktuationen bei hohen

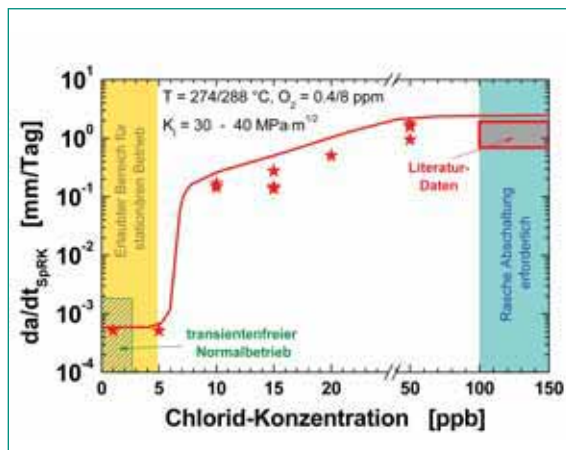


Bild 2: Zusammenhang zwischen Chlorid-Konzentration und SpRK-Risswachstumsrate für den RDB-Stahl C (0.018 Gew.% S) im K_I -Bereich von 30 bis $40 \text{ MPa} \cdot \text{m}^{1/2}$ bei einem ECP von +50 bis +150 mV_{SWE} . Unter diesen stark oxidierenden Bedingungen deutet sich eine kritische Chlorid-Konzentration zwischen 5 und 10 ppb für das Auftreten von beschleunigtem SpRK-Risswachstum an.

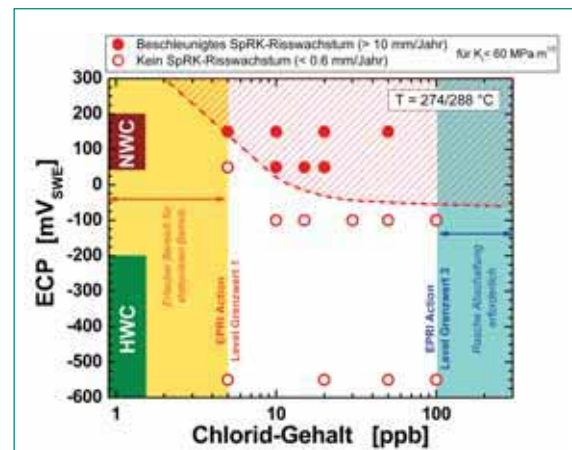


Bild 3: Anfälligkeitsbedingungen (kritische Kombinationen von Korrosionspotential und Chlorid-Konzentration) für das Auftreten von beschleunigtem SpRK-Risswachstum in ferritischen RDB-Stählen im Vergleich zu typischen Wasserchemiebedingungen im stationären SWR/NWC- bzw. HWC-Leistungsbetrieb.

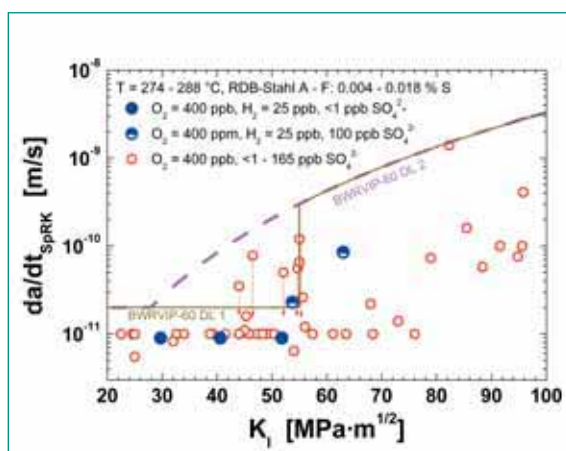


Bild 4: Vergleichbares SpRK-Risswachstumsverhalten in sauerstoff- bzw. sauerstoff- und wasserstoffhaltigem Heißwasser bei ähnlichem Korrosionspotential.

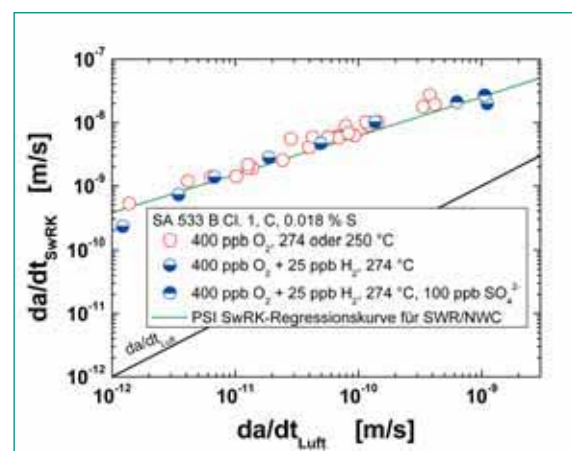


Bild 5: Vergleichbares SwRK-Risswachstumsverhalten in sauerstoff- bzw. sauerstoff- und wasserstoffhaltigem Heißwasser bei ähnlichem Korrosionspotential.

Lastverhältnissen $R \geq 0.9$ in Verbindung mit kleinen ΔK im Frequenzbereich von 10^{-2} bis 1 Hz deutlich überschritten. Wie weit diese Beanspruchungsbedingungen für bestimmte Rohrleitungsabschnitte wirklich betriebsrelevant sind, bleibt noch abzuklären.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die ASME-XI-«Wet»-Risswachstumskurven das experimentell unter simulierten SWR/NWC-Bedingungen beobachtete SwRK-Risswachstumsverhalten ferritischer RDB- und Rohrleitungsstähle unausgewogen beschreiben und je nach Systembedingungen entweder deutlich zu niedrige oder zu hohe Risswachstumsraten voraussagen. Aus diesen Gründen sollte eine Modifikation der Kurven oder ein SWR Code Case in Betracht gezogen werden, welche wie in [1, 18] vorgeschlagen den Einfluss der Belastungsfrequenz und des Korrosionspotentials besser berücksichtigen. Hierdurch könnten sowohl unnötige Überkonservativitäten als auch bestehende Unsicherheiten mit möglicherweise unzureichenden Marge deutlich reduziert werden.

2.3 Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/HWC-Bedingungen

Der Einfluss der Wasserstoffeinspeisung wurde in weiteren Experimenten unter jenen kritischen Parameterkombinationen untersucht, die bei der NWC-Fahrweise unter statischer und zyklischer Belastung zu beschleunigtem SpRK- und SwRK-Risswachstum weit oberhalb der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurven bzw. ASME-XI-«Wet»-Referenzermüdungsrisswachstumskurven in RDB-Stählen führen können.

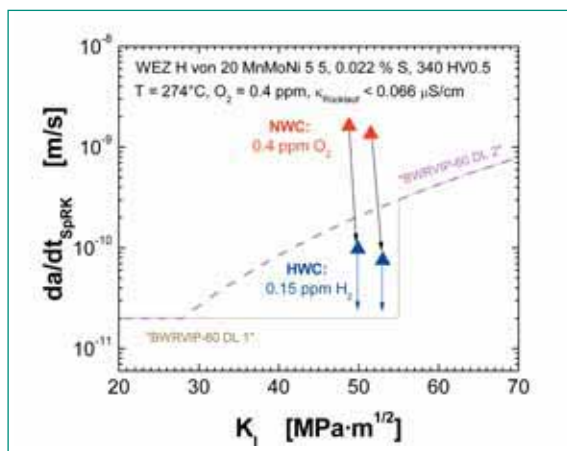


Bild 6: Signifikante Reduktion der SpRK-Risswachstumsrate in der anfälligen WEZ H beim Übergang von NWC- (+60 mV_{SWE}) zu HWC-Bedingungen (-580 mV_{SWE}) mit nachfolgendem Riss-arrest.

2.3.1 Spannungsrisskorrosion

In allen bisherigen Untersuchungen wurde jeweils unter all diesen kritischen Bedingungen schon wenige Stunden nach dem Wechsel von oxidierenden NWC- zu reduzierenden HWC-Bedingungen eine signifikante Reduktion der SpRK-Risswachstumsraten um mindestens eine Größenordnung beobachtet. Nach der Rückkehr zu oxidierenden NWC-Bedingungen verblieben die SpRK-Risswachstumsraten unter rein statischer Belastung für die verbleibende Versuchsdauer von wenigen hundert Stunden jeweils auf demselben niedrigen Niveau wie unter HWC-Bedingungen. Dieses Verhalten wurde im Berichtsjahr durch Experimente mit der anfälligen WEZ H (Bild 6) sowie bei Chlorid-Gehalten bis zu 100 ppb (Bild 3) weiter bestätigt [10, 13, 14].

Unter reduzierenden SWR/HWC-Bedingungen (ECP = -500 mV_{SWE}) wurde in RDB-Grundwerkstoffen in hochreinem Heisswasser bis zu sehr hohen K_I -Werten von 80 bis 100 MPa·m^{1/2} kein oder nur extrem langsames SpRK-Risswachstum (< 0.6 mm/Jahr) deutlich unterhalb der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurve 1 beobachtet (Bild 7). Selbst die Zudosierung von 100 ppb (= EPRI Action Level Grenzwert 3) Chlorid oder Sulfat führte unter diesen Bedingungen zu keiner Beschleunigung des SpRK-Risswachstums.

Kontrollexperimente mit Wasserstoff-Sauerstoff-Mischungen mit einem deutlichen stöchiometrischen Überschuss an Wasserstoff ($H_2/O_2 > 10$) und erhöhtem Korrosionspotential von -100 mV_{SWE} haben die Konservativität der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurven für SWR/HWC-Bedingungen weiter bestätigt (Bild 7).

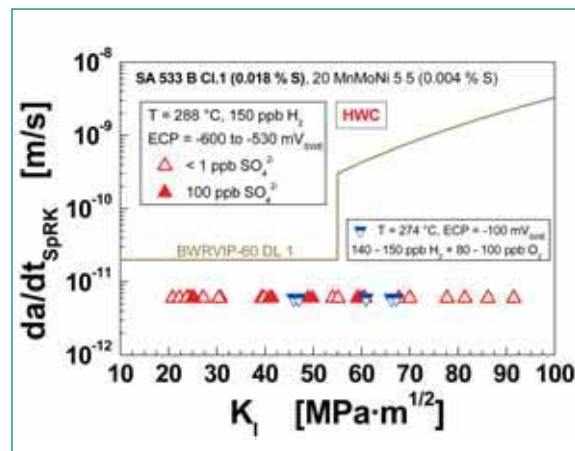


Bild 7: Bestätigung des konservativen Charakters der BWRVIP-60-SpRK-Grenzkurve 1 unter simulierten HWC-Bedingungen.

2.3.2 Schwingrisskorrosion

Die bisherigen SwRK-Versuche mit niedriger Belastungsfrequenz ($\leq 10^{-2}$ Hz) und einem Wechsel zwischen NWC- und HWC-Bedingungen zeigten jeweils schon wenige Stunden nach Zudosierung des Wasserstoffs und dem Übergang zu reduzierenden Bedingungen (< -200 mV_{SWE}) eine signifikante Abnahme der SwRK-Risswachstumsraten um mindestens eine Größenordnung. 10 bis 50 Stunden nach Rückkehr zu oxidierenden NWC-Bedingungen erreichten die SwRK-Risswachstumsraten wieder die gleichen Werte wie vor dem Wechsel zu den reduzierenden HWC-Bedingungen. Bei sehr niedrigen Belastungsfrequenzen ($< 10^{-3}$ Hz) konnte nach der Rückkehr zu oxidierenden NWC-Bedingungen die hohen SwRK-Risswachstumsraten zum Teil nur nach einer temporären Erhöhung der Belastungsfrequenz wieder erreicht werden. Unter oxidierenden NWC-Bedingungen wurde die ASME-XI-«Wet»-Risswachstumskurve bei diesen Belastungsbedingungen deutlich überschritten. Unter reduzierenden HWC-Bedingungen hingegen lagen die SwRK-Risswachstumsraten jeweils deutlich unterhalb dieser Kurve und zum Teil nur leicht oberhalb der Ermüdungsrisswachstumskurve an Luft [10, 13]. Die HWC- oder HWC/NMCA-Fahrweise führt also insbesondere unter jenen Kombinationen von Belastungs-, Umgebungs- und Materialparametern, bei denen in der Vergangenheit in SWR vereinzelte DRK-/SwRK-Rissbildungen auftraten und die zu hohen Risswachstumsraten oberhalb der ASME-XI-«Wet»-Ermüdungsrisswachstumskurven führen können, zu einer signifikanten Abnahme der SwRK-Risswachstumsraten und deshalb zu einem erheblichen Zugewinn an Sicherheit im Vergleich zu NWC-Bedingungen. Dieses Verhalten wurde auch durch Versuche mit kleinen Lastfluktuationen bei hohem Lastverhältnis R («Ripple Loading») im Berichtsjahr weiter bestätigt [10, 13].

In Bild 8 sind die PSI-Ergebnisse mit ähnlichen Untersuchungen von Andresen [22, 23] mit zum Teil mit Edelmetall beschichteten Proben (NMCA) und mit den Vorhersagen des GE-Modells [24] verglichen. In guter Übereinstimmung mit den Modellvorstellungen fielen beim Übergang von sauerstoffhaltigem/oxidierendem (bzw. stöchiometrischem Sauerstoffüberschuss im Falle mit Edelmetall beschichteter Proben) zu wasserstoffhaltigem/reduzierendem (bzw. stöchiometrischem Wasserstoffüberschuss) Heisswasser die SwRK-Raten jeweils von Werten im Bereich der «PSI Mean»-Kurve [10, 13, 18] nahe der «High-Sulphur»-SwRK-Linie in den Bereich der «Low-Sulphur»-SwRK-Linie des GE-Modells ab. Unter diesen kritischen niederfrequenten Belastungsbedingungen ($< 10^{-2}$ Hz) resultierte die HWC- oder HWC/ NMCA-Fahrweise jeweils in einer signifikanten Reduktion der SwRK-Risswachstumsraten um einen Faktor 10 bis 50. Andererseits wird bei Belastungsfrequenzen oberhalb von 10^{-2} bis 10^{-1} Hz (rechter Teil in Bildern 8 bis 11), bei denen eine geringere Beschleunigung des Ermüdungsrisswachstums beobachtet wird, keine oder nur eine geringe Reduktion der SwRK-Risswachstumsraten erwartet, da unter diesen Belastungsbedingungen auch in sauerstofffreiem Heisswasser «High-Sulphur»-Wasserchemie-Bedingungen im Risspitzenelektrolyt vorliegen können [18, 19, 24, 25].

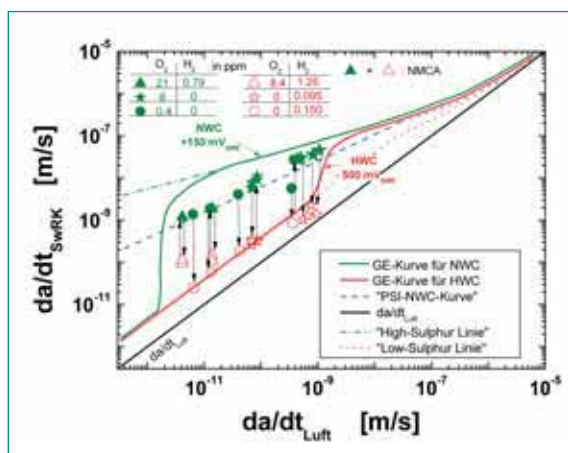


Bild 8: Vergleich der SwRK-Risswachstumsraten da/dt_{SwRK} während NWC- und HWC-Phasen mit dem GE-Modell und den entsprechenden Risswachstumsraten an Luft da/dt_{Luft} bei identischen Belastungsbedingungen.

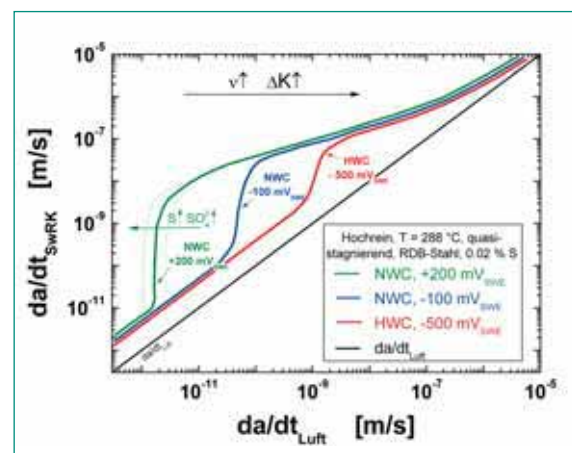


Bild 9: Vorhersagen des GE-Modells für das SwRK-Risswachstum in einem RDB-Stahl mit einem hohen S-Gehalt von 0.02 Gew.% S in quasi-stagnierendem Heisswasser bei unterschiedlichen Korrosionspotentialen.

Entsprechend dem GE-Modell (Bild 9) [24, 25] wird erwartet, dass sich der Übergang vom schnellen «High-Sulphur»- zum langsameren «Low-Sulphur»-SwRK-Risswachstum mit zunehmendem Korrosionspotential ECP und Schwefelgehalt des Stahls exponentiell bzw. linear zu tieferen Risswachstumsraten bzw. Belastungsfrequenzen hin verschiebt. Im Berichtsjahr wurde deshalb versucht die kritischen Risswachstumsraten in Abhängigkeit des Korrosionspotentials mit konservativen Experimenten (RDB-Stahl mit hohem S-Gehalt, Versuche mit abnehmender Belastungsfrequenz) zu ermitteln (Bildern 10 bis 12). Aus den kritischen Risswachstumsraten lassen sich kritische Belastungsfrequenzen $\nu_{crit} = (\Delta K, R, ECP)$ und Schwellenwerte $\Delta K_{SwRK}(\nu, R, ECP)$ ableiten, unterhalb derer man nur mit einer geringen umgebungsbedingten Beschleunigung des Ermüdungsrisswachstums rechnen muss.

Wie aus den Bildern 10 bis 12 erkennbar ist verschiebt sich die kritische Risswachstumsrate $da/dt_{Luft,krit}$ mit zunehmendem Korrosionspotential zu tieferen Risswachstumsraten hin. Es können deshalb bei hohen Potentialen deutlich niedrigere kritische Belastungsfrequenzen ν_{crit} und Schwellenwerte ΔK_{SwRK} erwartet werden. Während die Übergangskurven des GE-Modells bis zu einem ECP von -100 mV_{SWE} recht gut mit den experimentellen Beobachtungen übereinstimmen, wird unter stark oxidierenden Bedingungen von $+50$ bis $+150 \text{ mV}_{SWE}$ eine grosse Diskrepanz beobachtet. Diese ist vermutlich darauf zurückzuführen, dass das GE-Modell

die Dynamische Rekalterung nicht berücksichtigt, die sich bei diesen tiefen Belastungsfrequenzen (bzw. niedrigen Risswachstumsraten) deutlicher bemerkbar macht [18].

Bilder 9 bis 12 zeigen im Prinzip einen Weg auf, wie sich für ausgewählte, wichtige und betriebsrelevante ECP-Bereiche (z.B. für SWR/NWC oder HWC) verbesserte und sehr einfache Ermüdungsreferenzkurven ermitteln liessen, welche das SwRK-Risswachstumsverhalten über einen sehr weiten Parameterbereich realistisch wiedergeben würden. Hiermit liessen sich auch die bisher existierenden Überkonservativitäten und Unsicherheiten relevant reduzieren.

2.4 Risskorrosionsverhalten einer Inconel-182-RDB-Mischnaht

In den letzten Jahren sind sowohl in Druckwasserreaktoren (DWR) [26] als auch SWR [27] SpRK-Rissbildungen im Inconel-182-Schweissgut von Mischnähten zwischen ferritischen RDB-Stählen und Nickelbasislegierungen (Inconel-600) oder austenitisch rostfreien Stählen (AISI 304 L, 316 L) aufgetreten, die zum Teil zu Leckagen geführt haben und teure Reparaturmassnahmen sowie zusätzliche Inspektionen zur Folge hatten. In SWR wurden SpRK-Rissbildungen in der Kernmantel-Support-Struktur (Tsuruga), Durchführungen in der RDB-Bodenkalotte (Hamaoka 1) oder in Safe-End-Ver-

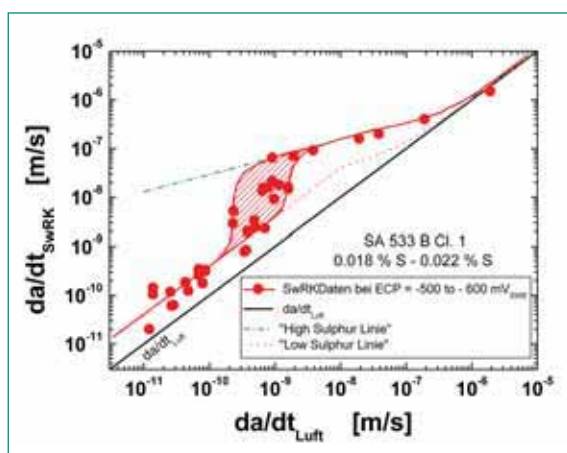


Bild 10: SwRK-Risswachstumsverhalten von RDB-Stählen mit hohem S-Gehalt unter simulierten HWC-Bedingungen. Unter diesen Randbedingungen deutet sich eine kritische Risswachstumsrate $da/dt_{Luft,krit}$ im Bereich von $5E-10 \text{ m/s}$ an. Weiter erkennt man, dass im Übergangsbereich grosse Streuungen auftreten, da hier beispielsweise schon kleine Unterschiede im lokalen S-Gehalt einen grossen Einfluss ausüben können.

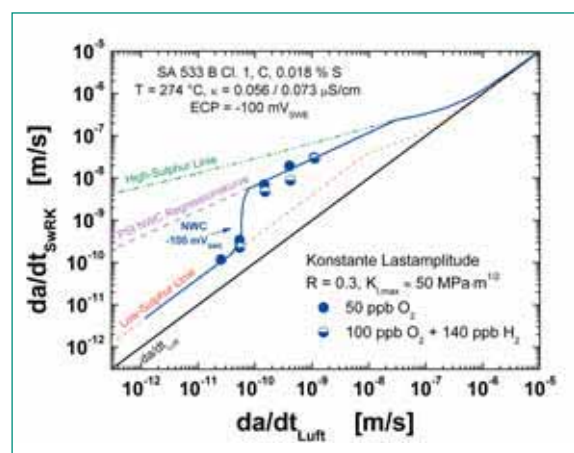


Bild 11: SwRK-Risswachstumsverhalten in einem RDB-Stahl mit hohem S-Gehalt bei einem Korrosionspotential von -100 mV_{SWE} . Sowohl in sauerstoff- als auch in sauerstoff- und wasserstoffhaltigem Wasser deutet sich bei diesem ECP eine kritische Risswachstumsrate $da/dt_{Luft,krit}$ im Bereich von $5E-11 \text{ m/s}$ an.

bindungen zwischen RDB-Stützen und diversen Rohrleitungen (Chinsan, Duanne Arnold, ...) beobachtet. Zwar beschränkten sich die meisten dieser Rissbildungen fast immer auf das Inconel-182-Schweissgut, dennoch stellt sich die sicherheitstechnisch wichtige Frage, ob sich ein SpRK-Risswachstum im Inconel-182-Schweissgut allenfalls in den RDB-Stahl fortsetzen kann.

Im Rahmen einer Zusammenarbeit mit dem Fracture Research Institute (FRI) der Tohoku Universität in Sendai (Japan) wird deshalb zurzeit das SpRK-Risswachstumsverhalten in der komplexen Übergangszone vom Inconel-182-Schweissgut entlang der Schmelzlinie und WEZ in den unbeeinflussten RDB-Stahl SA 508 Cl. 2 hinein unter simulierten SWR/NWC-Bedingungen experimentell untersucht [3]. Erste Zwischenergebnisse wurden dieses Jahr in einem gemeinsamen Beitrag im Rahmen einer internationalen Konferenz publiziert [11] und sind auf grosses Interesse der Fachwelt gestossen.

Im Berichtsjahr wurde ein weiteres Mischnaht-Langzeitexperiment unter SWR/NWC-Bedingungen mit einer Gesamtdauer von beinahe 4 Monaten zur Überprüfung und besseren Absicherung der bisher erzielten Ergebnisse durchgeführt. Im Gegensatz zu den ersten Experimenten wurden aufgrund der begrenzten Menge an Probenmaterial nun kleinere 0.5-C(T)-Proben verwendet. Die Rissebenen lagen quer zu Schmelzlinie in der Aufmischungszone des Inconel-182-Schweissgutes in einem mittleren Abstand von 1.5 bzw. 1 mm von der

Schmelzlinie. Aufgrund der veränderten Probengeometrie und Risskonfiguration war eine erneute Kalibrierung der Gleichstrompotentialsonde mittels Berechnungen mit der Methode der Finiten Elemente notwendig [28].

Die bisher gewonnenen Erkenntnisse wurden durch diesen Versuch weiter bestätigt und abgesichert. Um zu verifizieren, dass der SpRK-Riss nicht relevant in den RDB-Stahl hineinwächst, wurde in diesem Experiment, nachdem die Gleichstrompotentialsonde ein Einschlagen des SpRK-Risswachstums in der Nähe der Schmelzlinie angezeigt hatte, die periodische Teilentlastung für weitere 800 Stunden aufrechterhalten. Im Folgenden werden nochmals die wichtigsten Ergebnisse aller bisherigen Experimente zusammengefasst:

Wie erwartet wurde im Bulk-Inconel-182-Schweissgut auch in hochreinem sauerstoffhaltigem Heisswasser jeweils schnelles, interdendritisches SpRK-Risswachstum in dem für diese Umgebung typischen Bereich beobachtet [11, 29]. Das nachfolgende Risswachstum in der Aufmischungszone des Inconel-182-Schweissguts war jeweils vergleichbar mit jenem im Bulk-Schweissgut (Bild 13). Sobald jedoch grössere Teile der Rissfront die Schmelzlinie/WEZ des RDB-Stahls erreichten, wurde jeweils selbst unter aggressiven Umgebungsbedingungen (8 ppm O₂, 30 ppb SO₄²⁻) ein starker Abfall der SpRK-Risswachstumsrate mit nachfolgendem Rissstillstand im Bereich der Schmelzlinie (Bilder 14 und 15) be-

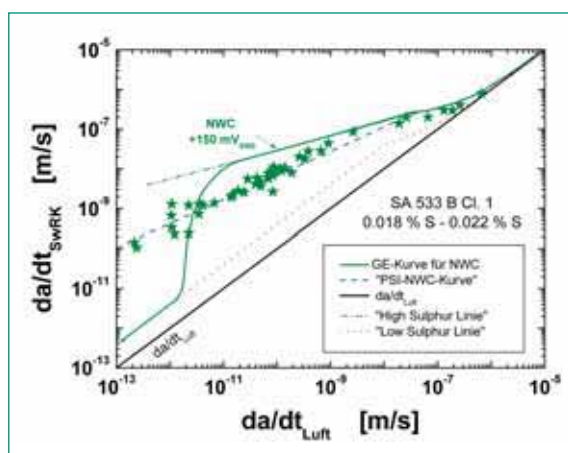


Bild 12: SwRK-Risswachstumsverhalten in RDB-Stählen mit hohem S-Gehalt unter stark oxidierenden NWC-Bedingungen. Unter diesen Randbedingungen deutet sich gegenüber dem GE-Modell eine massiv tiefere kritische Risswachstumsrate $da/dt_{Luft,krit} < 1E-13$ m/s an. Das GE-Modell unterschätzt deshalb das SwRK-Risswachstum bei niedrigen Belastungsfrequenzen und hohen ECPs massiv.

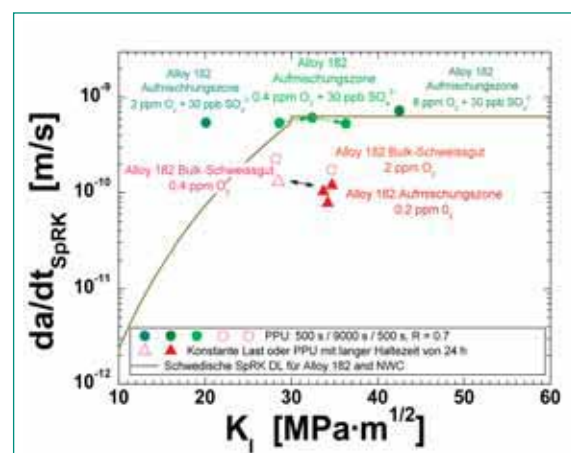


Bild 13: SpRK-Risswachstumsraten in Inconel-182 (Bulk-Schweissgut und Aufmischungszone) unter simulierten SWR-Bedingungen im Vergleich zur einer schwedischen SpRK-Grenzkurve für dieses Material.

obachtet. Unter periodischer Teilentlastung oder rein statischer Last wuchs der Korrosionsriss nur ganz vereinzelt an sehr wenigen, lokalen Stellen um bis zu maximal 100 µm in die WEZ des RDB-Stahls hinein, um dann dort stehen zu bleiben. Hingegen wurde in der Aufmischungszone im Inconel-182-Schweissgut recht häufig an mehreren Stellen an der Rissfront Rissverzweigung und Korrosionsrisswachstum parallel zur Schmelzlinie (d.h. quer zur Probenmittelebene) beobachtet. Diese Beobachtungen deuten auf eine gegenüber dem RDB-Stahl deutlich erhöhte Risskorrosionsanfälligkeit dieser Zone hin.

Nach dem Einschlafen des SpRK-Risswachstums im Bereich der Schmelzlinie wurde in einem Experiment der Riss durch zyklische Belastung gezwungen, die Schmelzlinie zu durchqueren. Selbst unter zyklischer Belastung wuchs der Riss zunächst für mehrere hundert µm bis einige wenige mm entlang der ganzen Rissfront in geringem Abstand parallel zur Schmelzlinie, bevor er schlussendlich doch noch in den RDB-Stahl eintrat. Nach Überquerung der Schmelzlinie unter zyklischer Belastung waren die SpRK-Risswachstumsraten in der WEZ des RDB-Stahls unter periodischer Teilentlastung um mindestens eine Größenordnung tiefer als im Inconel-182-Schweissgut, und es wurde jeweils schon kurz nach dem Übergang zu rein statischer Belastung ein Einschlafen des Risswachstums beobachtet. In der WEZ des RDB-Werkstoffs und im unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff wurde ein transkristallines Korrosionsrisswachstum jeweils nur unter zyklischer Belastung (SwRK), nicht aber unter rein statischer Belastung (SpRK) beobachtet. Das Korrosionsrisswachstumsverhalten im Inconel-182-Schweissgut und im unbeein-

flussten RDB-Grundwerkstoff in der Mischnaht stimmt dabei sehr gut mit jenem in homogenen Proben aus den entsprechenden Materialien [11, 17, 18, 29] überein.

In guter Übereinstimmung mit der Betriebserfahrung [11, 15] und den aufgetretenen Rissbildungen in Mischnähten [25, 26] deuten diese ersten Untersuchungen mit der Inconel-182/RDB-Stahl-Mischnaht unter SWR/NWC-Bedingungen darauf hin, dass ein schnelles interdendritisches SpRK-Risswachstum unter statischer Beanspruchung im anfälligen Inconel-182-Schweissgut in der Aufmischungszone nahe der Schmelzlinie oder spätestens in der WEZ des RDB-Stahls zum Stillstand kommt und nicht weiter in den unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff fortschreitet.

2.5 ICG-EAC-Inconel-182-/Inconel-600-Ringversuch

Innerhalb der ICG-EAC-Gruppe wurde 2002 ein Ringversuchsprogramm zur Risskorrosion in Nickelbasislegierungen unter SWR- und DWR-Bedingungen gestartet, das durch das Forschungs- und Entwicklungszentrum von General Electric (GE CRD) koordiniert wird und an dem sich insgesamt 23 Teilnehmer aus Amerika (4), Europa (9) und Asien (10) beteiligen. Das Ringversuchsprogramm hat folgende drei Hauptzielsetzungen:

- Etablierung einer breit abgestützten ICG-EAC-Versuchspraxis («Testing Guidelines») für Korrosionsrisswachstumsexperimente unter SWR- und DWR-Bedingungen.
- Identifikation und Eliminierung von möglichen Fehlerquellen und Ursachen für die grosse Streubreite von Risswachstumsdaten, verbunden mit der Optimierung von Versuchseinrichtungen und Testprozeduren.
- Erzeugung von belastbaren SpRK-Risswachstumsdaten in Inconel-182-Schweissgut unter SWR- und DWR-Bedingungen.

Das Ringversuchsprogramm teilt sich in Untersuchungen unter SWR- und DWR-Bedingungen auf und besteht aus fünf Phasen (Tabelle 5). In der ersten Phase musste von jedem Teilnehmer eine detaillierte Dokumentation zu den Versuchseinrichtungen erstellt und ein entsprechender Fragenkatalog von GE CRD beantwortet werden. Diese Dokumentation und die unterschiedlichen Versuchsanlagen wurden im Rahmen des ICG-EAC-2003-Meetings diskutiert und Empfehlungen

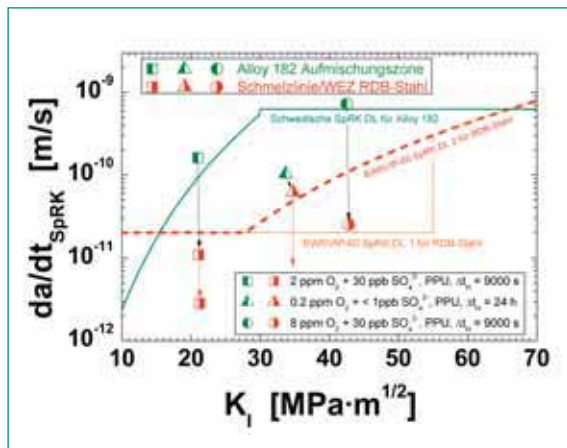


Bild 14: Einschlafen des SpRK-Risswachstums im Bereich der Schmelzlinie/WEZ des RDB-Stahls.

für die Modifikation von Versuchseinrichtungen ausgearbeitet, sodass in allen Labors möglichst vergleichbare Versuchsbedingungen erzielt werden können.

Die Phase 2 sollte primär aufzeigen, bis zu welchem Grad vergleichbare Versuchsbedingungen und Testergebnisse in den einzelnen Labors erzeugt werden können, und mithelfen allfällige Fehlerquellen und Ursachen für die grosse Streubreite der Ergebnisse zu identifizieren. Aus diesem Grund wurde für diese Phase ein Werkstoff und Materialzustand gewählt, der sowohl unter SWR- wie auch DWR-Bedingungen ein relativ gut bekanntes Risswachstumsverhalten aufweist und eine ausreichend hohe Risswachstumsanfälligkeit zeigt. Alle Partner hatten ihre Experimente der Phase 2 bis Juli 2005 durchgeführt und ausgewertet. Trotz des sehr inhomogenen Gefüges und der zum Teil starken Beeinflussung des lokalen Risswachstums durch Oxideinschlüsse wurden von allen Partnern unter identischen Umgebungsbedingungen sowohl bei SWR- als auch DWR-Bedingungen vergleichbare Ergebnisse mit Riss-

wachstumsraten im für diese Legierung typischen Bereich beobachtet. Unter DWR-Bedingungen konnte jedoch in vielen Fällen das schnelle SpRK-Risswachstum unter konstanter Last nicht aufrechterhalten werden [3].

Aufgrund der vergleichbaren Ergebnisse und der begrenzten finanziellen Mittel bei den meisten Projektpartnern wurde im Rahmen des ICG-EAC-Meetings 2004 entschieden, den Ringversuch mit der eigentlichen Kernphase 4 fortzusetzen. In dieser Phase wird das SpRK-Risswachstumsverhalten im Inconel-182-Schweissgut unter SWR- bzw. DWR-Bedingungen untersucht. Als Probenmaterial wird eine mittels Metalllichtbogen-Handscheissung in Japan gefertigte Inconel-182-Schweissschweißverbindung zwischen zwei Inconel-600-Platten verwendet (Bild 1). Zurzeit laufen bei GE CRD und anderen Projektpartnern umfassende Untersuchungen zur Charakterisierung der Schweißnaht (Gefüge, Mikrohärt, Eigenspannungen, lokale plasti-

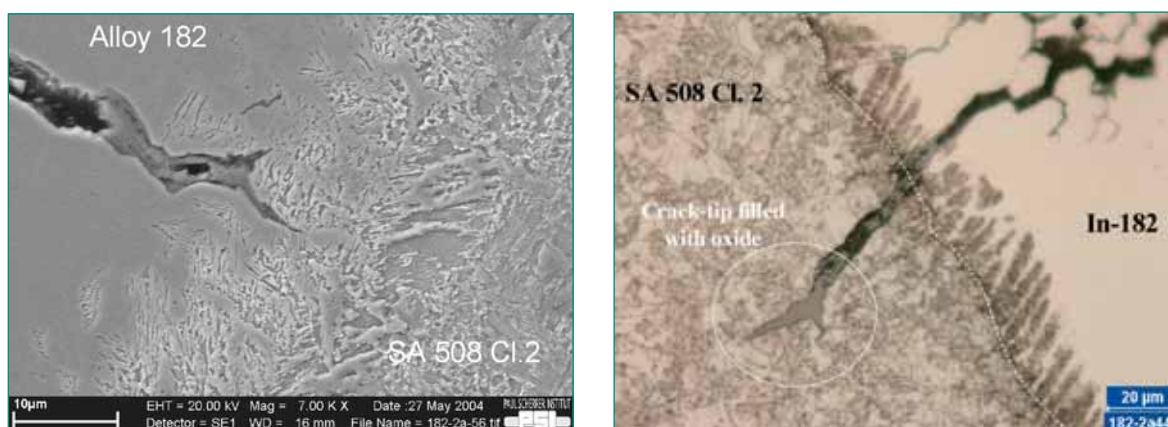


Bild 15: Rasterelektronen- (links) und lichtmikroskopische (rechts) Aufnahme von geätzten Querschliffen von in einem Versuch mit periodischer Teilentlastung in Heisswasser mit einem Sauerstoffgehalt von 8 ppm getesteten Inconel-182-RDB-Stahl-Mischnahtproben. Das verwendete Ätzmittel Nital greift dabei nur den niedriglegierten RDB-Stahl an. Metallographische Bestätigung des mit der Gleichstrompotentialsonde im Bereich der Schmelzlinie/WEZ des RDB-Stahls beobachteten Einschlafens des SpRK-Risswachstums.

Phase	SWR 15 Teilnehmer Bedingungen		DWR 14 Teilnehmer Bedingungen		Zeitplan
	Material		Material		
Phase 1a	Dokumentation zu Versuchssystemen		Dokumentation zu Versuchssystemen		Dez. 02
Phase 1b	Diskussion und allfällige Modifikationen → vergleichbare Versuchsbedingungen		Diskussion und allfällige Modifikationen → vergleichbare Versuchsbedingungen		April 03
Phase 2a	In-600 CW	2 ppm O ₂	In-600 CW	B/Li, 325 °C, 30 cc/kg H ₂	2004
Phase 2b	In-600 CW	2 ppm O ₂ + 30 ppb SO ₄ ²⁻	In-600 CW	B/Li, 288 °C, 30 cc/kg H ₂	2004
Phase 3a	Vergleich der SpRK-Ergebnisse		Vergleich der SpRK-Ergebnisse		2004
Phase 3b	In-600 CW	Evtl. Testwiederholung	In-600 CW	Evtl. Testwiederholung	2005
Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 3	In-182	Festlegung nach Phase 3	2005
Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 4a	2006
Phase 5	Abschlussbericht + «Testing Guidelines»				2007

Tabelle 5: Programm und Planung für den ICG-EAC-Ringversuch.

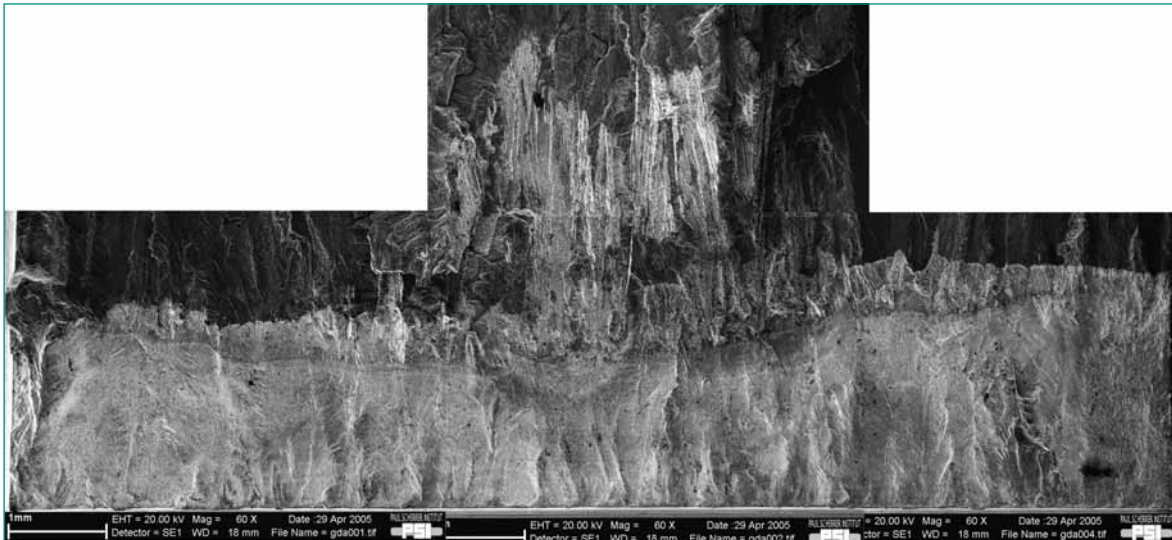


Bild 16: Lokales und fingerförmiges, interdendritisches SpRK-Risswachstum in der Mitte der am PSI unter SWR/NWC-Bedingungen getesteten Inconel-182-Probe (REM-Aufnahme).

sche Dehnungen). Die Projektpartner haben im Oktober 2004 die erste Rohprobe zur Fertigung einer 12,5 mm dicken 0,5-T-C(T)-Probe mit Seitenkerbe erhalten. Der erste Versuch (Phase 4a) sollte bis spätestens Mitte 2005 durchgeführt werden, um die Ergebnisse im Rahmen des ICG-EAC-Meetings 2005 und der 12th International Conference on Environmental Degradation gemeinsam besprechen zu können. Bis anhin haben nur sechs Partner mit den Experimenten der Phase 4 begonnen. Das PSI hat als erster Partner einen Versuch unter SWR/NWC-Bedingungen abgeschlossen und ausgewertet [4]. Die Probe stammte dabei aus dem Bereich der Schweissnahtwurzel (Bild 1). Wie erwartet wurde in diesem Material interdendritisches SpRK-Risswachstum beobachtet. Das Risswachstum beschränkte sich auf wenige fingerförmige Stellen entlang der Rissfront, was

nicht untypisch für diesen Werkstoff ist (Bild 16). Die beobachteten, maximalen lokalen SpRK-Risswachstumsraten lagen dabei im typischen Bereich [29] für Inconel-182-Schweissgut unter SWR-Umgebungsbedingungen (Bild 17).

2.6 Publikationen 2005

Zeitschriftenartikel

- H.P. Seifert, S. Ritter, «The Role of Water Chemistry for Environmentally-Assisted Cracking in Low-Alloy Steel Primary Pressure Boundary Components of Boiling Water Reactors», *Chimia, Special Issue «Chemistry and Materials in Nuclear Power Production»*, 59 (12), 2005.
- J. Hickling, H.P. Seifert, S. Ritter, «Research and Service Experience with Environmentally Assisted Cracking of Low-Alloy Steel», *Power Plant Chemistry*, 2005, 7(1), pp. 31–42, January 2005.
- S. Ritter, H.P. Seifert, «The Effect of Chloride and Sulfate Transients on the Stress Corrosion Cracking Behavior of Low-Alloy RPV Steels under Simulated BWR Environment», *Power Plant Chemistry* 2004, 6(12), pp. 748–760, December 2004.

Konferenzbeiträge

- S. Ritter, H.P. Seifert, «Evaluation of the Mitigation Effect of BWR/Hydrogen Water Chemistry on the Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», *EUROCORR 2005, EFC*, CD-ROM, Lisbon, Portugal, September 4–8, 2005.

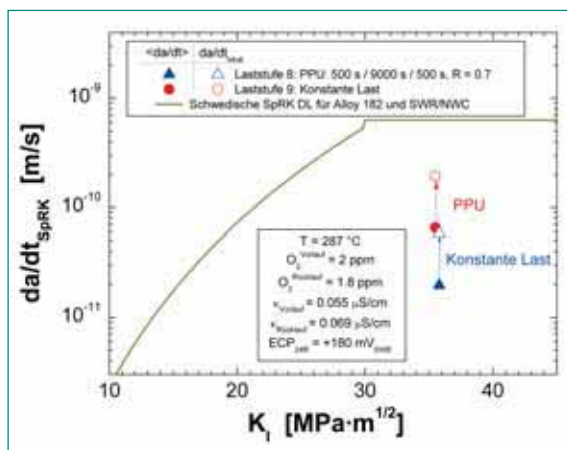


Bild 17: PSI-Ergebnisse der Phase 4a des ICG-EAC-Ringversuchs im Vergleich zur schwedischen SpRK-Grenzkurve für Inconel-182.

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry on Stress Corrosion and Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.

■ *Q. Peng, T. Shoji, H.P. Seifert, S. Ritter*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy 182/SA 508 Cl. 2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.

■ *A. Roth, B. Devrient, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, U. Ehrnstén, J. Föhl, T. Weissenberg, H.P. Seifert, S. Ritter*, «The Effect of Transients on the Crack Growth Behavior of Low-Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Light Water Reactor Operating Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Paper No. 05208, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.

■ *H.P. Seifert, Q. Peng, S. Ritter, T. Shoji*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy 182/SA 508 Cl. 2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS7, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

■ *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry on SCC and Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS6, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

■ *A. Roth, H.P. Seifert*, «EAC of LAS in HTW – Open Issues Concerning Crack Growth under Constant Load», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the

International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS8, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «PSI Results of the 1st ICG-EAC Round Robin Test with Alloy 182 Weld Metal under Simulated BWR Conditions», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. ANRR3, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «The Role of DSA, Yield Stress and Low-Temperature Creep in EAC of LAS – Preliminary Experimental Observations and Interpretation», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS10, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

Vorträge an Konferenzen und Workshops

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Einfluss von Chlorid auf das SpRK-Risswachstum in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen», Invited Talk, 52. Sitzung des RSK-Ausschusses Druckführende Komponenten und Werkstoffe, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, Germany, March 30, 2005.

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Einfluss von kleinen Lastfluktuationen auf das Korrosionsrisswachstum in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen», Invited Talk, 52. Sitzung des RSK-Ausschusses Druckführende Komponenten und Werkstoffe, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, Germany, March 30, 2005.

■ *S. Ritter, H.P. Seifert, K. Kumpf*, «First Steps of PSI in the «Jungle» of Electrochemical Noise» – Current Status and Plans, Minutes of the 2005 Annual Meeting of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, Ed.: S. Ritter, CD-ROM, Presentation No. WG2-9, Ljubljana, Slovenia, June 6–7, 2005.

Berichte

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon &

Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», SKI-Report, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, December 2005 (to appear).

■ *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Review and Assessment of the SCC Test Program with RPV Steels in Oskarshamn 2 and 3», SKI-Report, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, December 2005 (to appear).

3. Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene finden die Zusammenarbeit und der Technologietransfer in erster Linie im unmittelbaren kerntechnischen Umfeld statt. Die Überwachungs- und Aufsichtsbehörde HSK und die Schweizer Kraftwerke wurden im Rahmen der HSK-PSI-Projektstatusgespräche/Halbjahressitzungen [28, 30] und anderer Veranstaltungen (z.B. KFES-Meeting) regelmässig über den aktuellen Stand der Arbeiten informiert.

Für nächstes Jahr ist geplant, in Zusammenarbeit mit der Gruppe «Mikroskopische Korrosionsforschung» der Empa eine gemeinsame Dissertation mit Unterstützung von Prof. S. Virtanen (Universität Erlangen, Lehrstuhl für Oberflächentechnik und Korrosion) auf dem Gebiet der Früherkennung der SpRK-Initiierung und von lokalen Korrosionsprozessen zu starten, welche das Nachfolgeprojekt KORA (2006–2008) begleiten wird.

4. Internationale Zusammenarbeit

Als Mitglied der ICG-EAC-Gruppe und der Working Party 4 (Nuclear Corrosion) der European Federation of Corrosion (EFC) stehen wir in engem Kontakt mit der internationalen Fachwelt. Die eigenen Forschungsaktivitäten und -initiativen werden in diesen internationalen Gremien regelmässig vorgestellt, diskutiert und mit anderen Projekten koordiniert [4–9, 31]. Das PSI beteiligt sich innerhalb der ICG-EAC-Gruppe zudem an einem Ringversuch zum SpRK-Risswachstum in Inconel-182-Schweissgut, an dem 23 führende Institutionen aus Amerika, Europa und Asien teilnehmen.

Des Weiteren besteht auf dem Gebiet der Risskorrosion der Mischnähte eine Zusammenarbeit mit dem renommierten Fracture Research Institute der Tohoku Universität aus Sendai/Japan. General Electric Nuclear Energy und XGEN Consulting führen im Auftrag des Electric Power Research Institutes (EPRI) und in Zusammen-

arbeit mit dem PSI eine Sichtung und Bewertung der neuen PSI-Ergebnisse unter SWR-Bedingungen durch, um zu klären wie die neuen Erkenntnisse einfach und angemessen in die bestehenden Regelwerke für Risswachstumsbetrachtungen integriert werden könnten [32, 33].

Auf Initiative und unter Federführung von PSI und FRAMATOME ANP wurde im Jahr 2004 eine europäische Arbeitsgruppe auf dem Gebiet des Korrosions-Monitoring im Bereich der Kerntechnik ins Leben gerufen (ECG-COMON, European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials), an der sich zurzeit 21 Institute, Universitäten und Firmen aus 13 Ländern in Europa beteiligen. Die Gruppe trifft sich jeweils zweimal jährlich im Rahmen eines grösseren Meetings (Frühjahr) und im Rahmen der EUROCORR-Konferenz (Herbst). Das erste Meeting fand im Juni dieses Jahres in Ljubljana (Slowenien) statt [9]. Als wichtige Aktion aus dieser Gruppe ist ein gemeinsamer Ringversuch zur Validierung der verschiedenen elektrochemischen Rauschmesstechniken geplant. In diesem Zusammenhang wurde im Juni 2005 eine 9-monatige Diplomarbeit mit einer Studentin der Werkstoffwissenschaften des Lehrstuhls für Korrosion und Oberflächentechnik (Prof. Virtanen) der Universität Erlangen-Nürnberg gestartet. Im Rahmen dieser Diplomarbeit werden erste Voruntersuchungen zur Früherkennung der SpRK-Rissbildung in rostfreien Stählen unter SWR-Bedingungen mittels elektrochemischen Rauschmessungen durchgeführt.

Im Rahmen eines grossen schwedischen Risskorrosions-Forschungsprojektes wurden verschiedene passiv belastete und angeschwungene RDB-Stahl- und Mischnahtproben (Inconel-182-SA 533 B Cl. 1, 308 L-SA 533 B Cl. 1) über eine lange Zeitdauer von 5 bzw. 4 Jahren unter SWR/NWC- und HWC-Bedingungen in den SWR Oskarshamn-3 und -2 ausgelagert. In diesem Zusammenhang hat das PSI 2005 als externer Experte im Auftrag der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI diese wichtigen und relevanten Ergebnisse im Rahmen eines Berichtes [34] kritisch evaluiert und bewertet und ergänzend dazu einen umfassenden Statusbericht zur Risskorrosion in niedriglegierten RDB- und Rohrleitungsstählen unter LWR-Bedingungen erstellt [18]. Zusätzlich wurde für SKI und die schwedischen Kraftwerksbetreiber in Stockholm ein eintägiges Seminar mit 8 Vorträgen zu diesem Thema durch das PSI durchgeführt [35]. Da die beiden erstellten Berichte öffentlich sind, stehen diese

bisher z.T. vertraulichen Ergebnisse nun auch der HSK und den Schweizer Kraftwerken zur Verfügung.

Des Weiteren wurde das PSI von der deutschen Reaktorsicherheitskommission eingeladen, im Rahmen der 52. Sitzung des RSK-Ausschusses Druckführende Komponenten und Werkstoffe seine Ergebnisse und Erkenntnisse zum Einfluss des Chlorids und von kleinen Lastfluktuationen auf das SpRK-Risswachstum in RDB-Stählen unter SWR-Bedingungen vorzustellen [36, 37].

Im Rahmen des 6. EU-Rahmenprogramms hat sich die Gruppe BTS an zwei Vorschlägen für eine integrierte Infrastrukturinitiative (MTR+I3, Integrated Infrastructure Initiatives for Material Testing Reactors Innovations, [38]) und für ein Exzellenz-Netzwerk (NULIFE, Nuclear Plant Life Prediction, [39]) beteiligt. Ziel von MTR+I3 ist unter anderem die Entwicklung von optimierten und innovativen Materialtest- und Untersuchungsmethoden für existierende Testreaktoren und den geplanten Jules Horowitz Reaktor. Die Gruppe BTS beteiligt sich hier mit einem kleinen Beitrag im Bereich der Detektierung von SpRK-Initiierung mittels elektrochemischen Rauschmessungen. NULIFE befasst sich mit Methoden zu (Rest-)Lebensdauer- und Sicherheitsbewertungen von Kernkraftwerkskomponenten im Zusammenhang mit den verschiedenen Alterungs- und Schädigungsmechanismen wie Ermüdung, Risskorrosion und Neutronenversprödung. Beide Vorschläge haben sehr gute Realisierungschancen, und ein definitiver Entscheid der EU wird im Januar 2006 erwartet.

Die Initiative der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC für ein internationales Forschungsprojekt im Bereich des Pro-aktiven Alterungsmanagements (PMDM, Pro-active Material Degradation Management, [40]) wird aufmerksam verfolgt, um sich vorerst noch alle Optionen für eine mögliche spätere Teilnahme mit In-kind-Beiträgen offen zu halten. Für eine Teilnahme wäre aber eine zusätzliche finanzielle Unterstützung deutlich oberhalb des bisherigen Niveaus durch die HSK oder Schweizer Kraftwerke erforderlich.

5. Bewertung 2005 und Ausblick 2006

5.1 Bewertung 2005

Alle Zielsetzungen und Meilensteine für 2005 wurden erreicht. Das experimentelle Programm kann termingerecht auf Ende dieses Jahres erfolgreich abgeschlossen werden.

5.2 Schlussfolgerungen

Die Konservativität der BWRVIP-60-SpRK- und ASME-XI-Ermüdungsrissswachstumskurven für niedriglegierte RDB-Stähle wurde über einen weiten Bereich von SWR/NWC-Bedingungen bestätigt. Jedoch konnten auch einige kritische Kombinationen von Umgebungs-, Belastungs- und Materialparametern identifiziert werden, bei denen beschleunigtes Korrosionsrissswachstum weit oberhalb dieser Rissswachstumskurven auftreten kann. Die Untersuchungen mit Wasserstoffeinspeisung unter simulierten HWC-Bedingungen führten unter diesen kritischen Systembedingungen immer zu einer signifikanten Verlangsamung des Korrosionsrissswachstums um mindestens eine Größenordnung. Die Rissswachstumsraten fielen wenige Stunden nach dem Übergang zu HWC-Bedingungen unterhalb die entsprechenden BWRVIP-60-SpRK- und ASME-XI-Ermüdungsrissswachstumskurven. Durch die Anwendung der HWC-Fahrweise kann deshalb auch bezüglich der Risskorrosion in ferritischen RDB-Stählen ein signifikanter Zugewinn an Sicherheit gegenüber NWC-Bedingungen erwartet werden.

Die Untersuchungen mit der Inconel-182/RDB-Stahl-Mischnaht unter SWR/NWC-Bedingungen weisen darauf hin, dass ein schnelles interdendritisches SpRK-Risswachstum unter statischer Beanspruchung im anfälligen Inconel-182-Schweissgut in der Aufmischungszone nahe der Schmelzlinie zum Stillstand kommt und nicht weiter in den unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff fortschreitet. Dieser Befund stimmt sehr gut mit der geringen SpRK-Risswachstumsanfälligkeit von RDB-Stählen und der Betriebserfahrung von Mischnähten überein, wo sich das Korrosionsrissswachstum jeweils auf das Inconel-182-Schweissgut beschränkte.

Die Experimente des internationalen Ringversuches mit kaltverformten Inconel-600 unter SWR- und DWR-Bedingungen zur Überprüfung der Versuchseinrichtungen

sind erfolgreich abgeschlossen. Sie haben trotz des inhomogenen Gefüges und der zum Teil starken Beeinflussung des lokalen Risswachstums durch Oxideinschlüsse bei allen Teilnehmern vergleichbare Ergebnisse mit Risswachstumsraten im erwarteten Bereich geliefert. Zu Beginn von 2005 wurde deshalb die vierte Phase des Ringversuches gestartet, welche SpRK-Risswachstumsexperimente mit Inconel-182-Schweissgutproben aus einer Inconel-600-/Inconel-182-Schweissnaht unter SWR- und DWR-Bedingungen vorsieht. Das PSI hat als erster Partner ein Experiment unter SWR-Bedingungen abgeschlossen und ausgewertet. Wie erwartet wurde in diesem Material interdendritisches SpRK-Risswachstum beobachtet. Das Risswachstum beschränkte sich auf wenige, fingerförmige Stellen entlang der Rissfront, was nicht untypisch für diesen Werkstoff ist. Die beobachteten, maximalen lokalen SpRK-Risswachstumsraten lagen dabei im typischen Bereich für Inconel-182-Schweissgut unter SWR-Umgebungsbedingungen.

5.3 Ausblick 2006

Das geplante und mit der HSK vereinbarte Versuchsprogramm kann bis Ende 2005 termingerecht und erfolgreich abgeschlossen werden. Die endgültige Version des Abschlussberichtes soll bis Ende März 2006 fertig gestellt sein. Im Rahmen der Projekte SpRK (1996–1999) [2], RIKORR-I (2000–2002) [1] und RIKORR-II (2003–2005) ist es gelungen, die ursprünglich auf dem Gebiet der Risskorrosion von RDB-Stählen bestehenden Wissenslücken und Unsicherheiten aus praktischer und behördlicher Sicht erfolgreich zu schliessen und zu eliminieren. Deshalb werden diese Untersuchungen am PSI abgeschlossen und der Fokus der Aktivitäten aufgrund der aktuellen Risskorrosionsproblematik in DWR und SWR verstärkt in Richtung rostfreier Stähle und Nickelbasislegierungen sowie deren Schweissnähte hin verschoben. Ein mit der HSK vorbesprochener Projektantrag [16] für ein Nachfolgeprojekt (KORA, 2006–2008) wurde der HSK überreicht. Im Rahmen dieses Vorhabens wird als Schwerpunkt das Risskorrosionsverhalten unter Ermüdungsbeanspruchung in austenitisch rostfreien Stählen unter DWR- und SWR/HWC-Bedingungen erforscht werden. Untersuchungen zur Möglichkeit der Früherkennung und Detektierung der SpRK-Initiierung in rostfreien Stählen mittels elektrochemischen Rauschmessungen sowie zum Korrosionsrisswachstumsverhalten in Mischnähten unter SWR/NWC- und DWR-Bedingungen ergänzen das Versuchsprogramm.

6. Referenzen

- [1] H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, U. Tschanz, B. Gerodetti, «Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR», PSI-Bericht Nr. 03-10, Schweiz, April 2003.
- [2] H.P. Seifert, J. Heldt, U. Ineichen, U. Tschanz B. Tirbonod, «Spannungsrissskorrosion von Stählen für Reaktor-Komponenten in Heisswasser», BFE-Abschlussbericht, Februar 2000.
- [3] H.P. Seifert, J. Heldt, U. Ineichen, B. Gerodetti, «Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR», BFE-Jahresbericht 2004, Dezember 2004.
- [4] H.P. Seifert, S. Ritter, «PSI Results of the 1st ICG-EAC Round Robin Test with Alloy 182 Weld Metal under Simulated BWR Conditions», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. ANRR3, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.
- [5] S. Ritter, H.P. Seifert, «Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry on the SCC and Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS6, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.
- [6] A. Roth, H.P. Seifert, «EAC of LAS in HTW – Open Issues Concerning Crack Growth under Constant Load», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS8, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.
- [7] H.P. Seifert, Q. Peng, S. Ritter, T. Shoji, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy 182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-

ROM, Paper No. LAS7, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.

- [8] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «The Role of DSA, Yield Stress and Low-Temperature Creep in EAC of LAS – Preliminary Experimental Observations and Interpretation», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. LAS10, Antwerp, Belgium, April 10–15, 2005.
- [9] *S. Ritter, H.P. Seifert, K. Kumpf*, «First Steps of PSI in the «Jungle» of Electrochemical Noise» – Current Status and Plans», Minutes of the 2005 Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, Ed.: S. Ritter, CD-ROM, Presentation No. WG2-9, Ljubljana, Slovenia, June 6–7, 2005.
- [10] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry on Stress corrosion and Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [11] *Q. Peng, T. Shoji, H.P. Seifert, S. Ritter*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy 182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [12] *A. Roth, B. Devrient, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, U. Ehrnstén, J. Föhl, T. Weissenberg, H.P. Seifert, S. Ritter* «The Effect of Transients on the Crack Growth Behavior of Low-Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Light Water Reactor Operating Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [13] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Evaluation of the Mitigation Effect of BWR/Hydrogen Water Chemistry on the Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», EUROCORR 2005, EFC, CD-ROM, Lisbon, Portugal, September 4–8, 2005.
- [14] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «The Role of Water Chemistry for Environmentally-Assisted Cracking in Low-Alloy Steel Primary Pressure Boundary Components of Boiling Water Reactors», *Chimia*, Special Issue «Chemistry and Materials in Nuclear Power Production», 59 (12), 2005.
- [15] *J. Hickling, H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally Assisted Cracking of Low-Alloy Steel», *Power Plant Chemistry* 2005 7(1), pp. 31–42, January 2005.
- [16] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Projektantrag KORA zu Handen der HSK», PSI AN-43-05-22, 6. 10. 2005.
- [17] *H.P. Seifert, S. Ritter, J. Hickling*, Research and Service Experience with Environmentally Assisted Cracking of Low-Alloy Steel Pressure-Boundary Components under LWR Conditions, *Power Plant Chemistry*, 6 (2004), pp. 111–123.
- [18] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», SKI-Report, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, December 2005 (to appear).
- [19] *P.L. Andresen*, Modelling of Water and Material Chemistry Effect on Crack Tip Chemistry and Resulting Crack Growth Kinetics, 3rd Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, ANS/NACE/TMS, pp. 301–312, 1988.
- [20] *P.L. Andresen*, Transition and Delay Time Behavior of High Temperature Crack Propagation Rates Resulting from Water Chemistry Changes, 1st Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, ANS/NACE/TMS, Monterey, CA, USA, Sep. 1985, pp. 84–92.
- [21] *P.L. Andresen, L.M. Young*, «Characterization of the Role of Electrochemistry, Convection and Crack Chemistry in Stress Corrosion Cracking», *Proc. 7th Int. Symp. on Environmental degradation of Mate-*

- rials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, CD-ROM, NACE, 1995, pp. 579–596, 1995.
- [22] *P.L. Andresen, L.M. Young*, Crack Tip Microsampling and Growth Rate Measurements in Low-Alloy Steel in High-Temperature Water, *Corrosion*, 51 (1995), pp. 223–233.
- [23] *P. L. Andresen, T. M. Angeliu*, The Effect of In-Situ Noble Metal Chemical Addition on Crack Growth Rate Behaviour of Structural Materials in 288 °C Water, Paper No. 969084, NACE Corrosion 96, NACE, Houston, Texas, USA, 1996.
- [24] *F.P. Ford, P.L. Andresen*, Corrosion Fatigue of A533B/A508 Pressure Vessel Steels in 288 °C Water, 3rd Int. IAEA Specialist's Meeting on Sub-critical Crack Growth, Vol. 1, pp. 105–124, W. Cullen, Ed., NUREG/CP-0112, Moscow, USSR, May 14–17, 1990.
- [25] *P.L. Andresen*, «Modelling the Effect of Sulphur on the Threshold Environmental Cracking Rate of Steels in High Temperature Water», Proc. 3rd Int. Conf. on Fatigue and Fatigue Thresholds, Midlands, UK, pp. 1189–1200, 1987.
- [26] *S. Pathania, A. McIlree, J. Hickling*, «Overview of Primary Water Cracking of Alloys 182/82 in PWRs», 5th Fontevraud Conference «Contribution of Material Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors», CD-ROM, Fontevraud, Frankreich, 22.–27. September 2002.
- [27] *R.M. Horn, P.L. Andresen, J. Hickling*, «BWR Alloy 182 Stress Corrosion Cracking Experience», 5th Fontevraud Conference «Contribution of Material Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors», CD-ROM, Fontevraud, Frankreich, 22.–27. September 2002.
- [28] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Update zum Untersuchungsprogramm mit der Alloy 182-SA 508 Cl. 2 Mischung», Vortrag-Handout, Halbjahresprojektbesprechung RIKORR-II, PSI, 14. 9. 2005.
- [29] *P.L. Andresen, L.M. Young, P.W. Emigh, R.M. Horn*, «Stress Corrosion Crack Growth Rate Behaviour of Ni Alloys 182 and 600 in High Temperature Water», NACE Corrosion 2002, CD-ROM, Paper No. 02510, NACE, Denver, Colorado, USA, 7.–11. April 2002.
- [30] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «RIKORR-II: Risskorrosion in ferritischen druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR», 8 Vortrag-Handouts, Halbjahresprojektbesprechung RIKORR-II, PSI, 14. 9. 2005.
- [31] *S. Ritter*, «Current Status of the ECG-COMON», EFC WP4 Autumn Meeting, Lisbon, Portugal, September 14, 2005.
- [32] *R.M. Horn, H.S. Mehta*, Low Alloy Steel EAC Corrosion Fatigue Relationships for BWR Environment, 3rd International Conference on Fatigue of Reactor Components, EPRI/US-NRC/OECD-NEA/CSNI, Seville, Spain, October 3–6, 2004.
- [33] *S. Ranganath, J. Hickling*, Development of a Possible Bounding Corrosion Fatigue Crack Growth Rate Relationship for Low Alloy Steel Pressure Vessel Materials in BWR Environments, 3rd International Conference on Fatigue of Reactor Components, EPRI/US-NRC/OECD-NEA/CSNI, Seville, Spain, October 3–6, 2004.
- [34] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Review and Assessment of the SCC Test Program with RPV Steels in Oskarshamn 2 and 3», SKI-Report, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, December 2005 (to appear).
- [35] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steel Primary Pressure Boundary Components under LWR Conditions», One-day seminar with 8 lectures for the Swedish Nuclear Safety Inspectorate (SKI) and material representatives of Swedish nuclear power plants, SKI, Stockholm, Sweden, September 20, 2005.
- [36] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Einfluss von Chlorid auf das SpRK-Risswachstum in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen», Invited Talk, 52. Sitzung des RSK-Ausschusses Druckführende Komponenten und Werkstoffe, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, Germany, March 30, 2005.

- [37] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Einfluss von kleinen Lastfluktuationen auf das Korrosionsrisswachstum in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen», Invited Talk, 52. Sitzung des RSK-Ausschusses Druckführende Komponenten und Werkstoffe, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Bonn, Germany, March 30, 2005.
- [38] Integrated Infrastructure Initiatives for Material Testing Reactors Innovations (MTR+I3), 6th Framework Programme for Research, Technological Development and Demonstration, NUCTECH-2005/6-3.4.4.1-1, EURATOM-2005-6, October 11, 2005.
- [39] Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE), Proposal for Network of Excellence, NUCTECH-2005/6-3.4.3.1-1, EURATOM-2005-6, October 11, 2005.
- [40] *J. Muscara*, «Proactive Materials Degradation Assessment Programs and International Cooperative Research Group and Program», Snowbird, Salt Lake City, Utah, USA, August 16 and 19, 2005

DIAGNOSTIK

Martensitgehalt als Indikator für Materialermüdung

Autor und Koautoren	H.J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Labor für Werkstoffverhalten
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 45 98, hans.leber@psi.ch www.psi.ch und www.web.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Juli 2002 bis 31. Dezember 2005

ZUSAMMENFASSUNG

Das Projektziel von DIAGNOSTIK besteht in der Entwicklung einer Methode zur Früherkennung von Materialermüdung in Rohrleitungen aus austenitisch nicht rostenden Stählen unter der Nutzung des Effektes der verformungsinduzierten Martensitbildung. Im Projekt werden die wichtigsten Einflussgrössen auf die Martensitbildung, wie Lastamplitude (Dehnung), Temperatur, Schwingspielzahl, Erschöpfungsgrad sowie auch Material und Materialzustand, untersucht und Möglichkeiten zur Detektion des Martensitgehaltes mit magnetischen Methoden aufgezeigt.

Im Berichtszeitraum 2005 wurde das Ermüdungsverhalten von vier weiteren nahtlosen Original-Rohrleitungsmaterialien bezüglich der mechanischen, magnetischen und mikrostrukturellen Eigenschaften untersucht. Die Ergebnisse wurden mit den letztjährigen Messungen verglichen. Daraus liessen sich weitere wichtige Schlussfolgerungen ableiten, vor allem bezüglich der Bedingungen für eine Anfälligkeit gegenüber der verformungsinduzierten Martensitbildung.

Insgesamt liegen nunmehr sieben komplette Datensätze für niederzyklische Ermüdung von Stangen- und Plattenmaterial aus AISI-321-Stahl sowie von Rohrleitungsmaterial aus vier verschiedenen Stahl-sorten vor. Als generelle Schlussfolgerung aus den bisherigen Untersuchungen kann festgestellt werden, dass sich die verformungsinduzierte Martensitbildung zur Lebensdauerbestimmung gut eignet, wenn beim vorliegenden Materialzustand der Effekt

auftritt und Angaben zum Materialzustand und den Belastungen an den Komponenten vorliegen (chemische Zusammensetzung, Temperaturmessungen). Das Schäffler-Diagramm kann genutzt werden, um aus der chemischen Zusammensetzung die Anfälligkeit gegenüber der verformungsinduzierten Martensitbildung abzuschätzen. Die vorliegenden Untersuchungen haben gezeigt, dass relativ klein erscheinende Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung und in der Mikrostruktur austenitisch rostfreier Stähle zu sehr unterschiedlichem Ermüdungsverhalten führen können. Wichtig erscheint deshalb, dass wesentliche, zerstörungsfrei gemessene Materialeigenschaften an den Anlagen besser erfasst und dokumentiert werden, um den Materialzustand bewerten und die Lebensdaueranalyse weiter verbessern zu können. Es hat sich auch gezeigt, dass die nach höheren Anforderungen industriell gefertigten Rohrleitungsstähle eine hohe Austenitstabilität und damit eine geringe Neigung zur verformungsinduzierten Martensitbildung besitzen. Der während der experimentellen niederzyklischen Ermüdung gebildete Martensit entsteht nicht homogen in der gleichmässig verformten Grundmasse, sondern lokal in der stärker verformten Umgebung von Mikrorissen. Generell ist die Tendenz dafür in den stabilisierten Güten stärker ausgeprägt, in den nicht stabilisierten Sorten geringer. Diese wesentliche Erkenntnis veranlasst uns, im Rahmen des Fortsetzungsprojektes DIAGNOSTIK-II die Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung austenitisch nicht rostender Stahlkomponenten auf der Basis von Mikrorissbildung und -wachstum zu erforschen.

1. Projektziele

1.1 Einleitung

Das Projekt DIAGNOSTIK hat sich zum Ziel gesetzt, eine Methode/Verfahren zu entwickeln, die eine Bewertung des Materialzustandes von ermüdungsrelevanten Bauteilen eines Kernkraftwerkes aus austenitisch rostfreiem Stahl ermöglicht. Bei der Ermüdungsbeanspruchung treten mikrostrukturelle Veränderungen im Werkstoff auf, die zu Mikrorissbildungen und schliesslich zur Ausbildung eines technischen Anrisses führen können. Aus den detaillierten Kenntnissen der von den Material-, Last- und Umgebungsbedingungen abhängigen Mikrostrukturänderungen und deren Zuordnung zur Veränderung von mechanischen und magnetischen Kenngrössen kann eine Früherkennung der Materialschädigung abgeleitet werden. Für die austenitisch rostfreien Stähle spielt dabei die während des Ermüdungsvorganges auftretende Martensitumwandlung eine besondere Rolle, da der Anteil an verformungsinduziertem Martensit mit magnetischen Methoden erfasst werden kann.

Im bisherigen Projektverlauf konnte gezeigt werden, dass für die untersuchten Material- und Lastbedingungen ein monotoner Zusammenhang besteht zwischen dem Volumenanteil an Martensit und der Schwingenspielzahl (Lebensdauer). Allerdings gibt es neben der Schwingenspielzahl weitere Einflussgrössen auf die verformungsinduzierte Martensitbildung, die im Projekt DIAGNOSTIK eingehend untersucht wurden. Serien von Ermüdungsproben eines ausgewählten rostfreien Stahles ergaben, dass neben den Lastbedingungen, wie Dehnungsamplitude und Temperatur, auch der Materialausgangszustand (chemische Zusammensetzung, Grad der Kaltverformung) eine entscheidende Rolle für die ermüdungsbedingte Martensitbildung spielt. Für bestimmte Last- und Materialzustände wurden Entwicklungsgesetze für den Umwandlungsmartensit abgeleitet.

1.2 Projektziele

Um die Möglichkeiten der Überführung der Erkenntnisse in die Bauteilzustands-Überwachung zu prüfen, wurde gemeinsam mit der HSK-Projektbegleitung entschieden, weitere Versuche an Original-Rohrleitungsmaterial durchzuführen, das entsprechend dem kerntechnischen Regelwerk (KTA) hergestellt wurde. Insgesamt

konnten fünf verschiedene dickwandige Rohrleitungsabschnitte nach *ASME SA-312/SA-312M* (identisch mit *ASTM Specification A 312/A 312 M*) mit 219 mm Durchmesser im lösungsgeglühten Zustand beschafft werden:

- **TP 304L** (W.-Nr. 1.4306, X2CrNi19-11), Wandstärke 23 mm,
- **TP 316L** (W.-Nr. 1.4404, X2CrNiMo17-12-2), 23 mm,
- **TP 321H** (W.-Nr. 1.4541, X6CrNiTi18-10), 23 mm,
- **TP 347** (W.-Nr. 1.4550, X6CrNiNb18-10), 15.87 mm (5/8 in) sowie
- **TP 321** (W.-Nr. 1.4541, X6CrNiTi18-10), 16 mm.

Das zuletzt aufgeführte Rohrleitungsmaterial wurde bereits im vergangenen Jahr untersucht [4]. Die Untersuchungsergebnisse der TP-321-Rohrabschnitte werden auch in diesem Bericht eingebunden, damit ein Vergleich zwischen allen fünf Rohrleitungsmaterialien angestellt werden kann. Zudem haben wir die Gelegenheit, Erzeugnisse aus zwei verschiedenen Schmelzen der gleichen Stahlsorte einander gegenüberzustellen. Im Berichtsjahr werden diese vier Rohrmaterialzustände umfassend charakterisiert. Vorgängig erfolgt eine Charakterisierung des Ausgangszustandes. Die mechanischen, magnetischen und mikrostrukturellen Eigenschaftsveränderungen, ausgelöst durch die isotherme niederzyklische Ermüdung, werden mit den erprobten Prüf- und Untersuchungsmethoden analysiert. Die sich verändernden mechanischen Eigenschaften werden mittels Lebensdauer- und Wöhler-Kurven erfasst. Die magnetischen Veränderungen der Werkstoffe werden durch Messungen der magnetischen Leitfähigkeit, Restfeldstärke und der Wirbelstromimpedanz bestimmt. Die mikrostrukturellen Veränderungen werden mittels optischer, Rasterelektronen- (REM) und Transmissionselektronenmikroskopie (TEM) untersucht. Aus diesen Ergebnissen abgeleitet ergibt sich eine Empfehlung über die Anwendung der Erfassungsmethode der verformungsinduzierten Martensitbildung zur Lebensdauerbewertung für die Kraftwerkspraxis.

Die Projektziele für das Berichtsjahr zur Vervollständigung der Untersuchungen der insgesamt fünf Original-Rohrleitungswerkstoffe werden wie folgt zusammengefasst:

- A** Untersuchung, welche Mechanismen und Einflussgrössen für die verformungsinduzierte Martensitbildung an den Rohrleitungswerkstoffen auftreten;
- B** Abklärung, wie die Erkenntnisse an den Original-Rohrleitungswerkstoffen in die Praxis überführt werden können;

- C** Schlussfolgerung, welche weiteren Untersuchungen zur Früherkennung von Ermüdungsschädigung notwendig sind;
- D** Vervollständigung des Werkstoffmodells zur ermüdungsinduzierten α' -Martensitbildung mittels Simulationsrechnungen;
- E** Erarbeitung eines Nachfolgeprojektes DIAGNOSTIK-II, basierend auf den Ergebnissen der Modell- und Rohrleitungswerkstoffe.

2. Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

2.1 Untersuchungsmaterialien

Für die Untersuchungen des Jahres 2005 wurden Standard-Ermüdungsproben (ASTM E 606) aus vier weiteren Original-Rohrleitungsabschnitten entnommen. Die Probenachse ist parallel zur Rohrachse. Die Rohrleitungsstücke stammten aus Fertigungslosen, aus denen Rohre für Reparaturen in Kernkraftwerken verwendet wurden. Die Rohre entsprachen den kerntechnischen Anforderungen für druckführende Komponenten. Die Versuchslänge der Ermüdungsprobe erlaubte einen Dehnungsaufnehmer mit 20 mm Anfangsmesslänge zu befestigen. Der Probendurchmesser betrug 8 mm bzw. 10 mm für die Proben aus TP 321.

Die Bezeichnung TP steht für «Tubes and Pipes». Gemäss den Abnahmeprüfzeugnissen des Herstellers genügen alle Rohrabschnitte der *Specification for Seamless and Welded Austenitic Stainless Steel Pipes ASME SA-312/SA-312M*. Die dreistellige Ziffernfolge innerhalb der Sortenbezeichnung nach «TP» charakterisiert die gleiche nominale chemische Zusammensetzung wie bei den Stählen mit AISI-Bezeichnung. Tab. 1 fasst die chemische Zusammensetzung der fünf Rohrleitungsstähle zusammen. Die Chemie wurde mittels ICP-OES (Inductive Coupled Plasma Emission Photometry) und Verbrennungsanalyse (C, S, N) an Spänen überprüft (Stückanalyse).

Das H in der Bezeichnung TP 321H steht für einen erhöhten C-Gehalt zwischen 0.04 und 0.10%. Die Sorte TP 321 darf bis 0.08% Kohlenstoff aufweisen ohne vorgeschriebene untere Grenze. Da die Schmelzanalyse im Abnahmeprüfzeugnis für den TP 321H einen höheren C-Gehalt ausweist als für den TP 321, übernahmen wir die entsprechenden Bezeichnungen zur Unterscheidung der zwei Schmelzen. Die Stückanalyse ergab jedoch den umgekehrten Sachverhalt bezüglich C-Gehalt. Trotzdem halten wir an der von uns vor der Stückanalyse vergebenen Identifikation fest.

Die ersten beiden Sorten TP 304L und 316L sind so genannte nicht stabilisierte Güten, d.h. sie weisen keine Zugabe von Kohlenstoff und Stickstoff bindenden Elementen wie Titan oder Niob auf. Bei der Sorte TP 316L handelt es sich um eine mit erhöhter Korrosionsbeständigkeit, weil sie 2.15% Mo enthält. TP 321 und TP 321H sind mit Ti stabilisierte Güten, TP 347 eine solche mit Nb. Die Aufgabe der Stabilisierungselemente Ti und Nb besteht darin, den C abzubinden, damit während einer unkontrollierten Temperaturführung, wie sie beim Schweißen auftreten kann, der C nicht als Chromkarbid ausscheidet. Eine solche Ausscheidung an den Korngrenzen vermindert die Korrosionsbeständigkeit der Grundmasse nahe der Korngrenzen auf Grund der Cr-Verarmung und bewirkt damit eine erhöhte Anfälligkeit für interkristalline Korrosion.

Über die Anfälligkeit gegenüber der verformungsinduzierten Martensitbildung gab die Einordnung der fünf Rohrleitungswerkstoffe in das Schöffler-Diagramm erste Hinweise (Bild 1). Basierend auf der chemischen Zusammensetzung wurden das Chrom-Äquivalent, das die ferritstabilisierenden Elemente berücksichtigt, und das Nickel-Äquivalent, das die austenitstabilisierenden Elemente enthält, berechnet [6]. Dabei gingen wir davon aus, dass C und N in den stabilisierten Güten vollständig durch das stabilisierende Element Ti bzw. Nb abgebunden wurden. Da das stabilisierende Element für eine komplette Abbindung im Überschuss zugelegt wird, be-

TP	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Nb	Ti
304L	0.029	0.20	1.77	0.020	0.004	19.0	0.122	10.35	0.034	0.186	0.0748	0.002	0.002
316L	0.021	0.26	1.69	0.033	0.003	17.5	2.15	11.14	0.093	0.273	0.0601	0.012	0.003
321	0.073	0.20	1.87	0.021	0.004	18.0	0.334	10.20	0.055	0.182	0.0098	0.001	0.517
321H	0.060	0.18	1.88	0.03	0.004	17.9	0.234	10.13	0.109	0.223	0.0107	0.015	0.431
347	0.055	0.27	1.74	0.023	0.006	17.9	0.351	10.48	0.102	0.225	0.0266	0.717	0.003

Tabelle 1: Chemische Zusammensetzung der fünf verschiedenen Original-Rohrleitungsmaterialien. Angaben in Massen-%.

rücksichtigten wir bloss den sich noch in fester Lösung befindlichen, also nicht ausgeschiedenen, Anteil von Ti bzw. Nb. Dadurch ergab sich eine klare Gruppierung der Rohrleitungsmaterialien. Die beiden nicht stabilisierten Sorten TP 304L und 316L befinden sich im Einphasengebiet Austenit, wenn wir vom kleinen Anteil Deltaferrit absehen. Sie lassen deshalb, wenn überhaupt, eine sehr geringe Anfälligkeit für die Umwandlung des Austenits in verformungsinduzierten Martensit erwarten. Die drei stabilisierten Sorten bzw. Schmelzen liegen im Zweiphasengebiet Austenit + Martensit und weisen daher eine gewisse Anfälligkeit zur martensitischen Umwandlung auf.

Die Festigkeitseigenschaften werden mittels monoaxialer Belastung im Zugversuch nach EN 10002-1 ermittelt. Bild 2 zeigt Spannungs-Dehnungs-Diagramme für jeden der fünf Original-Rohrleitungsabschnitte. Demnach besitzt der Rohrabschnitt aus der TP 321H mit einem mittlerem $R_{p0.2} = 308$ MPa die höchste 0.2%- Dehngrenze, gefolgt von dem nicht stabilisierten TP-304L-Material ($R_{p0.2} = 262$ MPa). Die restlichen drei Materialien liegen mit ihrer 0.2%-Dehngrenze näher beieinander ($R_{p0.2} = 195$ bis 220 MPa). Die zwischen 55 und 65% liegenden Werte der Bruchdehnung weisen auf einen lösungsgeglühten Zustand hin, so wie er in den entsprechenden Abnahmeprüfzeugnissen ausgewiesen wurde. Die im

Zugversuch ermittelten Kenngrößen (0.2%-Dehngrenze, Zugfestigkeit, Bruchdehnung) von allen fünf Rohrmaterialien erfüllen die Forderungen der Spezifikation ASME SA-312/SA-312M.

2.2 Versuchs- und Analysemethoden

2.2.1 Ermüdungsversuch

Die isothermen niederzyklischen Ermüdungsversuche wurden auf einer 250-kN-servohydraulischen-Schenck-Prüfmaschine (DE), gekoppelt mit dem digitalen Steuersystem Fast Track 8800 der Instron Corporation (USA), durchgeführt. Die Materialproben wurden dabei einer sinusförmigen Wechsellast ohne Mitteldehnung ($R_e = -1$) ausgesetzt. Die Versuchsführung erfolgte dehnungsgeregelt (totale Dehnamplitude) mit einer Belastungsfrequenz von 0.5 Hz. Die Untersuchungen fanden bei unterschiedlichen Dehnamplituden und Temperaturen statt. Zur Dehnungsmessung wurde der Aufnehmer EXA 20-1.25 HT der Firma Sander Messtechnik (DE) verwendet. Mit diesem Aufnehmer waren Ermüdungsversuche bis 260°C möglich. Die Temperaturversuche fanden in einer Temperaturkammer vom Typ Instron SFL EC65 (GB) statt. Einspannwerkzeuge, Temperaturkammer und Dehnungsaufnehmer waren so konzipiert, dass kurze Probenlängen möglich waren. Eine spezielle Einspanntechnik garantierte eine gute axiale Ausrichtung der Probe, sodass Biegeanteile bei der Belastung vermieden wurden.

Zur Festlegung der technischen Risseinleitung wurden die Proben so lange ermüdet, bis ein 5%-Abfall der maximalen Spannungsamplitude erreicht war. In diesem Moment betrug die Risttiefe ca. 1 mm. Aus 5 bis 10 Proben wurde anschliessend ein Mittelwert der Lastwechselzahl bestimmt, der repräsentativ für die technische Risseinleitung verwendet wurde. Für die weiteren Untersuchungsproben wurde der Ermüdungsversuch bei definierten Lastwechselzahlen abgebrochen, die einem bestimmten Erschöpfungsgrad (Lebensdauer) entsprachen.

2.2.2 Mikrostrukturuntersuchungen

Die mikrostrukturellen Erkenntnisse lieferten die Ergebnisse aus den Untersuchungen mittels **Lichtmikroskopie** (OM) sowie mittels REM und TEM. An den metallographischen Schliffen konnten die Martensitstrukturen und deren Verteilung qualitativ analysiert werden. Mit der Lichtmikroskopie liessen sich nicht metallische Einschlüs-

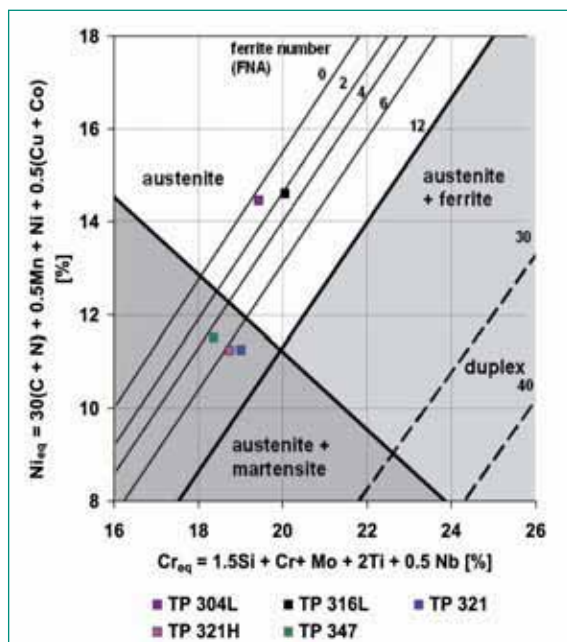


Bild 1: Einordnung der fünf Rohrleitungsmaterialien in das Schäffler-Diagramm entsprechend der chemischen Zusammensetzung [6]. Die nicht stabilisierten Güten TP 304L und TP 316L befinden sich im Austenitgebiet, die Lieferlose aus den stabilisierten Sorten im Zweiphasengebiet Austenit + Martensit.

se, δ -Ferrit, Titan- bzw. Niobkarbonitrid, verformungsinduzierter Martensit, Korngrenzen der Austenitmatrix erkennen. Jedes dieser Mikrostrukturelemente kann eine entscheidende Rolle bei der Entstehung von Mikrorissen spielen.

Die **REM-Untersuchungen** mittels des so genannten Kornorientierungskontrasts, welcher durch Rückstreuungselektronen von verformungsfrei elektrochemisch polierten Schliiffflächen gebildet wird, zeigten grossflächig den Charakter der Versetzungsstruktur vom durch Ermüdungsbeanspruchung plastisch verformten Material. Die qualitative Zusammensetzung kleiner ausgeschiedener Phasenanteile wurde mittels der energiedispersiven Feinbereichsröntgenstrahlanalyse (EDX) ermittelt.

Für eine bessere Auflösung der Versetzungsstruktur wurden Untersuchungen am **TEM** JEOL 2010 durchgeführt, da eine stärkere Vergrösserung erreicht wird. Die Proben wurden durch elektrochemisches Zwillingstrahlpolieren abgedünnt, damit ein ausreichend dünner, für Elektronen transparenter Untersuchungsbereich entstand. Mit der Methode der flächenselektiven Elektronendiffraktion (SAD) konnte der Gittertyp der verschiedenen Phasen bestimmt werden.

2.2.3 Bestimmung des Martensitvolumenanteils

Die **Neutronendiffraktion (ND)**, welche bereits in früheren Jahresberichten beschrieben wurde, hat sich zur quantitativ genauen Bestimmung des Martensitphasenanteils bewährt. Der mittels ND bestimmte Martensitanteil wird für die Kalibrierung der magnetischen Methoden benutzt. Im Berichtsjahr 2005 wurden keine weiteren Neutronendiffraktionsexperimente durchgeführt, da kein passendes Zeitfenster an der Spallationsneutronenquelle (SINQ) gefunden wurde. Da aus vorgängigen Messungen genügend Daten für die Kalibrierung der **magnetischen Messtechniken** (Messung der **Permeabilität** und **Remanenzfeldstärke**) zur Verfügung stehen, wurden die Martensitanteile erstmals nur mit Letzteren bestimmt.

2.3 Ermüdungsverhalten

2.3.1 Lebensdauerkurven [4]

Das dehnungsgeregelte niederzyklische Ermüdungsverhalten (LCF) der verschiedenen Rohrmaterialien wird in Bild 3 aufgezeichnet. Es zeigt die Ermüdungskurven der Spannungsamplitude in Abhängigkeit der Schwingspiel-

zahl (logarithmisch) für eine Gesamtdehnamplitude von $\Delta\epsilon_T/2 = 0.30\%$ bei Raumtemperatur. Das Ermüdungsverhalten wird durch drei Stufen charakterisiert: In der ersten (I) verfestigt sich der nicht stabilisierte Stahl TP 304L auf die maximale Spannungsamplitude von 270 bis 285 MPa während der ersten 10 bis 30 Zyklen. Der Stahl TP 321H zeigt die grösste Streuung bei der Verfestigung auf 270 bis 315 MPa. Die anderen Materialien zeigen ähnliches Verhalten, erreichen jedoch bloss 240 MPa. Es gibt einen qualitativen Zusammenhang zwischen der Anfangsspannungsamplitude, dem Maximum der zyklischen Verfestigung (Bild 3) und der Dehngrenze, ermittelt durch den quasistatischen Zugversuch (Bild 2). Für alle Stähle besteht die zweite Stufe aus kontinuierlicher Erweichung (II). Die TP-304L- und TP-316L-Sorten erweichen bis zum Ende ihrer Lebensdauer zwischen 30 000 und 43 000 Zyklen. Die stabilisierten Stahlsorten zeigen jedoch ein Sekundärhärtemaximum (dritte Stufe, III), welches nach ca. 10 000 Schwingungszyklen einsetzt. Die Sekundärhärtung dauert bis zum Ende ihrer Lebensdauer nach 40 000 bis 60 000 Zyklen an. Einige Proben aus dem TP-321H-Material zeigen keine sekundäre Verfestigung.

2.3.2 Temperatureinfluss

Bild 4 zeigt die isothermen niederzyklischen Ermüdungskurven bei verschiedenen Temperaturen. Die nicht stabilisierten Güten zeigen bei Raumtemperatur keine sekundäre Verfestigung (Bild 3). Eine solche setzt erst bei 200 °C und höher ein. Hypothetisch wird diese sekundäre Verfestigung der dynamischen Reckalterung zugeordnet. Alle Stähle zeigen dieselbe Tendenz. Auch die bei Raumtemperatur beobachtete sekundäre Verfestigung der stabilisierten Güten nimmt vorerst mit steigender Temperatur ab und nimmt bei 200 bzw. 260 °C wieder leicht zu.

2.3.3 Wöhlerkurve

In Bild 4 werden die ermittelten Ermüdungsdaten, Dehnamplitude in Abhängigkeit der Schwingspielzahl $\Delta\epsilon_T/2 = f(N)$ für alle Rohrleitungsmaterialien aufgetragen und mit der ASME-Mittelwertskurve und anderen internationalen Daten verglichen [7–10]. Die Aufzeichnung der Dehnamplitude zeigt, dass sämtliche Ergebnisse unabhängig von der Stahlsorte oberhalb der ASME-«Design Curve» liegen. Man erkennt, dass die PSI-Daten für den niederzyklischen Bereich ($N \leq 10^4$) besser mit den japanischen Daten (Higuchi) für austenitische Stähle übereinstimmen, hingegen für den höherzyklischen Bereich ($10^4 \leq N \leq 3.5 \times 10^5$) liegen die PSI-Daten näher zur

ASME-Mittelwertskurve. Hingegen verschieben sich die Datenpunkte für $N \approx 10^6$ wieder näher zu den Jaske/ O'Donnell- bzw. Higuchi-Linien hin.

Generell ist noch zu bemerken, dass für den Bereich der hochzyklischen Ermüdung ($N \geq 10^4$) bisher nur wenige und teilweise widersprüchliche Daten aus dehnungs-kontrollierten Versuchen vorliegen. Für die Auslegung kerntechnischer Komponenten wird die in Bild 5 eingezeichnete ASME-Design-Kurve angewendet. Diese Kurve wurde aus der ASME-Mittelwertskurve durch Absenkung mit den Faktoren 20 und 2 abgeleitet (Faktor 20: Versagens-Schwingenspielzahl, Faktor 2: Dehnamplitude).

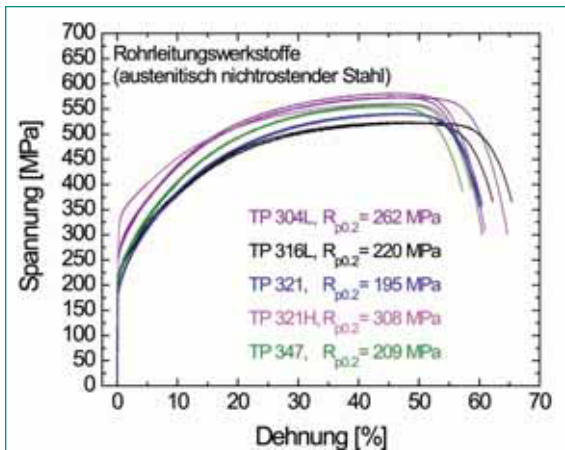


Bild 2: Spannungs-Dehnungs-Diagramme der fünf Original-Rohrleitungsabschnitte, aufgezeichnet während des quasistatischen Zugversuchs.

2.4 Ermüdungsinduzierte Martensitbildung [2, 5]

Im folgenden Abschnitt sind die nach dem Ermüden der Proben TP 321, TP 321H, TP 304L, TP 316L und TP 347 gemessenen Martensitanteile wiedergegeben.

Der Martensitgehalt wurde mittels Messung der magnetischen Permeabilität (Ferromaster) und der Remanenzfeldstärke (Fluxgate) bestimmt. Untersucht wurde der Zusammenhang zwischen Lastwechselzahl und Martensitgehalt für die Dehnamplituden $\Delta\epsilon_t/2 = 0.15; 0.20; 0.25; 0.30; 0.40; 0.50; 0.75$ und 1.0% . Weiter wurde der Einfluss der Temperatur auf die α' -Martensitbildung untersucht. Dazu wurde ein Probensatz mit einer Dehnamplitude von $\Delta\epsilon_t/2 = 0.3\%$ bei verschiedenen Temperaturen im Bereich von Raumtemperatur (RT) bis 260°C

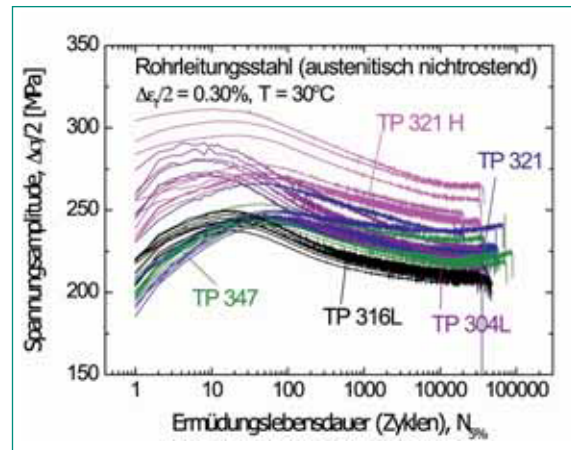


Bild 3: Spannungsamplitude in Abhängigkeit der Schwingenspielzahl der fünf Original-Rohrleitungsabschnitte, ermittelt durch den niederzyklischen Ermüdungsversuch bei Raumtemperatur.

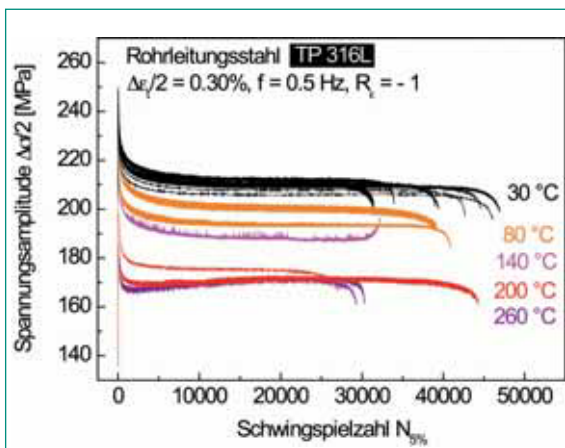


Bild 4: Isotherme Ermüdung für den TP-316L-Stahl: Spannungsamplitude in Abhängigkeit der Schwingenspielzahl.

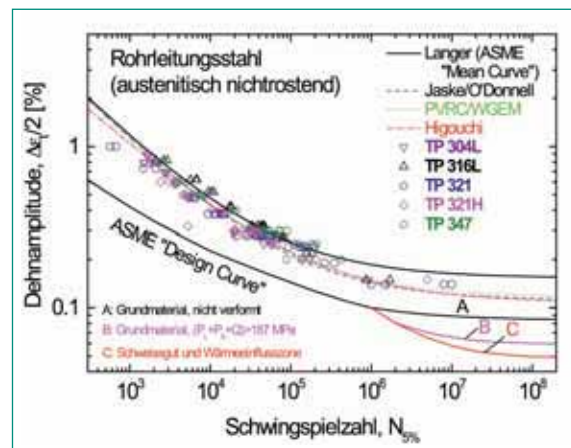


Bild 5: Ermüdungsdaten: Logarithmus der Dehnamplitude in Abhängigkeit des Logarithmus der Schwingenspielzahl für die fünf untersuchten Rohrmaterialien verglichen mit ASME «Design Curve» und mit verschiedenen «Mean Curves» [7–10].

ermüdet und anschliessend die Menge von dehnungsin-
duziertem Martensit mit obigen zerstörungsfreien Me-
thoden bestimmt.

Bilder 6 und 7 zeigen den mittels Ferromaster resp. Flux-
gate bestimmten Martensitanteil für die Dehnamplitude
 $\Delta\epsilon_T/2 = 0.3\%$ in Abhängigkeit der Lastwechselzahl für
die bei Raumtemperatur ermüdeten Proben. Der Ver-
gleich der beiden Bilder zeigt, dass sich die Resultate der
beiden Messmethoden nur unwesentlich unterscheiden.
In den folgenden Bildern 8 bis 13 werden deshalb
nur die Resultate einer magnetischen Methode gezeigt.
In allen Bildern sind die Messwerte mit Symbolen und
die Ausgleichsgeraden durch ausgezogene Linien ge-
kennzeichnet.

Unter den erwähnten Bedingungen wurden in allen un-
tersuchten Materialien sehr geringe Martensitmengen

gemessen. Dementsprechend gering ist auch die Ände-
rung des martensitischen Phasenanteils, welcher in den
Ermüdungsexperimenten beobachtet wird. Für die
Materialien TP 304L und TP 316L wurde eine Zunahme
des Martensits von ca. 0.2% beobachtet, während die
grösste Zunahme beim Stahl TP 347 ca. 1.4% betrug.
Allerdings wurden mit diesem Stahl doppelt so viele Zy-
klenzahlen erreicht wie z.B. mit TP 304L. Obschon die
absoluten Änderungen der Martensitphase klein sind,
können diese mit den magnetischen Messmethoden zu-
verlässig beobachtet werden. Insbesondere darum, weil
die relativen Änderungen bezüglich des unermüdeten
Zustands im Bereich von 50 bis 325% liegen. Im Allge-
meinen wurde eine gute Korrelation zwischen Zyklen-
zahl und Martensitgehalt beobachtet. Bei den Stählen
TP 321H und TP 321 ist jedoch die Streuung relativ
gross; verantwortlich dafür dürften Materialinhomoge-
nitäten sein.

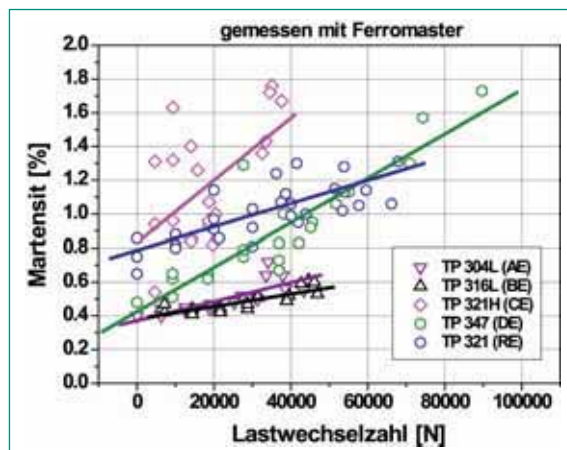


Bild 6: Mit Ferromaster bestimmter Martensitanteil vs.
Lastwechselzahl. Die Proben wurden mit einer Dehnamplitude
von 0,3% bei RT ermüdet.

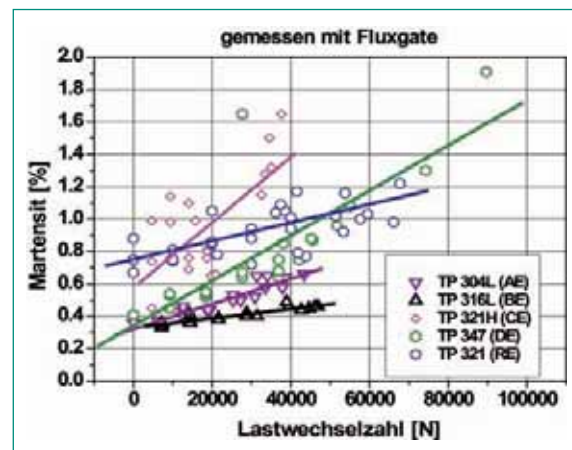


Bild 7: Mit Fluxgate bestimmter Martensitanteil vs. Last-
wechselzahl für eine Dehnamplitude von 0.3%. Die Proben wur-
den mit einer Dehnamplitude von 0.3% bei RT ermüdet.

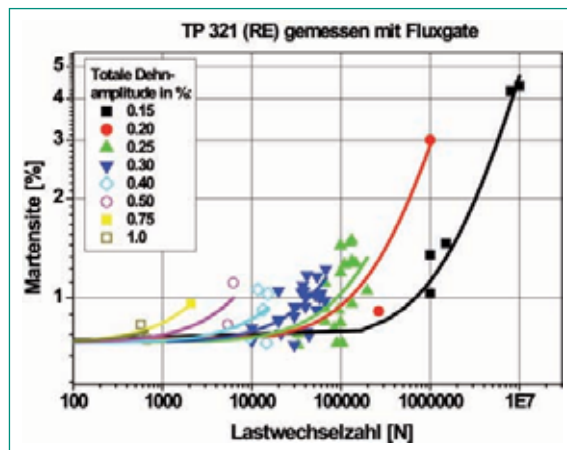


Bild 8: Martensitanteil in TP 321 vs. Lastwechselzahl für
Dehnamplituden im Bereich von 0.15% bis 1% bei RT.

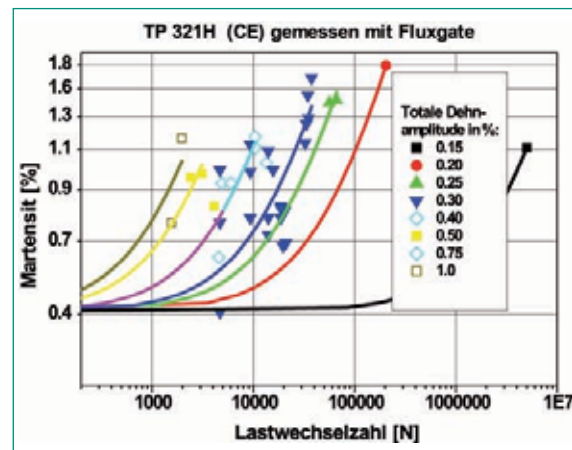


Bild 9: Martensitanteil in TP 321H vs. Lastwechselzahl für
Dehnamplituden im Bereich von 0.15% bis 1% bei RT.

In den Bildern 8 bis 12 ist die Martensitentwicklung für verschiedene Lastamplituden in Abhängigkeit der Zyklenzahl aufgezeichnet. Die Bilder zeigen die drastische Zunahme der Lastzyklenzahl (bis zum Abbruchkriterium) mit abnehmender Dehnamplitude. Die Zyklenzahlen reichen z.B. für TP 321 von knapp 1000 Zyklen für eine Dehnamplitude von $\Delta\epsilon_t/2 = 1.0\%$ bis 10^7 Zyklen für $\Delta\epsilon_t/2 = 0.15\%$. Bedingt durch den doppelt-logarithmischen Masstab ist der lineare Anstieg des Martensitanteils nicht unmittelbar erkennbar. Weil die Zyklenzahl mit abnehmender Dehnamplitude überproportional zunimmt, werden für kleine Dehnamplituden grosse Zyklenzahlen (HCF-Bedingungen) erreicht, womit deutlich mehr Martensit gebildet wird. Eine Ausnahme stellt der Stahl TP 316L dar, bei welchem keine signifikante Abhängigkeit von Dehnung und Zyklenzahl festgestellt wurde; dies wohl als Folge der sehr geringen Affinität für Martensitbildung.

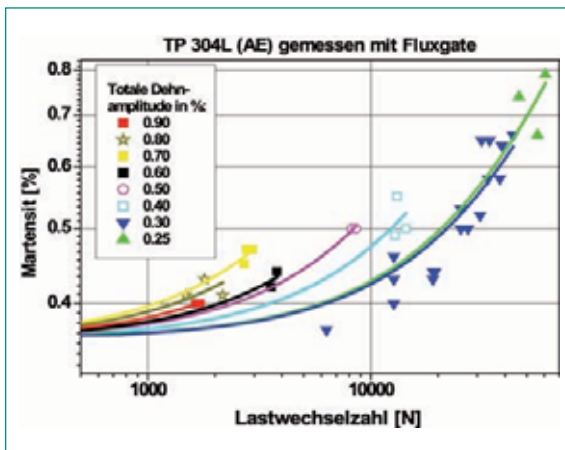


Bild 10: Martensitanteil in TP 304L als Funktion der Lastwechselzahl für Dehnamplituden im Bereich von 0,25% bis 0.9% bei RT.

Bild 13 zeigt den für eine Dehnamplitude von 0.3% gebildeten Martensitanteil als Funktion der Temperatur, gemessen nach dem Erreichen des 5%-Lastabfallkriteriums. Während bei Raumtemperatur noch eine geringe Martensitzunahme beobachtet wird, kann diese bei Temperaturen über 100 °C nicht mehr zuverlässig von der Streuung unterschieden werden. Es muss deshalb gefolgert werden, dass die verwendete magnetische NDT-Methode in diesem Temperaturbereich für die hier untersuchten Stähle schwierig ist.

Folgerungen

Alle untersuchten TP-Rohrleitungsmaterialien weisen im Ausgangszustand sehr geringe Martensitmengen auf (ca. 0.4% resp. 0.8% bei TP 321). Im Allgemeinen wurden in den Proben auch nach dem Ermüden sehr geringe Martensitanteile gemessen. Diese reichen von 0.4% im nicht ermüdeten Zustand bis 1.8% nach 90 000 Er-

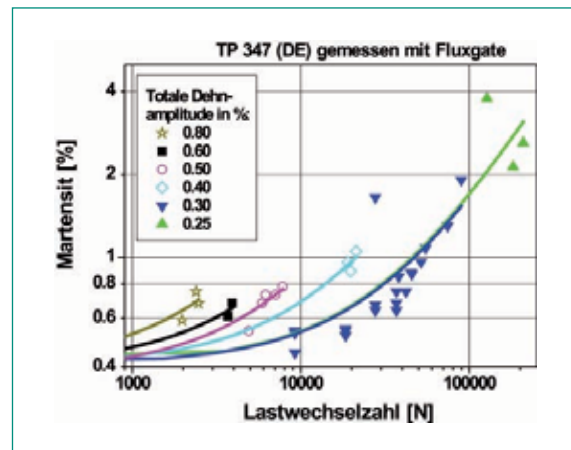


Bild 11: Martensitanteil in TP 347 als Funktion der Lastwechselzahl für Dehnamplituden im Bereich von 0.25% bis 0.8% bei RT.

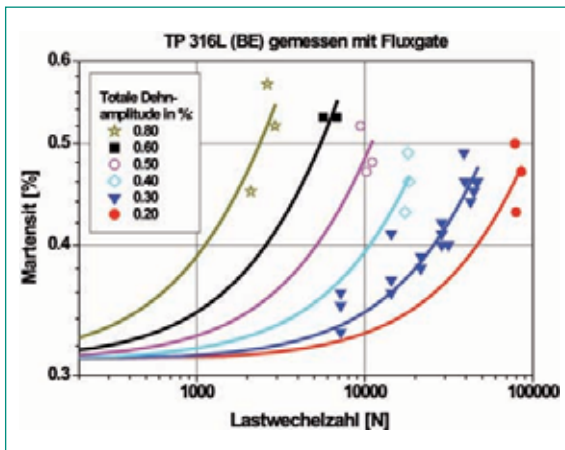


Bild 12: Martensitanteil in TP 316L als Funktion der Lastwechselzahl für Dehnamplituden im Bereich von 0.2% bis 0.8% bei RT.

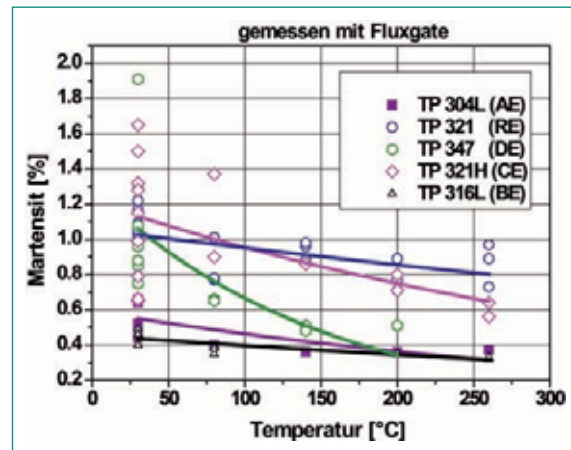


Bild 13: Martensitanteil als Funktion der Temperatur für eine Dehnamplitude von 0.3%, gemessen nach Erreichen des 5%-Lastabfallkriteriums.

müdungszyklen bei einer Dehnamplitude von $\Delta\epsilon_t/2 = 0.3\%$. Die absoluten Zunahmen der Volumenanteile Martensit reichen von 0.2 bis 1.4% bei derselben Dehnamplitude, aber verschiedenem Material. Relativ gesehen entspricht dies einem Anstieg von zwischen 50 und 350%. Solche Änderungen der Phasenanteile können mit den erwähnten Messmethoden einwandfrei verfolgt werden. Bei sporadischen (nicht kontinuierlichen) Messungen, bei welchen der spezifische Ausgangszustand des Materials nicht oder ungenügend bekannt ist, wirkt sich die relativ grosse Streuung nachteilig aus. Aus den genannten Gründen erscheint die Methode, zumindest für grössere Dehnamplituden ($\Delta\epsilon_t/2 > 0.3\%$), nicht immer praktikabel.

Da für kleine Dehnamplituden grosse Zyklenzahlen (HCF) erreicht werden, wird unter diesen Bedingungen generell mehr Martensit gebildet. Somit ist die Lebensdauerüberwachung durch Messen der magnetischen Eigenschaften für kleine Dehnamplituden eher geeignet. Wie die Experimente gezeigt haben, ist die Martensitbildung für alle TP-Proben bei Temperaturen über 100 °C zu gering, um aus den gemessenen Eigenschaften verlässliche Lebensdauervorhersagen machen zu können. Zusammenfassend kann für die hier untersuchten TP-Materialien gesagt werden, dass die in den Untersuchungen verwendeten magnetischen NDT-Methoden zur Lebensdauerüberwachung nur unter folgenden Einschränkungen Erfolg versprechend sind:

- A Die Belastung (Dehnamplitude) sollte bekannt sein.
- B Die Dehnamplitude sollte kleiner 0.3% sein.

- C Die Temperatur darf nicht höher als 100 °C sein.
- D Der Ausgangszustand des Materials muss bekannt sein.

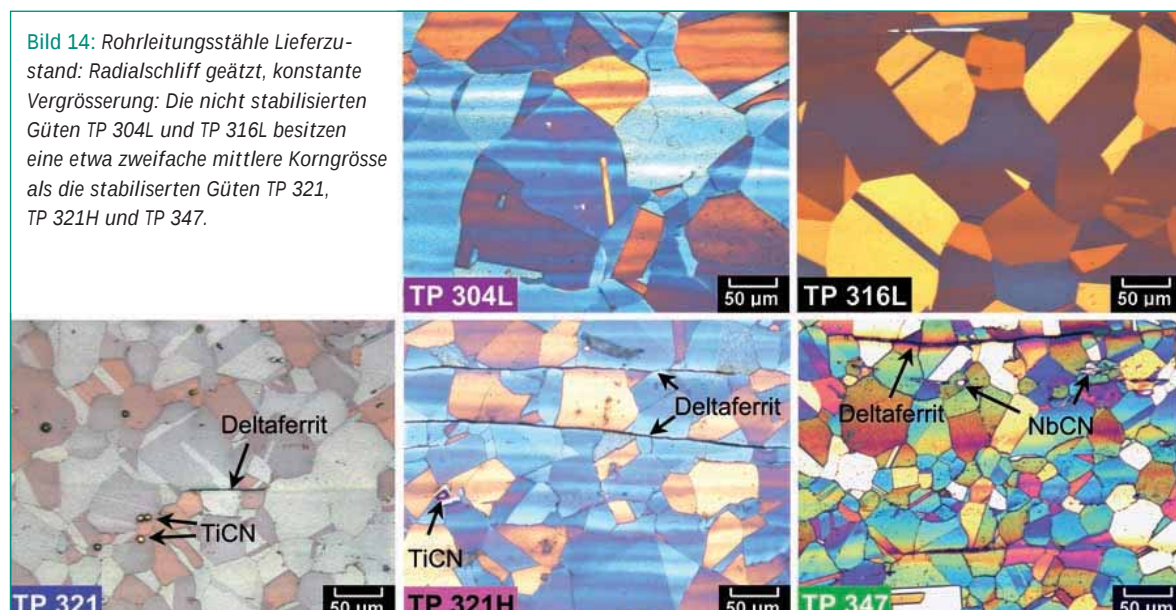
2.5 Mikrostrukturelle Aspekte

2.5.1 Gefüge der Ausgangsmaterialien

Bild 14 zeigt, dass die nicht stabilisierten TP-304L- und TP-316L-Sorten eine gleichmässige und gleichachsige austenitische Kornstruktur besitzen [3]. Beide weisen eine annähernd gleiche mittlere Korngrösse auf. In den titanstabilisierten Stählen TP 321 und TP 321H erkennen wir Ketten von lang gestreckten Delta-Ferritkörnern, welche parallel zur Rohrachse verlaufen. Im Weiteren beobachten wir die gelblichen Titankarbonitrid-Ausscheidungen mit eckiger Form. Das Ausgangsgefüge der niobstabilisierten Güte TP 347 ähnelt dem des TP 321, wobei die meist feineren weisslichen Niobkarbonitrid-Ausscheidungen nicht so leicht erkannt werden. In beiden Stählen besteht die Grundmasse aus gleichachsigen Austenitkörnern. Die mittlere Austenitkorngrösse in den stabilisierten Güten ist um eine Einheit Korngrössenzahl feiner als in den nicht stabilisierten. In allen Stählen beobachten wir keine krummen Zwillingsgrenzen wie auch keine Gleitbänder. Aus dem Fehlen dieser Kaltverformungsindikatoren schliessen wir, dass die Erzeugnisse korrekt lösungsgeglüht worden sind.

2.5.2 Ermüdete Proben

Die polierten nicht geätzten Radialschliffflächen werden auf Mikrorisse entlang den zwei Mantellinien des einge-



betteten zylindrischen Probenabschnittes bei 200facher Vergrößerung geprüft. Die Zählung gibt einen Anhaltspunkt über die vergleichende Anfälligkeit zur Mikrorissbildung in Abhängigkeit des Ermüdungszustandes und der Stahlsorten. Diese Erfassung erhebt keinen Anspruch auf statistische Evaluierung. Tabelle 2 fasst die beobachteten Mikrorisse pro Längeneinheit der ausgewerteten Mantellinienabschnitte zusammen.

Bild 15 zeigt eine Aufnahme der bei 200 °C mit Schädigungsgrad $D = 1$ ermüdeten Probe der Stahlsorte TP 304L, welche am meisten Mikrorisse aufweist. Die bei 30 °C ermüdete Probe besitzt weniger Mikrorisse ähnlicher Form und Grösse. Interessant ist festzustellen, dass die Anzahl Mikrorisse mit steigender Temperatur zunimmt. Bei konstanter Temperatur weisen die niederzyklisch ermüdeten TP-321- und TP-347-Proben weniger Mikrorisse auf als jene aus TP-304L- und TP-316L-Rohrabschnitten. Wir stellen fest, dass die Mikrorissdichte in den nicht stabilisierten Rohrmaterialien bedeutend höher ist als in den stabilisierten.

Die Umgebung des Hauptrisses wie auch der Mikrorisse wird von einer grossen Anzahl Gleitbändern charakterisiert. Diese Beobachtung verdeutlicht den höheren

plastischen Verformungsgrad in den an die Risse grenzenden Gebieten als in der homogen durch die Ermüdungsbeanspruchung plastisch verformten Grundmasse. Bild 16 zeigt eine Risssspitze in einer Ermüdungsprobe aus TP-316L-Material. In der Umgebung der Risssspitze treten Gleitbänder (S) auf mit einigen Anzeigen von verformungsinduziertem Martensit (dunkle Flecken). In den stabilisierten Stahlgüten TP 321 treten als Folge der niederzyklischen Ermüdung über ein grösseres angrenzendes Gebiet der Rissflanke (C) Gleitbänder (S) auf (Bilder 17 und 18). Die beobachteten Anzeigen von verformungsinduziertem Martensit (M) weisen eine grössere Ausdehnung auf als auf der polierten und geätzten Schliifffläche der dokumentierten Probe aus TP 316L. Die gleichen Feststellungen treffen auch auf die ermüdete Probe aus der ebenfalls stabilisierten Güte TP 347 zu. In Bild 19 erkennen wir um die Risssspitze (Crack Tip) eine noch intensivere Dichte von verformungsinduziertem Martensit (M) an den Schnittpunkten der Gleitbänder (S). Die Beobachtungen verdeutlichen, dass sich in den stabilisierten Güten TP 321, TP 321H und TP 347 die Gleitbänder über eine grössere Ausdehnung von an Rissflanken angrenzenden Gebieten ausdehnen als in den nicht stabilisierten Sorten TP 304L und TP 316L. Gleichzeitig weisen die stabilisierten Güten gemäss den

	TP 304L	TP 316L	TP 321	TP 321H	TP347
T = 30 °C; D = 1	20	3	0	3	2
T = 30 °C; D = 0.6	3	0.5	0	0	0.5
T = 200 °C; D = 1	28	22.5	n. b.	31.5	6
T = 260 °C; D = 1	10	10	4	25	n. b.

Tabelle 2: Anzahl Mikrorisse entlang den zwei Mantellinienabschnitten der untersuchten Radialschliffprobe für verschiedene Ermüdungszustände und die fünf Stahlsorten [cm^{-1}]. (n. b. = nicht bestimmt.)

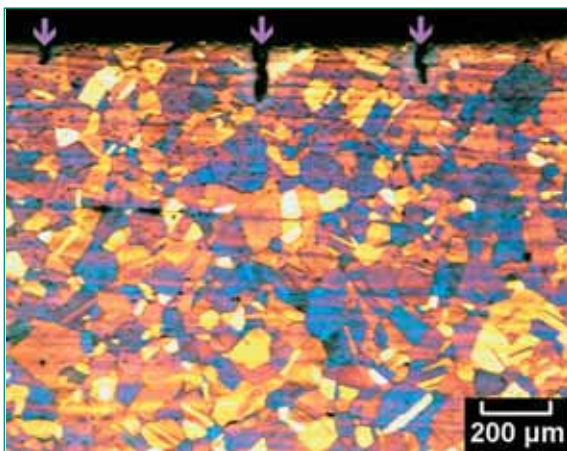


Bild 15: TP 304L, ermüdet: T = 200 °C, D = 1.0, N = 33 420. Radialschliff, geätzt: Mikrorisse (↓) an der Oberfläche.

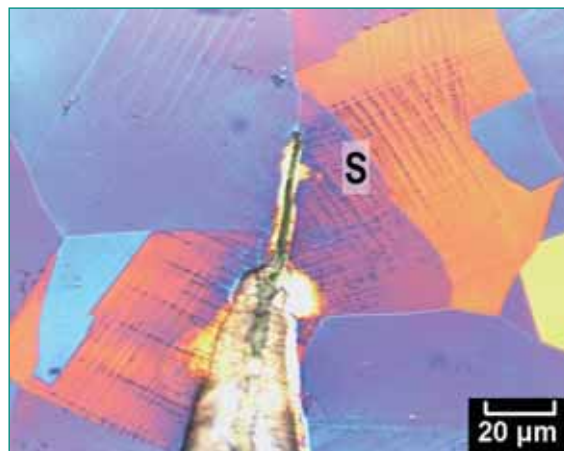


Bild 16: TP 316L, ermüdet: T = 30 °C, D = 1.0, N = 46 942. Radialschliff, geätzt: Spitze des Hauptrisses mit Gleitbändern (S) in der angrenzenden Grundmasse und kleine Anzeigen von Martensit (dunkle Punkte).

beobachteten Anzeigen eine grössere Menge von verformungsinduziertem Martensit auf. Die Umklappung des plastisch verformten Austenits zu verformungsinduziertem Martensit erfolgt in der Rissumgebung, in welcher der Betrag der akkumulierten plastischen Dehnung höher ist als in der rissfreien austenitischen Grundmasse. In Letzterer ist die plastische Dehnung bis an das Ende der Ermüdungslebensdauer so gering, dass der Austenit in allen fünf Rohrleitungsmaterialien stabil bleibt und damit keine Anfälligkeit für die Umklappung zu Martensit besitzt. Im stärker verformten Austenit der Rissumgebung tritt eine gewisse Anfälligkeit zur Bildung verformungsinduzierten Martensits auf, welche nach stabilisierten und nicht stabilisierten Stahlsorten differenziert werden kann.

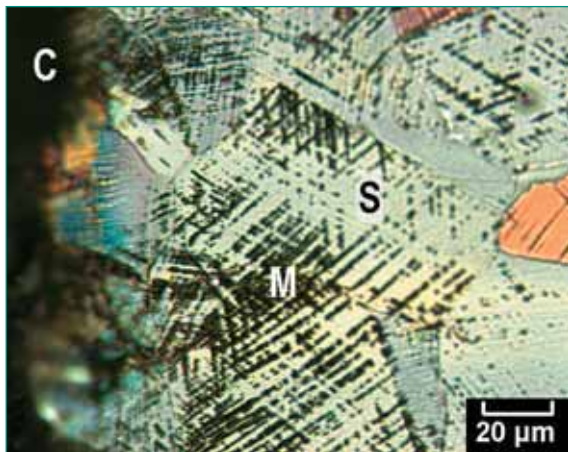


Bild 17: TP 321, ermüdet: $T = 30\text{ }^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 53\,920$.
Radialschliff, geätzt: Flanke des Hauptrisses (C) mit Gleitbändern (S) in der angrenzenden Grundmasse und Anzeigen von Martensit (M) an den Schnittpunkten der Gleitbänder.



Bild 18: TP 321H, ermüdet: $T = 30\text{ }^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 53\,920$.
Radialschliff, geätzt: Spitze des Hauptrisses mit Gleitbändern in der angrenzenden Grundmasse, deren Verlauf durch die Anzeigen von Martensit (dunkel) gegeben ist.

Die **REM-Untersuchung** erfolgte mittels Kornorientierungskontrast, hervorgerufen durch die von der verformungsschichtfreien, d.h. elektrochemisch polierten Probenfläche rückgestreuten Elektronen («back scattered electrons» – BE). Sie zeigt, dass die austenitische Grundmasse im Lieferzustand aus gleichachsigen Körnern ohne jegliche sichtbare Verformungsmerkmale besteht.

Die REM-Bilder der ermüdeten Proben aller Stahlsorten zeigen ein gut ausgebildetes Versetzungsnetzwerk innerhalb der gleichmässig plastisch verformten Grundmasse. Bild 20 dokumentiert eine Radialschliffprobe der nicht stabilisierten Güte TP 304L mit einem zellartigen Versetzungsnetzwerk vor der Risspitze und am rechten Bildrand. In der plastisch stärker verformten Rissumgebung erkennen wir eine streifenförmige Zone. Diese lässt auf erhöhte plastische Verformung und auf die Bildung von Gleitbändern schliessen. Das Ausmass der Verformung ist derart, dass der Kornorientierungskontrast nur noch eine diffuse Abbildung der Struktur erlaubt. Bild 21 zeigt das Versetzungsnetzwerk einer ermüdeten Probe aus dem TP-347-Rohrleitungsabschnitt. Das Netzwerk bildet sich von labyrinthförmig bis zellartig aus. Im Korn in der Bildmitte zeigt das Versetzungsnetzwerk zudem eine Ausrichtung in parallelen Linien. Im Weiteren erkennen wir in derselben Abbildung gröbere und feinere Niobkarbonitrid-Ausscheidungen (helle Flecken, NbCN). Ihre Identität wurde mittels energiedispersiver Röntgenstrahl-Feinbereichsanalyse (EDX) überprüft.

Die **TEM-Untersuchungen** ermöglichen eine höhere Auflösung bis hinunter auf Stufe der einzelnen Verset-

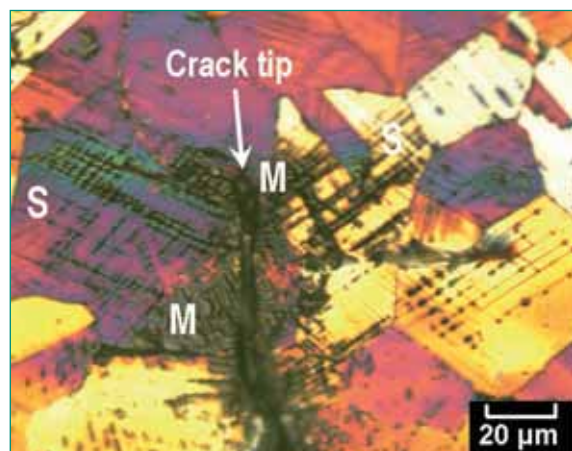


Bild 19: TP 347, ermüdet: $T = 30\text{ }^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 51\,710$.
Radialschliff, geätzt: Spitze des Hauptrisses («Crack tip») mit Gleitbändern (S) in der angrenzenden Grundmasse und Anzeigen von Martensit (M) an den Schnittpunkten der Gleitbänder.

zung. Währenddem die REM-Analyse einen Überblick des Versetzungsnetzwerkes über mehrere Körner erlaubt, ermöglicht das TEM eine punktuelle Untersuchung. Für eine statistische Erfassung der Struktur bedarf es einer sehr grossen Anzahl Proben, um ein grösseres Probenvolumen zu untersuchen, das für Elektronen genügende Transparenz aufweist. Die TEM-Untersuchung bestätigt grundsätzlich das Ergebnis der REM-Untersuchung, wonach die Ermüdung über die plastische Verformung ein zellartiges Versetzungsnetzwerk in der Grundmasse erzeugt. Bild 22 zeigt einen Dünnschliff einer ermüdeten Probe aus einem TP-304L-Rohrleitungsabschnitt. Nebst dem zellartigen Versetzungsnetzwerk (2) erkennen wir die stellenweise Aneinanderreihung von einzelnen Versetzungen («Pile-ups», 1) sowie die Ausbildung eines Mikrozwillings (3). Letzte-

re stellen zweidimensionale Gitterfehler wie auch die Gleitbänder dar, welche potenzielle Keimbildungsorte für die verformungsinduzierte Martensitbildung darstellen. Bild 23 zeigt eine Dünnschliffprobe aus einer Ermüdungsprobe aus TP-347-Rohrmaterial. Der Bildausschnitt gibt eine Stelle wieder, wo eine streifenförmige Ausrichtung des Versetzungsnetzwerkes («planar arrays») sichtbar ist. Das Versetzungsnetzwerk ist in diesem Material auch hauptsächlich zellartiger Natur. Die «planar arrays» treten in stabilisierten Güten häufiger auf als in den nicht stabilisierten. Zudem sind auf der Abbildung ausgeschiedene Niobkarbonitrid-Teilchen (NbCN) sichtbar.

Aus den erhaltenen Untersuchungsergebnissen ziehen wir folgende **Schlüsse**:

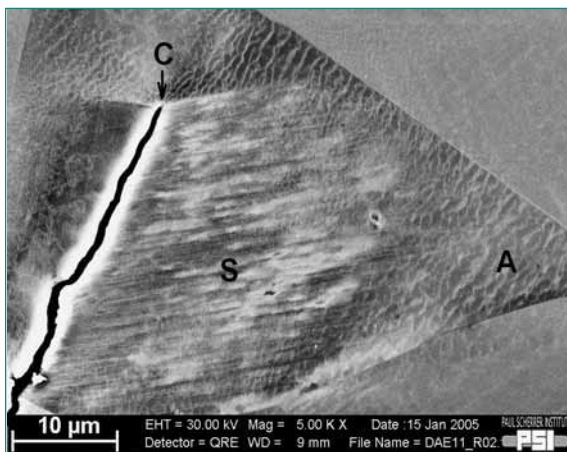


Bild 20: TP 304L, ermüdet: $T = 30^{\circ}\text{C}$, $D = 0.6$, $N = 18\,990$. Radialschliff, elektrolytisch poliert. REM-Bild, Kornorientierungskontrast: Oben und rechts: zellartige Versetzungsstruktur in der verformten Grundmasse (A). Angrenzend an Riss (C): stärker verformtes Austenitgefüge mit Gleitbändern (S).

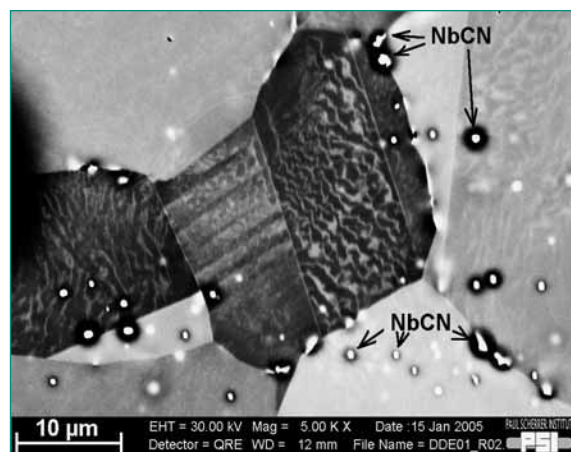


Bild 21: TP 347, ermüdet: $T = 30^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 51\,710$. Radialschliff, elektrolytisch poliert. REM-Bild, Kornorientierungskontrast: Labyrinthförmige bis zellartige Versetzungsstruktur. Größere und feinere Niobkarbonitrid-Ausscheidungen (NbCN).

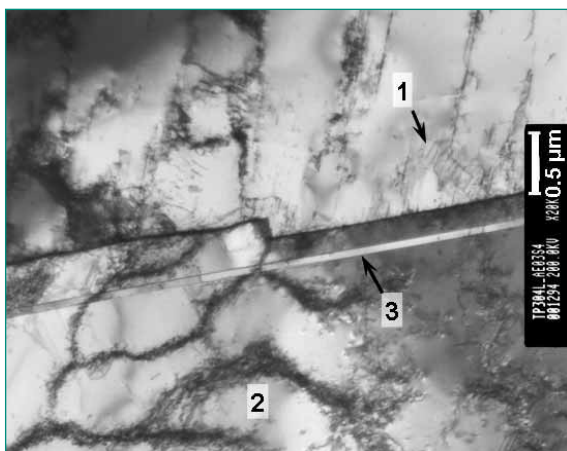


Bild 22: TP 304L, ermüdet: $T = 30^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 38\,614$. Dünnschliff, TEM-Bild: Verschiedene Versetzungsstrukturen: so genannte «Pile ups» (1) und zellartige (2). Darüber hinaus Mikrozwilling (3).

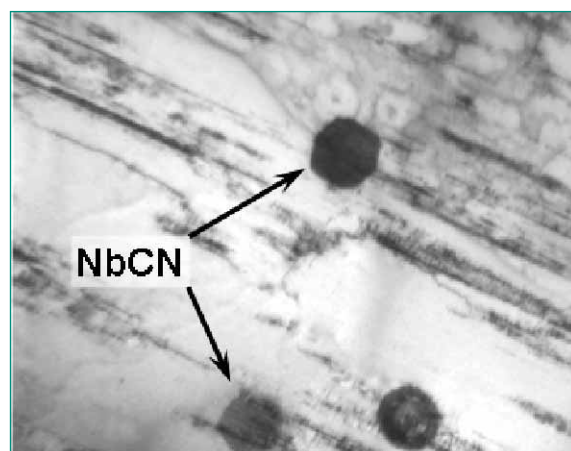


Bild 23: TP 347, ermüdet: $T = 200^{\circ}\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 40\,175$. Dünnschliff, TEM-Bild: Versetzungen in so genannten «Planar arrays» angeordnet. Darüber hinaus Niobkarbonitrid-Ausscheidungen (NbCN).

Die austenitische Grundmasse der fünf Rohrleitungsmaterialien besitzt während der geprüften Ermüdungsdauer eine grosse Stabilität und neigt damit nur ganz wenig zur verformungsinduzierten Umwandlung in α' -Martensit. Die nicht stabilisierten Stahlsorten TP 304L und TP 316L neigen während der Ermüdungszyklen zu einer zahlenmässig ausgeprägteren Bildung von Mikrorissen, welche sich von der polierten Oberfläche gegen die Probenachse ausbreiten. Die Anzahl Mikrorisse steigt mit zunehmender Ermüdungstemperatur. Die stabilisierten Güten TP 321, TP 321H und TP 347 bilden generell weniger Mikrorisse. Die Untersuchungen zeigen, dass der gemessene geringe Martensitanteil in der Rissumgebung konzentriert ist und demzufolge kaum in der homogen verformten austenitischen Grundmasse gebildet wird. Lokal wird daher der Martensitanteil an den kritischen Stellen erhöhter Verformung in der Rissumgebung wesentlich grössere Anteile erreichen. Daher wird es sehr schwierig, wenn nicht unmöglich sein, die Materialschädigung über den mittleren Volumenanteil verformungsinduzierten Martensit zu erfassen. Auf jeden Fall ist es wichtig, für eine solche Beurteilung den Materialausgangszustand der zu prüfenden Komponente genau zu kennen: chemische Zusammensetzung, Dehngrenze und kalt verformt oder lösungsgeglüht. Mit Hilfe dieser Eigenschaften, welche den Ausgangszustand charakterisieren, lässt sich mit Hilfe des Schäffler-Diagramms die Anfälligkeit zur verformungsinduzierten Martensitbildung abschätzen.

2.6 Modellierung der Martensitbildung bei isothermer Ermüdung

2.6.1 Modell

Zwei aus der Literatur bekannte Modelle, welche für den Zugversuch bestätigt worden sind, bilden die Grundlage zum Berechnen der Spannung und des Martensitanteils in einem Vielkristall. Das Modell von Cherkaoui et al. [11] berechnet für ein einzelnes Korn die Gleitsysteme. Das Hill-Hutchinson-Modell [12] ermittelt für den Polykristall, bestehend aus Körnern mit kugelförmiger Form, die Spannung und den Martensitanteil in Abhängigkeit der gewählten Dehnung und Temperatur. Unter diesen Voraussetzungen wurde das Fortran-Programm erarbeitet.

«**Input**»-Grössen: Dazu gehören die chemische Zusammensetzung (Stückanalyse bekannt) und die mechanischen Konstanten des austenitisch rostfreien Stahls

AISI 321 für den Temperaturbereich von 25 bis 300 °C (ASME Code [13]). Die Martensit-Konstanten liefert die Literatur wie Cherkaoui et al. [11]. Die Ermüdungsbelastung wird durch die Dehnamplitude, Dehnrage und Temperatur vorgegeben.

Getroffene Annahmen: Das Rechenmodell gilt für kleine Dehnungen. Aufgeprägte Dehnung und Temperatur sind sowohl in jedem Korn wie auch im Polykristall homogen. Es gibt keine räumliche Abhängigkeit der Dehnung und der Spannung im Korn wie auch im Vielkristall. Der Stahl verfestigt linear in Abhängigkeit der plastischen Dehnung. Der gebildete Martensit ist räumlich homogen verteilt und wird nicht plastisch verformt.

«**Output**»: Das Fortran-Programm berechnet einerseits die Spannung und den Anteil des verformungsinduzierten Martensits in Abhängigkeit von der Zyklenzahl während der dehnungsgeregelten Ermüdung bei variieren der Temperatur und für unterschiedliche Dehnamplituden. Andererseits berechnet es Spannungs-Dehnungs- wie auch Martensit-Dehnungskurven bei monotoner Beanspruchung während des Zugversuches für unterschiedliche Anfangsfestigkeiten.

2.6.2 Stand des Fortran-Programms und erste Ergebnisse

Das Fortran-Programm befindet sich am Ende der Testphase. Simulationen von **Zugversuchen bis 10% Dehnung** oder von **Ermüdungsversuchen von mehreren hundert Zyklen** können jetzt mit vernünftiger Rechen-

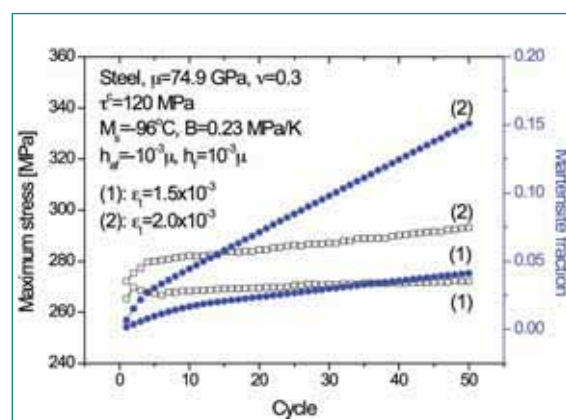


Bild 24: Einfluss der Dehnamplitude auf die maximale Spannung und den Martensitanteil in Abhängigkeit der Zyklenzahl für einen Vielkristall mit 125 Körnern aus austenitisch rostfreiem Stahl. Isotherme Ermüdung mit den Gesamtdehnamplituden $\epsilon_t = 0.15\%$ (1) und 0.20% (2) bei Raumtemperatur $T = 25^\circ\text{C}$.

dauer durchgeführt werden. Der Polykristall aus dem AISI-321-Stahl umfasst 125 Körner. Die Bilder 24 bis 26 zeigen einige Beispiele von ersten viel versprechenden Simulationen. Die gewählten Werte der Modellkonstanten für den Zugversuch und für die Ermüdungsversuche stammen aus der Literatur [11, 13] und können den Bildern entnommen werden.

Für die **isotherme Ermüdung** bei der Temperatur $T = 25^\circ\text{C}$ mit einer Gesamtdehnamplitude von $\varepsilon_t = 0.15\%$ über 50 Zyklen (Bild 24) zeigen die Simulationen sowohl eine Verfestigungsphase wie auch einen Anstieg des Martensitanteils mit zunehmender Zyklenzahl. Die Tendenz ist bei der höheren gewählten Dehnamplitude $\varepsilon_t = 0.20\%$ ausgeprägter. Diese Ergebnisse stimmen mit den Ergebnissen aus unseren Versuchen überein [14].

Bild 25 zeigt die Temperaturabhängigkeit des Martensitanteils für 50 Ermüdungszyklen mit einer Gesamtdehnamplitude von $\varepsilon_t = 0.15\%$ bei den Temperaturen von 50, 100 und 150°C . In guter Übereinstimmung mit unseren Beobachtungen wird bei höherer Temperatur ab 100°C kein oder nur sehr geringe Mengen von verformungsinduziertem Martensit gebildet.

Bild 26 fasst die gerechnete Spannung und den gerechneten Martensit-Volumenanteil in Abhängigkeit der Dehnung bis zu ihrem Wert von $\varepsilon = 10\%$ während des **Zugversuchs** bei Raumtemperatur $T = 25^\circ\text{C}$ zusammen. Die berechnete Spannungs-Dehnungskurve stimmt sehr gut mit der experimentell bestimmten Kurve überein. Die Rechnung bis zu einer Dehnung von 10% genügt,

um den elastischen Bereich sowie den Übergang in den plastischen zu erfassen. In diesem Dehnbereich befindet sich auch jener der Ermüdungssimulationen. So lassen sich Simulationen der monotonen Belastung mit denen der zyklischen vergleichen.

2.6.3 Schlussfolgerung

Das mathematische Modell von B. Tirbonod ermöglicht die Berechnung der Spannung und des verformungsinduzierten Martensitanteils während der dehnungsgeregelten isothermen Ermüdung. Im Weiteren berechnet es Spannung und Martensitanteil während des Zugversuchs. Die rechnerischen und experimentellen Ergebnisse stimmen qualitativ überein und zeigen, dass das Rechenmodell sowohl für den Zugversuch bis 10% Dehnung wie auch für den isothermen Ermüdungsversuch für 50 Zyklen realistische Ergebnisse liefert. Besonders gut ist die Übereinstimmung der berechneten Spannungs-Dehnungskurve mit den während des Zugversuchs aufgezeichneten Messwerten.

3. Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene finden die Zusammenarbeit und der Technologietransfer in erster Linie im unmittelbaren kerntechnischen Umfeld statt. Die Überwachungs- und Aufsichtsbehörde HSK und die Schweizer Kernkraftwerke werden regelmässig über die Ergebnisse des Projektes informiert. Mit der HSK finden halbjährlich Projekt-treffen statt, in denen der Projektfortschritt vorgestellt und die weiteren Schritte des Projektes besprochen wer-

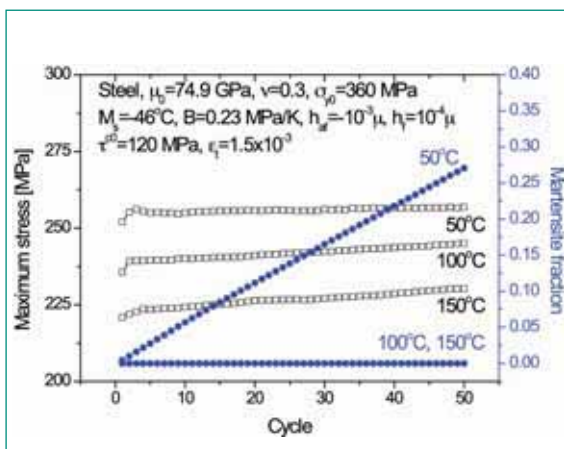


Bild 25: Einfluss der Temperatur auf die maximale Spannung und den Martensitanteil in Abhängigkeit der Zyklenzahl für einen Vielkristall mit 125 Körnern aus austenitisch rostfreiem Stahl. Isotherme Ermüdung bei den Temperaturen $T = 50, 100$ und 150°C und mit einer Gesamtdehnamplitude $\varepsilon_t = 0.15\%$.

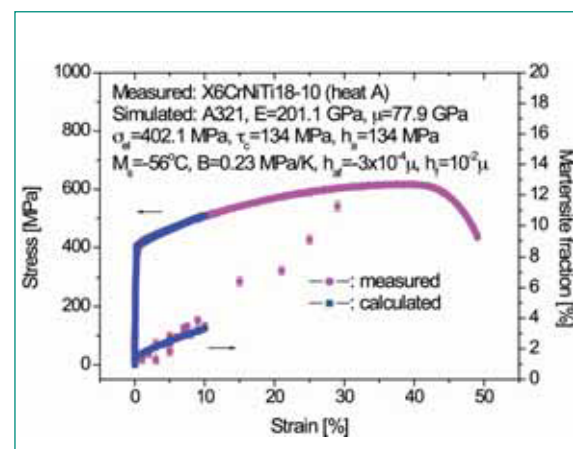


Bild 26: Simulation eines Zugversuchs bei RT mit dem austenitisch rostfreien Stahl AISI 321, kalt verformt. Gute Übereinstimmung von Modell mit Experiment.

den. Beim Projekt-Jahresmeeting sind auch die Vertreter der Kernkraftwerke anwesend.

Mit den Kernkraftwerksvertretern erfolgt der Informationsaustausch im Rahmen des Koordinationskomitees Forschung und Entwicklung Strukturmaterial, KFES. Vom KFES unterstützt und von SwissNuclear teilfinanziert wird das Projekt «Experimentelle und analytische Untersuchungen zu thermischer Ermüdung in Kernkraftwerken» (PLIM, 2004–2007) bearbeitet. Das Projekt trägt den in jüngster Zeit erkannten hochzyklischen Temperaturbelastungen in einseitig durchströmten T-Stücken Rechnung, bei denen Wandbereiche relativ schnell erwärmt und abgekühlt werden. Ausgehend von diesen Belastungen werden Thermoschockversuche an bauteilähnlichen Proben mit abwechselnd heissen und kalten Schocks durchgeführt, um die technische Rissentstehung und -ausbreitung unter diesen Bedingungen zu untersuchen.

Im Departement Betriebs- und Produktionswissenschaft der ETH Zürich werden am Institut für Virtuelle Produktion (Umformtechnik) ebenfalls Untersuchungen zum Effekt der verformungsinduzierten Martensitbildung in austenitischen Stählen durchgeführt. Hier interessiert vor allem, ob der Effekt bei umformtechnischen Abläufen zur Früherkennung von Ermüdungsschädigung eingesetzt werden kann. Bis jetzt erfolgte noch kein Informationsaustausch, die Absicht dazu wird jedoch weiterhin aufrechterhalten.

4. Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen von DIAGNOSTIK sind wir in folgenden europäischen Netzwerken vertreten:

- **NESC** (Network for Evaluating Steel Components)
NESC-TF Thermal Fatigue Project (EDF, EON Kernkraft, DNV, VTT, FORTUM, PSI, JRC-IE, CEA)
- **Network of Excellence NULIFE** (Nuclear Plant Life Prediction)
EURATOM 6th Framework Programme (Residual Lifetime Management), (VTT, JRC, Forsmark, Serco, BE, BNFL, CEA, Framatome ANP, KFKI, NRI, EDF, CEA, PSI, EON, FhG-IWM, Fortum, Studsvik, Tecnatom).

Das Netzwerk NESC befasst sich im Rahmen des Projektes NESC TF mit der Ausarbeitung einer europäischen Methode zur Bewertung von thermischer Ermüdung in Kernkraftwerken. Im Mittelpunkt stehen Analysen von

bisherigen Kraftwerksschäden und ergänzende Experimente zu Themen der thermischen Ermüdung. Die Gruppe Bauteilsicherheit ist hierbei verantwortlich für die Zusammenstellung relevanter Materialdaten zu niederzyklischer und thermischer Ermüdung von Reaktorstählen.

Das Network of Excellence NULIFE setzt sich zum Ziel, europäisch homogenisierte Regeln für die Lebensdauervorhersage von Kernanlagen zu erarbeiten. Mit der Zusammenarbeit sind wertvolle Kontakte und Austausch von Informationen und Erfahrungen verbunden.

In dem Projekt **PLIM** (Plant Life Management), ein KFES-Projekt, haben sich Siempelkamp, Swissnuclear und PSI zusammengeschlossen. Die Projektarbeit beinhaltet experimentelle und analytische Untersuchungen zu der thermischen Ermüdung in Kernkraftwerken.

5. Bewertung 2005 und Ausblick 2006

5.1 Bewertung

Die für das Berichtsjahr vorgegebenen Projektziele wurden vollumfänglich erreicht. Im Folgenden bewerten wir die einzelnen Ziele:

Zu A: Es liegen komplette Datensätze betreffend isothermer niederzyklischer Ermüdung vor mit Bestimmung des über das Probenvolumen gemittelten verformungsinduzierten α' -Martensitgehaltes mittels übereinstimmender magnetischer Methoden. Letztere wurden mittels Neutronendiffraktion kalibriert. Die Daten im Wöhler-Diagramm Gesamtdehnamplitude in Abhängigkeit der Schwingspielzahl stimmen am besten mit der Jaske/O'Donnell-«Mean Curve» überein. Die Mikrostrukturuntersuchungen mittels optischer Mikroskopie, Rasterelektronenmikroskopie und Transmissionselektronenmikroskopie zeigen, dass die metastabile austenitische Grundmasse eine sehr hohe Stabilität gegenüber der Umklappung zum stabilen α' -Martensit besitzt. Die Austenitstabilität ist in den nicht stabilisierten Güten etwas grösser als in den stabilisierten. In der homogen plastisch verformten Grundmasse entsteht praktisch kein verformungsinduzierter Martensit, weshalb der über das Probenvolumen gemittelte α' -Martensitanteil sehr gering ausfällt. Es gibt eine gute Übereinstimmung zwischen der Einordnung der untersuchten Rohrmaterialien in das Schöffler-Diagramm, der Martensitanteile

und der Ergebnisse der Mikrostrukturuntersuchungen. Letztere zeigen uns im Weiteren, dass sich der α' -Martensit lokal in den stärker verformten Rissumgebungen konzentriert und dort örtlich wesentlich höhere Anteile als die über das Volumen gemessenen Werte erreicht. Im Rahmen dieses Projektes konnte eine lokale Erfassung des Martensits in der Mikrorissumgebung nicht bestimmt werden. Daher wird eine frühzeitige Bewertung der Materialschädigung in den Rohrmaterialien schwierig, wenn nicht unmöglich. Eine Früherkennung wird dann möglich sein, wenn die Martensitdetektierung auf die Schicht unterhalb der Oberfläche bis in die Tiefe der während der Ermüdung entstandenen Kurzrisse begrenzt wird.

Zu B: Die Tatsache, dass praktisch kein bzw. sehr wenig verformungsinduzierter α' -Martensit gebildet wird, erschwert eine Früherkennung der Materialschädigung auf der Basis des umgewandelten ferromagnetischen Gefügebestandteiles während der isothermen, niederzyklischen Ermüdung. Eine Früherkennung der Materialschädigung mittels über das Volumen gemittelten verformungsinduzierten Martensitanteils ist dort möglich, wo das Material eine erhöhte Anfälligkeit für diese Umwandlung aufweist (vgl. Stangen- und Plattenmaterial im letzten Berichtsjahr [15]). Es ist daher unabdingbar, dass der Materialausgangszustand der zu prüfenden Komponente hinreichend punkto chemischer Zusammensetzung (Stückanalyse), Festigkeit und Qualität der Lösungsglühbehandlung bekannt ist, sodass ein Schluss betreffend die Anfälligkeit abgeschätzt werden kann. Erst unter dieser Voraussetzung rückt eine aussagekräftige Prüfung näher an deren Machbarkeit.

Zu C: In Werkstoffen mit solch hoher Austenitstabilität, wie sie in den untersuchten Original-Werkstoffen angetroffen wird, sind die weiteren Untersuchungen, die Martensitbestimmung eingeschlossen, auf die oberflächennahe Schicht bis in die Tiefe der Kurzrisausbildung zu konzentrieren. In der Rissumgebung entsteht erhöhte plastische Verformung über das Mass der labyrinthförmigen oder zellartigen Versetzungsnetzwerkausbildung hinaus. In dieser Zone mit erhöhter plastischer Dehnung werden veränderte elektrische Leitfähigkeit und/oder Ferromagnetismus erwartet.

Zu D: Die provisorischen Ergebnisse zeigen, dass der Martensitanteil durch mechanische Ermüdung gleichzeitig mit der Schädigung in Form von Mikrorissen, initiiert an persistenten Gleitbändern, entstand. Dabei be-

trägt der Fehler ca. 10% entsprechend dem des mittels magnetischer Messung bestimmten Martensitanteils. Das unterstützt die Vorstellung des Martensitanteils als ein Mass für die Schädigung. Diese ersten Ergebnisse sind ermutigend für weitere Untersuchungen, wie die Versuchssimulationen im Vergleich zu Messungen und die Ausdehnung des Modells zeigen. Die Abschlussarbeiten im Rahmen von DIAGNOSTIK-I beinhalten die Beendigung der Testphase des Fortran-Programms (rechnerische Probleme) und die Bestätigung des Modells mittels eines Zug- und Ermüdungsversuches, welche auch die Konstantenwerte liefern werden. Nach Möglichkeit werden Simulationen eines Ermüdungsversuches mit zwei AISI-321-Stählen mit unterschiedlicher Dehngrenze sowie von thermomechanischer Ermüdung zum Vergleich der «In-Phase»- und «Out-of-Phase»-Belastung durchgeführt (Martensit und Schädigung).

5.2 Ausblick

Zu E: Am 1. Januar 2006 wird das Nachfolgeprojekt DIAGNOSTIK-II für eine Dauer von drei Jahren beginnen. Der Projektteil 1, «Thermomechanische Ermüdung – Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung austenitisch nicht rostender Stahlkomponenten auf der Basis von Mikrorissbildung und -wachstum» schliesst unmittelbar an das mit dem Berichtsjahr zu Ende gehende Projekt DIAGNOSTIK an. (Der Projektteil 2 befasst sich mit der Bestimmung der RDB-Versprödung infolge von Neutronenbestrahlung mittels Seebeck-Koeffizient und mikromagnetischer Kenngrößen [1].) Der Projektteil 1 setzt die Bewertung der gesamten Projektdauer konsequent um. Er konzentriert sich auf die Bildung von Mikrorissen und deren Ausweitung zu einem Kurzrissnetzwerk durch Zusammenwachsen (Koaleszenz) und Wachstum, ausgelöst durch die Beanspruchung der thermomechanischen Ermüdung. Im Jahre 2006 wollen wir folgende Ziele erreichen:

Das erste Ziel besteht in der Klassierung der Mikro- und Kurzrisse an Laborproben und anschliessend an ausgetauschten belasteten Komponenten, nach der Risslänge an der Oberfläche, nach der Risstiefe sowie nach der Entstehung bzw. Nichtentstehung von Martensit in der Rissumgebung. Das zweite Ziel umfasst die Abklärung, ob die Bestimmung der Mikro- und Kurzrisssichte mit Hilfe der Messung veränderter mikromagnetischer bzw. -elektrischer Eigenschaften im oberflächennahen Bereich der Proben bzw. Komponenten gemessen werden

kann unter Berücksichtigung des Oberflächenzustandes bezüglich der Rauheit und der industriellen Fertigung. Auf Grund der so erhaltenen Ergebnisse wird eine Prüfmethode für die Bestimmung der Materialschädigung infolge Kurzrissswachstum und Rissnetzausbreitung an ausgetauschten, belasteten KKW-Komponenten evaluiert.

6. Referenzen

6.1 Publikationen in wissenschaftlichen Zeitungen

- [1] *M. Niffenegger, K. Reichlin, D. Kalkhof*: Application of the Seebeck effect for monitoring of neutron embrittlement and low-cycle fatigue in nuclear reactor steel, *Nuclear Engineering and Design* 235 (2005) 1777–1788.

6.2 Konferenzbeiträge

- [2] *M. Grosse, D. Kalkhof, M. Niffenegger, L. Keller*: Influencing Parameters of Martensitic Transformation during Low Cycle Fatigue for Steel AISI 321, TMS Annual Meeting, San Francisco, California, 13–17 February 2005.
- [3] *H.J. Leber, D. Kalkhof, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Microstructural Aspects of Low Cycle Fatigued Primary Circulation Pipe Material Made of Austenitic Stainless Steels, CAPE 2005, Cape Town, South Africa, 2005.
- [4] *D. Kalkhof, H.J. Leber, M. Niffenegger*: Monitoring of Thermal Fatigue Degradation using the Effect of the Deformation-Induced Martensite in Different Austenitic Stainless Steels, Proceedings of ICAPP 05, Paper 5398, Seoul, Korea, 15–19 May, 2005.
- [5] *M. Niffenegger, H.J. Leber, D. Kalkhof*: Life-Time Prediction of Austenitic Stainless Steel by Applying Magnetic NDT-Methods, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18), Beijing, China, 7–12 August, 2005.

6.3 Literaturquellen

- [6] *Avesta Sheffield R & D*: Information 10100GB; Supersedes Inf. 10199GB, Avesta, Sweden, 2000, p. 7.
- [7] *Criteria of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code for Design by Analysis in Sections III and VI-II, div. 2*, ASME, 1969.
- [8] *C.E. Jaske, and W.J. O'Donnell*: Fatigue Design Procedure for Pressure Vessel Alloys, *J. of Pressure Vessel Technology*, Vol. 99, 1977, pp. 584–592.
- [9] *J.L. Hechmer*: Report on 2 and 20 Design Factors, PVRC WG – Evaluation Methods, Proceedings of the ASME Code Section III Sub-group on Fatigue Strength, Attachment 2, New York, USA, 1996.
- [10] *M. Higuchi, K. Iida, M. Fukakura, H. Iguchi, S. Kobayashi, M. Miyazono, M. Nakao*: Survey of Fatigue Strength Data of Nuclear Structural Materials in Japan, Proceedings of the ASME Code Section III Sub-group on Fatigue Strength, New York, USA, 1988.
- [11] *M. Cherkaoui, M. Berveiller, H. Sabar*: Micromechanical modeling of martensitic transformation induced plasticity (TRIP) in austenitic single crystals, *International Journal of Plasticity*, 14 (1998) 597–626.
- [12] *J.W. Hutchinson*: Elastic-plastic behaviour of polycrystalline metals and composites, *Proc. of the Royal Society of London*, A319 (1970) 247–272.
- [13] *ASME Boiler & Pressure Vessel Code, II, Materials, Part D-Properties*, The American Society of Mechanical Engineers (1998).
- [14] Dieser Bericht
- [15] *D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger, H. Leber*: Monitoring fatigue degradation in austenitic stainless steels, *Fatigue & Fracture of Engng. Mater. Struct.*, 27 (2004) 595–607.

STARS-IV

Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland: Know-how für Störfallanalysen

Author and Co-Author(s)	Martin A. Zimmermann and collaborators from the project team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 27 33, Martin.Zimmermann@psi.ch www.stars.web.psi.ch
Duration of the Project	1. January 2001–31. December 2005

ABSTRACT

The TRACE code developed by the US NRC was successfully applied for a number of different studies. The assessment against a wide database of CHF experiments was completed with good results. The PSI contribution to the CSNI BEMUSE-program (Phase III) focusing on the uncertainty evaluation of the LOFT L-2-5 LOCA-test was completed. In this context, TRACE performed comparatively well. Furthermore, the generalized radiation heat transfer model was tested against available Halden LOCA-tests and good agreements with the measured cladding temperatures were achieved. Less satisfactory performance is to be noted for BWR models.

The PhD study on the development of a non-parametric statistical methodology for the quantification of uncertainties in system code physical models produced a methodology that addresses the dependency of the probability density functions (PDF) on relevant system parameters. Improvements to the estimation of the PDFs have also been implemented that addresses the difficulties that arise if only a limited number of validation cases are available.

The comparative analysis for selected RIA-experiments from the CABRI-project with both the FALCON and the SCANAIR codes was continued in order to span a reasonably wide range of energy injection rates and pulse widths. Of relevance is the finding that the transient fission gas induced swelling will remain of minor importance for the parameter range expected from hypothetical RIA pulses in both PWR and BWR.

Good progress was also achieved in the area of fast

fluence evaluation, an important topic related to plant aging: A Monte-Carlo based methodology has been drawn up, taking into account fission source distributions as obtained from the existing core models and was successfully tested against scraping test data from the KKG pressure vessel. In addition, the studies related to criticality safety identified criteria for selecting the number of neutron histories, given the accuracy of the experimental benchmarks available.

The capability to model single-phase mixing was demonstrated with the successful CFD-analysis of the Vattenfall mixing experiments, enabling an improved modeling of the single-phase fluid behavior in large volumes e.g. the lower plenum.

STARS obtained a certification according to ISO-9001:2000.

Project Goals

The mission of the STARS project is to maintain and further develop a comprehensive state-of-the-art best-estimate safety analysis methodology – including criticality safety – for reactor states ranging from normal operation to beyond design conditions (before core melt) and integrate the necessary tools into a consistent system. In effect, the STARS project acts as technical support center for LWR Safety Analysis with the following general goals:

- Conduct research necessary to further develop the high level of expertise of the project team as well as to improve the integrated state-of-the-art analysis methodologies;
- Perform independent safety analysis and related studies at the request of HSK;
- Perform studies on safety and operational issues at the request of the Swiss utilities;
- Provide general neutronic analysis incl. scientific services to the Swiss utilities.

Specific goals set for 2005 were:

- Continue research on uncertainty assessment;
- Participation in BEMUSE Phase III (uncertainty evaluation for thermal hydraulic problems).
- Apply methodology to simple reactor physics problem.

Enhance fuel modeling capability:

- Analyze selected CABRI RIA experiments (UO₂ and MOX) using FALCON and ev. SCANAIR for the MOX-cases.
- Participation in the Halden LOCA-experiments (IFA-650.3) with TH and thermo-mechanical analysis.
- Statistical fuel analysis.

Continue development of Monte Carlo methodology for:

- Criticality safety and include burnup credit.
- Neutron fluence calculations for KKG.

Continue with TRACE assessment (depending on the availability of new code version):

- Analysis of selected tests from the PKL and ev. the ROSA-V program.
- for BWR applications by converting an existing TRAC-BF1 model to TRACE and benchmarking for selected plant transients.

Continue development of CFD application for geometries representative of nuclear reactors:

- Analyze mixing experiments in Vattenfall test facility.
- Apply CFD to lower plenum mixing in the KKG reactor.
- Initiate active participation in NURESIM (EU 6th FW):
- Explore coupling capabilities of new integrated platform for safety analysis codes.

Work Carried Out and Results Obtained

Only selected highlights from STARS are reported in the following sections, which provide an overview of the major part of the STARS work performed during 2005. Some further work will be addressed in the assessment chapter.

Doctoral research on uncertainty assessment

The use of best estimate computer codes to study nuclear power plant transients provides more physically based simulations than the traditional conservative approaches, but it necessitates the determination of their calculation uncertainty. Research performed in the past decade has resulted in a series of methodologies able to propagate the uncertainty in system variables and physical models to relevant code results. The quantification of these uncertainties, especially those of physical models, has been mostly based on expert opinion, which tends to be subjective and to overestimate them. Doctoral research related to uncertainty analysis in STARS is focused on the development and application of a non-parametric statistics methodology to objectively quantify the uncertainties in the physical models used by system analysis codes.

The work this year has produced a novel methodology which can yield more objective measures of code model uncertainty by using model performance information from assessment studies. A statistical non-parametric approach has been developed to quantify the uncertainty of a given physical model, as implemented in a complex computer code, by probability density functions (*pdfs*), which are obtained by applying a new non-parametric estimator based on the combination of a universal orthogonal series estimator and a kernel estimator [1]. Including the best features of each of its combined estimators, the new estimator also overcomes the numerical difficulties observed for limited

number of data from the available assessment studies. The estimator thus constructed *objectively* predicts the probability distribution of the model's «error» (its uncertainty) from databases reflecting the model's accuracy, generated through code assessment studies on the basis of available experiments (see Figure 1, left).

By applying a newly developed multi-dimensional clustering technique based on the Kruskal-Wallis test [2], the methodology can also treat the dependency of a model's uncertainty on system conditions (see Figure 1, right). The data clustered as a function of selected system variables on which the code model depends, is then used to generate *pdfs* with the non-parametric estimator described above, thus quantifying the model's uncertainty in different regions of the state space. The final result is a more objective, rigorous and accurate manner of assigning uncertainty to code models, an es-

sential step in most code uncertainty propagation methodologies developed to date.

The complete methodology has been applied to the quantification of the uncertainty in void fraction predictions for the integral test OMEGA ROD BUNDLE test No. 9 with RETRAN-3D, a double LOCA (in cold and hot legs) from PWR operating conditions. The uncertainty information associated to the RETRAN-3D drift-flux model has been added to uncertainties in other system description parameters [3], and used as input for the code uncertainty propagation methodology employed in STARS. The results are presented in Figure 2: The uncertainty in void fraction predictions, obtained from the proposed methodology (right), yields more narrow, realistic and objective tolerance intervals over which the code's results can vary, as compared with a subjective quantification based on expert opinion (left) not considering the dependence of the *pdfs* on the state-space.

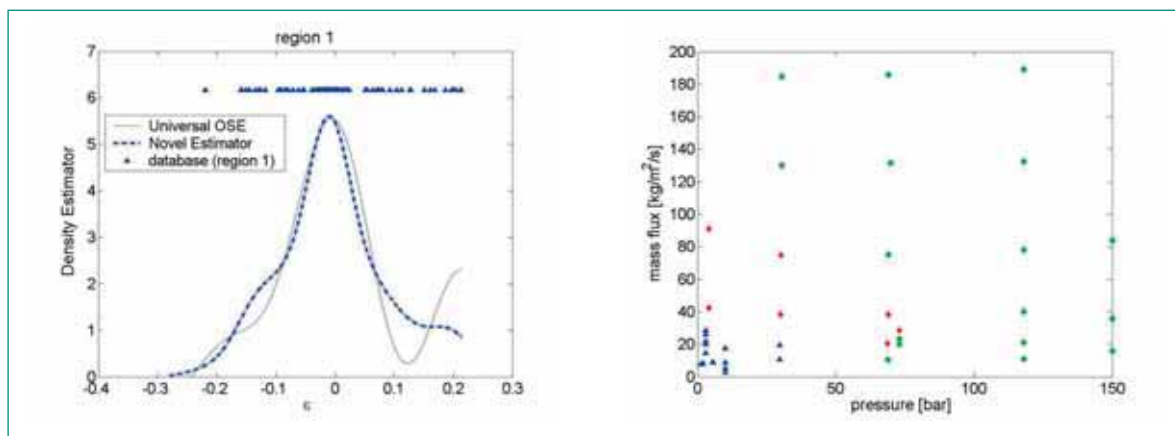


Figure 1: Pdfs base on the non-parametric estimator for void fraction uncertainty (left); two-dimensional clustering of the void uncertainty information (right) (each point represents a set of experimental values).

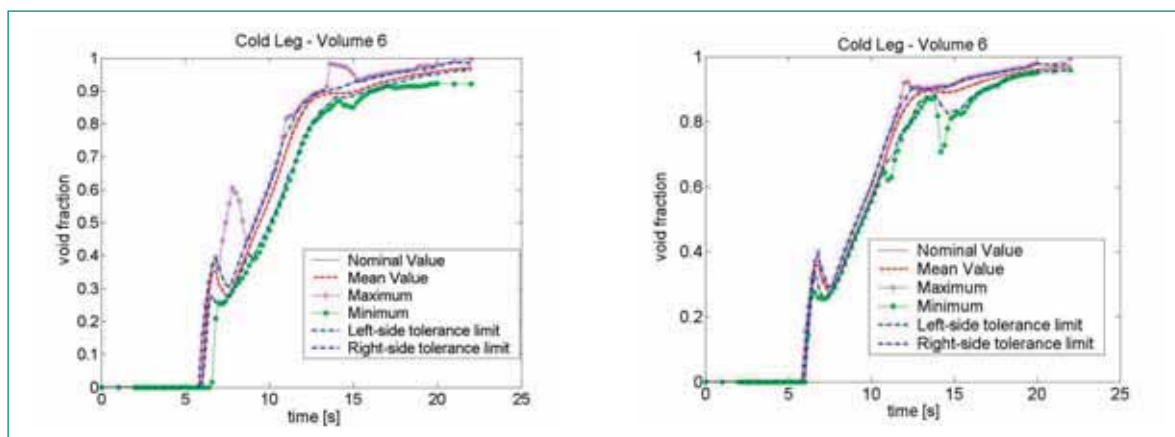


Figure 2: Results of the application to the OMEGA ROD BUNDLE test No. 9. «Expert Opinion» uncertainty in drift-flux model (left); uncertainty in drift-flux model as a function of state space (right).

Participation in BEMUSE Phase III

STARS has participated in the BEMUSE International Programme [4] sponsored by the OECD since its initiation in 2003. The Programme's aim is to present and evaluate the state of the art in the field of uncertainty analysis applied to system analysis codes used in nuclear safety. BEMUSE consists of two main steps, sub-divided in three phases each, which will extend till the end of 2007. The first one, finished at the end of 2005 with the completion of Phase-III, involved the application of different code uncertainty methodologies to a loss of coolant (LOCA) transient in an integral test facility. In particular, the transient L2-5 carried out in the LOFT facility was selected for this purpose. A number of organizations from several countries, including PSI, have taken part in the first phase of the Programme, and provided results of the application of their selected uncertainty methodologies to L2-5.

The work related to BEMUSE Phase-III this year focused on the application of the code uncertainty methodology employed in STARS to the analysis of the LOFT L2-5 [5] Test transient with the system analysis code TRACEv4.05. For this purpose, a database of uncertainty values for input variables describing the L2-5 Test setup, and for the most important models that affect the development of a large break LOCA was created based on information from the test documentation, the TRACE assessment manual, the open literature and some work on assessment of CHF and post-CHF heat transfer (also described in the present report). The uncertainty information thus compiled was used as input for the STARS uncertainty methodology, which is based on developments by McKay, et al. and GRS [6], adapted in STARS to the code TRACE. In summary, the methodology is based on the concept of sampling of the input and model uncertainty information (generally in the form of probability density functions, *pdfs*), which, after a series of code executions, generates a sample (a collection) of code results for the variables of interest, e.g. pressure, temperature, etc. The size of the sample is determined by applying the Wilks [2] formula, yielding a minimum number of execution of 93 cases for $\beta = 95\%$ and $\gamma = 95\%$.

A random sample of size 150 was generated with the help of the statistical analysis code SUSAN. The 24 input variables and related code physical models considered include: Critical Heat Flux (CHF), minimum film boiling

temperature, critical flow (subcooled, saturated and two-phase), single phase forced convection (liquid and vapor), interfacial drag, and nucleate boiling heat transfer. Each of the 150 sample elements consists of a combination of 24 parameter values (one per variable), which represent the uncertainty in inputs and models, and it is used to perform one TRACE execution. In total, 150 code executions were carried out in order to obtain a large enough sample of the requested output variables (93 for $\beta = 95\%$ and $\gamma = 95\%$). This was necessary because some of the code executions (~15%) failed due to numerical instabilities.

The code output variables of interest were: first and second peak clad temperature (PCT) values and timing, upper plenum pressure, time to initiate accumulator injection and time to complete the reflooding process (see Figure 3). In addition, time based tolerance intervals were computed for the hot rod temperature and the upper plenum pressure. Sensitivity measures were also calculated, so that the most important contributors to the uncertainty of the output variables of interest could be identified as the transient progressed.

All this process was carried out automatically in the framework of the uncertainty methodology developed in STARS during the BEMUSE Phase-III work for TRACE. The framework consists of three FORTRAN-95 codes which process the uncertainty contained in the input and code model sample generated by SUSAN (TRACE_InpProc), and the information in the output sample for the output variables mentioned above (TRACE_OutProc, ProcessSample), so that this information can be also processed by SUSAN to obtain the final uncertainty in the code's predictions. The control of all this process is automatically done by the script UncCalc_TRACE.ksh. The version of TRACE used has also been modified by the addition of a specific uncertainty calculation module to take into account the uncertainty of physical models.

Application of PSI uncertainty methodology to simple reactor physics problem

Previous efforts in the area of uncertainty in neutronic analysis have focused on the modification of the uncertainty methodology developed in STARS for thermal-hydraulic calculations and its application to depletion of highly burnt fuel. Making use of the fuel depletion ca-

pabilities of the 2D-transport code CASMO-4 [7] and of the availability of experimental measurements of isotopic inventory from the international Programme ARIANE [8], a study was undertaken to estimate the uncertainty in the isotopic inventory calculated by CASMO-4 [9]. For this application, only uncertainties in initial fuel composition, fuel depletion environment and fuel assembly geometry were considered. This year, the work focused on the extension of the methodology to include also the source of uncertainty related to the nuclear cross sections. For this purpose, CASMO-4 has been modified to process uncertainty information in the cross section data of any isotope of interest, the resulting code has been integrated in the uncertainty propagation process in a consistent way. The uncertainty in cross section data is compiled from available sources as a function of the neutron energy spectrum. Then, data tables of uncertainties for the cross section data of all the isotopes selected, are assembled in a manner that maps the energy structure of the neutronic libraries used by CASMO-4 (70 groups). These tables are read at the beginning of the computation and, during run-time, the microscopic cross-sections as a function of energy are modified with the corresponding uncertainty information in the tables before they are collapsed to compute the two-group CASMO-4 macroscopic cross-sections. During the solution of the depletion equations, or the procedures to obtain the macroscopic neutronic information, the uncertainty in cross-sections is combined with the uncertainty in the input parameters mentioned above, so that comprehensive uncertainty propagation is achieved. Application of this methodology is still not completed, but during summer

student stay at PSI a depletion study for MOX sample BM1 from the ARIANE program was carried out in order to complement the previously analyzed BM5 sample. Sample BM1 is especially interesting because of the availability of measured (SIMS) radial distribution isotopic density to be compared with the CASMO-4 results. Some selected results are shown in Figure 4. These two samples will be used as a basis to apply the methodology described above.

In addition, as mentioned above, the methodology requires the input of energy dependent cross-section uncertainty data for the isotopes of interest. In this regard, this year's work also addressed this need by compiling a database of uncertainty data for several important isotopes such as U^{233} , U^{235} , U^{238} , Pu^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Np^{237} , Am^{241} , Am^{242} , Am^{243} , Cm^{242} , Cm^{243} , Cm^{245} , Cm^{246} , Cm^{244} , Zr^{91} , and additional fission products. This database contains data from several sources, but work is still required to increase the number of data sources and to perform the necessary data processing to gain a degree of confidence in the use of these data for CASMO-4 applications with the standard libraries JEF-2.2, ENDF/B-IV and ENDF/B-VI.

Analysis of selected RIA experiments from the CABRI-Programme

The need to provide the STARS project with reliable and effective fuel modeling codes, which are used to assess the safety of the nuclear fuels under accident conditions and to provide technical assistance to HSK and

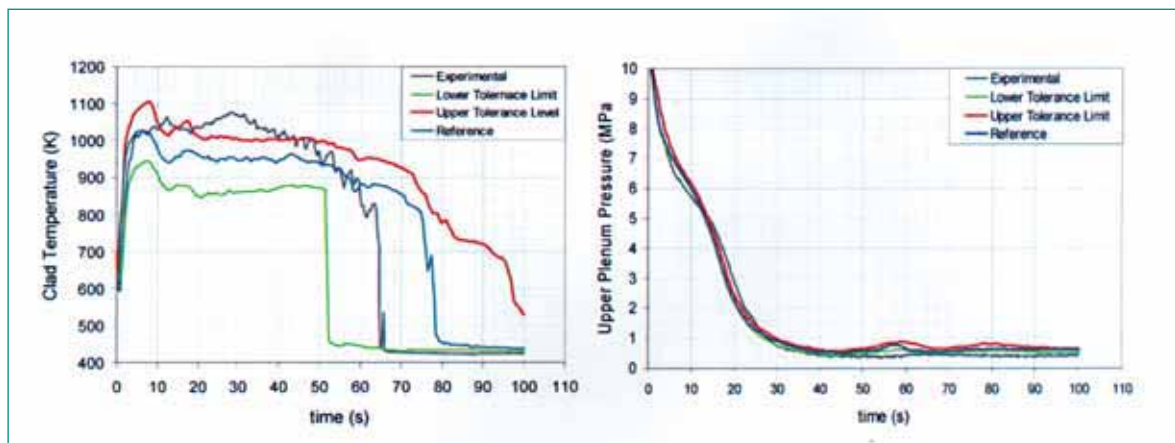


Figure 3: Results of the application to the uncertainty methodology to TRACEv4.05 in the context of BEMUSE Phase-III for LOFT L2-5 Test. Hottest Clad Temperature (left), Upper Plenum Pressure (right).

utilities, has driven extensive analyses targeting assessment of mainly the FALCON and SCANAIR fuel behavior codes used in STARS. Concurrent improvements have been implemented in the FALCON code that extends its versatility and capability to describe the clad deformation during RIA. Thus, a PSI-version of FALCON has been developed.

The work carried out includes:

1. a systematic comparison of SCANAIR and FALCON [10, 11] when applied to selected CABRI RIA tests [12],
2. an application of an improved version of FALCON to model the CABRI CIP0-1 test [13, 14] and
3. a sensitivity study targeting the effect of the power pulse shape on the cladding deformation in RIAs [15]. Results are briefly described next.

Table 1 shows the clad Hoop strains of five RIA CABRI tests together with the corresponding measurements (or indication of failure if applicable) [10] as predicted using the FALCON and SCANAIR codes. In general, the agreement between the two codes and the test results is satisfactory, with FALCON yielding a slight under-prediction in two tests. For the REP Na-2 test, which was characterized by a large energy injection (200 cal/g), SCANAIR largely over-predicts the clad final deformation.

Test	SCANAIR	FALCON	Measurement
REP Na-2	7.20/ 4.31	2.03	3.50
REP Na-4	0.56/0.46	0.43	0.40
REP Na-5	0.90/1.01	0.77	1.11
REP Na-8	1.05	0.75	Failure
REP Na-10	0.99	0.56	Failure

Table 1: Maximum Average Clad Hoop Strains.

tion as a result of an excessive effect of the fission gas expansion in the fuel, as modeled by this code. Similar agreements between the codes were obtained for the thermal fields as well [11].

Figure 5 displays the evolution of the cladding Strain Energy Density (SED) for the CABRI REP Na-5 test as predicted by FALCON when three different pulse types are considered (Gaussian, Cosecant and Pulse function) [15]. In this sensitivity analysis, the energy and pulse width have been varied from 75 to 150 cal/g and 5 to 150 ms, respectively. The analysis indicates that the effect of the pulse type is negligible and that larger SEDs are obtained when the energy injected occurs over a very short time (pulse width < 20 ms). The SED is constant for most pulse widths values and the scaling with the energy injected is fairly linear. Similar results are obtained with SCANAIR but the scaling with the energy injected is instead exponential due to the additional straining contribution of the fission gas bubble expansion in the fuel that currently is not modeled in FALCON.

Analysis of the Halden LOCA experiment IFA-650.3

The analysis of the Halden LOCA experiment IFA-650.3 was offered as a benchmark by CSNI/SEGFSM. The participants submitting solutions to the whole benchmark problem were: GRS using ATHLET-CD and ATHLET-TESPA (two solutions), IRSN using CATHARE-ICARE, TÜV using TRANSURANUS and PSI using TRACE-FALCON.

Both the pre-test (blind) and post-test analysis of IFA-650.3 have been performed combining the application

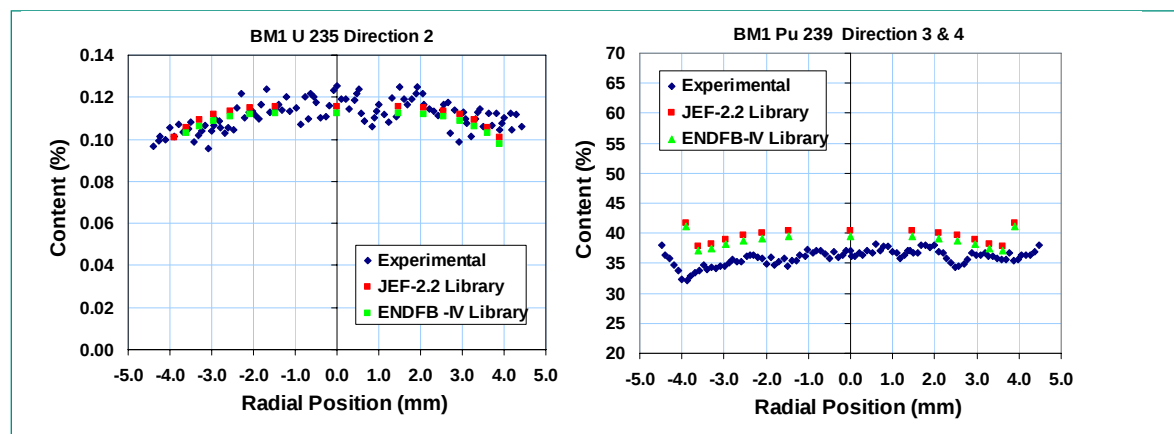


Figure 4: Comparison of CASMO-4 predictions using JEF-2.2 and ENDF/B-IV of the radial distribution of U^{235} (left) and Pu^{239} (right) with experimental data for sample BM1.

of the thermo-hydraulic TRACE code and the 2D-axisymmetric single pin thermo-mechanical FALCON code. This methodology uses TRACE to calculate the coolant and clad outer temperatures developing in the test rig, thus providing FALCON with a thermal boundary history (clad outer temperature) in order to determine the pin mechanical deformation and failure. TRACE features a new generalized radiation transfer module which is suitable to model the heat exchanges developing between the test heater system and the fuel pin.

TRACE calculates a maximum clad outer temperature of $\sim 880^\circ\text{C}$ for the blind calculation. The onset of fuel failure is recorded for a lower clad outer temperature ($\sim 760^\circ\text{C}$) [16]. FALCON predicts clad ballooning (and subsequent failure) at an axial elevation $z \sim 0.22\text{ m}$ with maximum radial deformation of $\sim 15\%$ and hoop stress $\sim 45\text{ MPa}$. Failure occurs after $\sim 446\text{ s}$ from inception of the transient.

For the actual test [17], similar results are obtained and comparison with available experimental data is provided. Specifically, Figure 6 shows the cladding outer temperature calculated by TRACE for the two locations of the thermocouples together with the measured data. The TRACE calculations are in very good agreement with the measurements, being the cladding

temperature rise after the blow-down stage and the maximum value reached during the test very closely following the recorded thermocouple signal (see Figure 6).

Figure 7 shows the final cladding deformation predicted by FALCON together with calculations from other fuel behavior codes. The final cladding strain measured in the IFA-650.3 test is also reported. FALCON predicts a maximum diametric strain of $\sim 35\%$, located at middle height of the test rod, indicating development of cladding ballooning. FALCON results are similar to those of other codes, like ICARE (-CATHARE) and TRANSURANUS.

We note that the peak measured clad strain at failure is much lower than those predicted by the fuel behavior codes and located well below the rod middle height (at the elevation of the lower thermocouple). The explanation is found in the fact that the cladding near the lower thermocouple was weakened and in fact represented a weak spot that yielded early in the transient, causing depressurization of the rod and thus prevented the development of a balloon. This failure was not captured by any code participating in the benchmark. The test will be repeated in 2006 in order to obtain proper data on the evolution of the balloon.

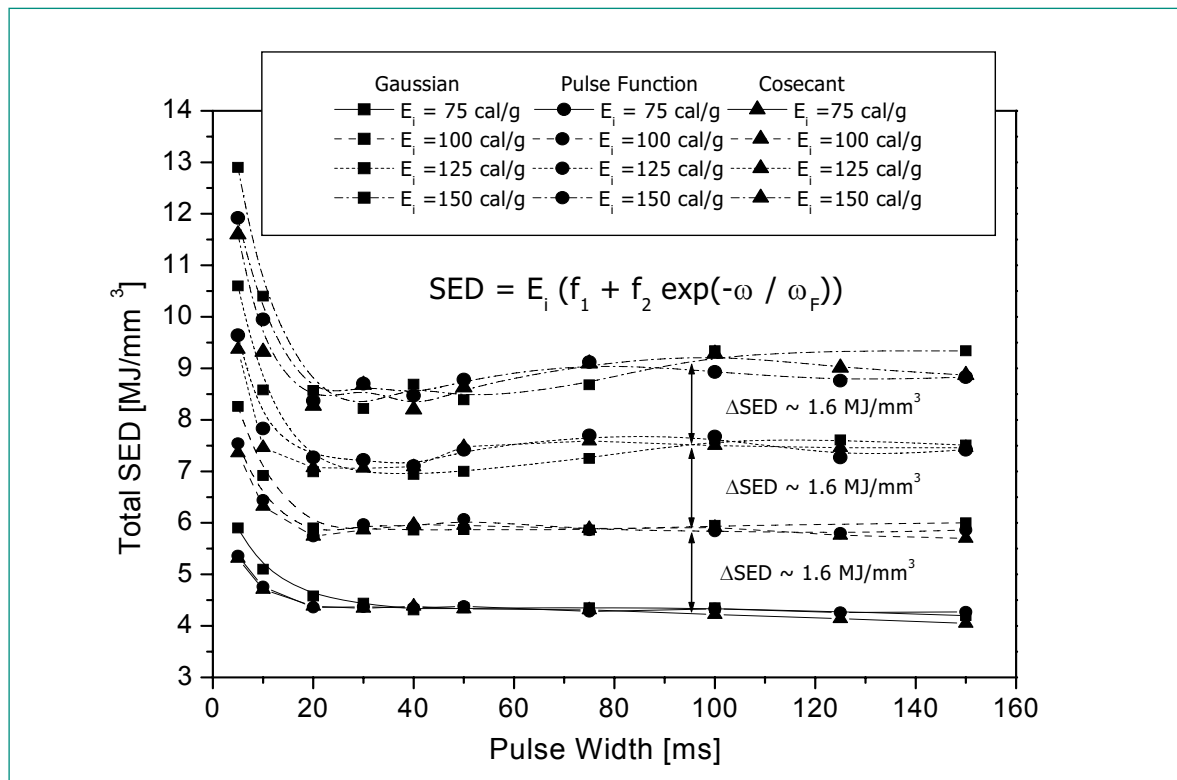


Figure 5: Strain energy density as a function of pulse type, pulse width and energy injected for the REP Na-5 as predicted by FALCON.

Criticality safety

The development of the criticality safety analysis methodology for LWR compact storage pools and transport casks using Monte Carlo code focused on the quantification of the calculation uncertainties mainly

related to the neutron cross sections data: Estimates of the upper sub-critical (safety) limit (USL) for the effective multiplication factor k_{eff} were derived using standard neutron data libraries and is based on the statistical analysis of calculation results ($k_{\text{eff}}^{\text{calc}}$) for the evaluated criticality benchmark experiments [18].

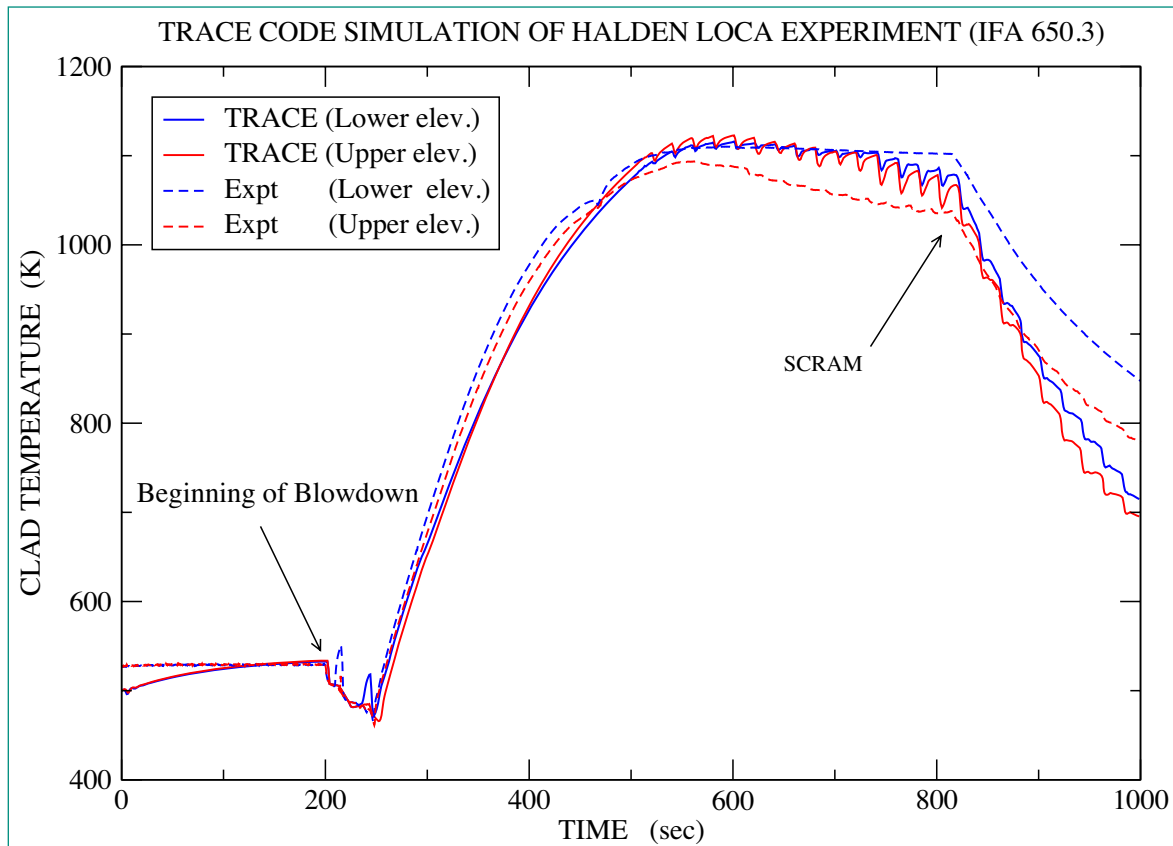


Figure 6: Comparison of predictions obtained from TRACE and the measurements of the two cladding temperature measured for IFA-650.3. (The wiggles of the TRACE-curve represent the action of the intermittent spray that was operated during the test.)

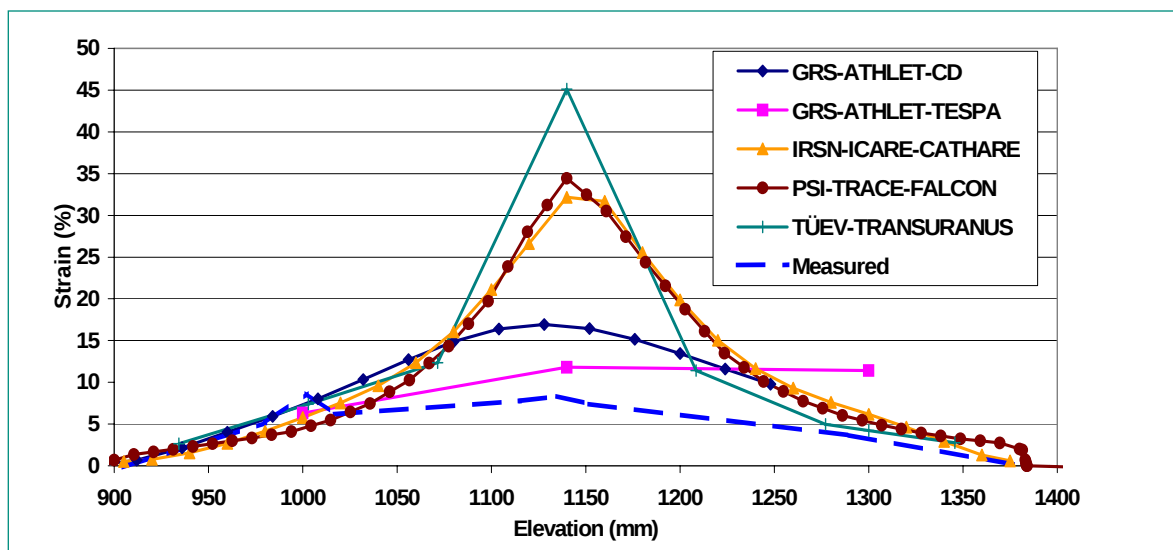


Figure 7: Comparison of code predictions and measurements of the IFA650.3 axial profile of the final cladding hoop strain. Maximum measured strain located at elevation of ~1000 mm due to the early failure of the weakened cladding near the lower thermocouple.

Initial studies [19] performed in the framework of the development of the PSI methodology for criticality safety assessment using MCNPX code and standard neutron data libraries were focused on a choice of statistical techniques for the estimation of the Lower Tolerance Bound and on optimization of the corresponding calculation routines. The LWR compact storage pools were selected as the first field of application of the discussed methodology and, consequently, assessment of two libraries, MCJEF22NEA.BOLIB (JEF-2.2) and FSXLIBJ33 (JENDL-3.3) [20], using the Evaluated Low-Enriched Compound Thermal Benchmark Experiments [18] has been performed with the following major steps:

- Selection and calculation of suitable benchmark configurations that are representative for LWR compact storage pool (105 configurations presently);
- Analysis of the probability distribution of the $k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ -ratio; investigation of possible outliers and identification of possible trends found in the results; choice of applicable statistical techniques for the analysis;
- Estimation of the LTB for k_{eff} .

Findings and recommendations which were drawn from the analysis of the criticality calculations results and estimations of the k_{eff} LTB based on calculated

$k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ samples for the considered neutron data libraries are reported in references [19, 20].

Neutron fluence calculations for KKG

A methodology for the analysis of the Swiss LWRs is currently being developed [21]. Accurate neutron transport calculations are performed (in the fixed-source mode) with the Monte-Carlo code MCNPX mentioned above and the CASMO-4/SIMULATE-3 core analysis models are used to define the fission source distributions, taking into account detailed operating history data. The validation is attempted through the analysis of selected benchmark experiments. To this aim, publicly available experiments (collected in the SINBAD International Database for Integral Shielding Experiments [22]) that are related to pressure vessel dosimetry have been reviewed, and the following benchmarks have been identified as most suitable:

- Balakovo Fast Fluence benchmark (model development already started);
- VENUS-3 Dosimetry Benchmark (model development already started);
- Robinson PWR Fast Fluence Benchmarks.

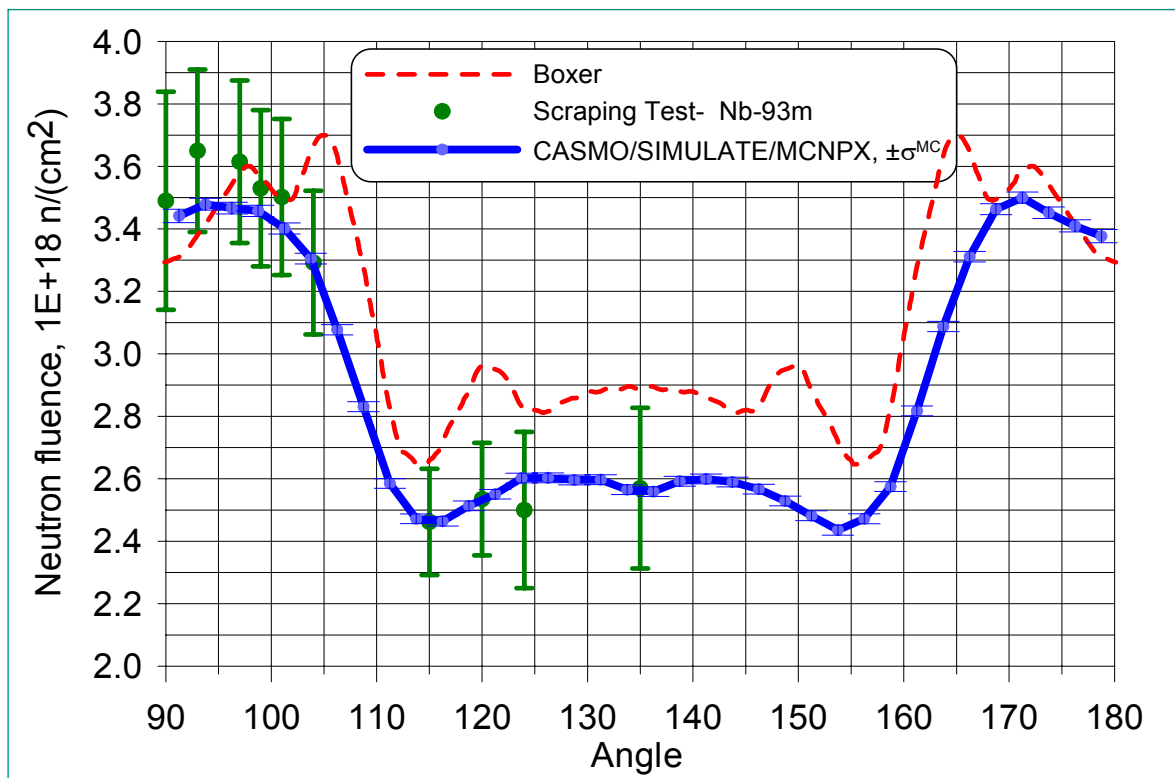


Figure 8: Fast neutron fluence (>1 MeV) at inner surface of the KKG RPV after ten first cycles (using the JEF-2.2 nuclear data library) and comparison to the results derived from the scraping tests (Nb-93m).

Apart from the evaluated benchmarks, very valuable scraping test data from material samples that were exposed during ten reactor cycles to the neutron flux in the KKG reactor [23] is available at PSI and represents an additional and excellent source of validation data. The significance of this data is underlined by the observation that a detailed description of the KKG operational history is available in the form of core analysis models, in contrast to rather simple descriptions available with the publicly available benchmarks.

Preliminary results of the KKG fast fluence calculations using the described methodology provide very close agreement with the experimental data (see Figure 8), indicating that quite a high level of accuracy has already been achieved. During these studies, several areas of further improvements have been identified and will be investigated next.

Analysis of selected tests from the PKL

This work is being carried out in order to assess the capabilities of the TRACE code to simulate shutdown reactor transients. The main objective is to assess the TRACE predictions of the main thermal-hydraulic phenomena which take place e.g. single-phase and two-phase natural circulation, reflux condensation, deboration and boron transport within the primary system.

A TRACE input deck was developed and verified against steady state data and two PKL experiments were analysed. Experiment E3.1 simulated the loss of residual heat removal system at $\frac{3}{4}$ loop operation conditions with the primary system closed and subsequent take-over of the decay heat removal by one steam generator which was standing by. Experiment F1.2 simulated a series of quasi-steady states at constant primary pressure of 12 bar and varying the primary coolant inventory from 100% down to about 30%. This test allows the evaluation of TRACE performance in different heat transfer modes: from single-phase natural circulation to reflux-condensation conditions.

The results of the TRACE calculations have shown that the code is, in principle, capable of predicting the thermal-hydraulic conditions under transient and quasi-steady states at low pressures. Figure 9 presents the calculated primary and secondary pressures during the PKL test E3.1: TRACE correctly predicted the primary pressure values occurring at the onset of steady-state heat removal as well as the main heat transfer phenomena observed during the experiment.

Figure 10 presents the calculated boron concentration in one of the loop seals during the PKL test F1.2. It can be noted that TRACE correctly calculates the boron transport within the primary system at various water levels in the primary system. The main heat transfer modes engaged during the test, namely single-phase

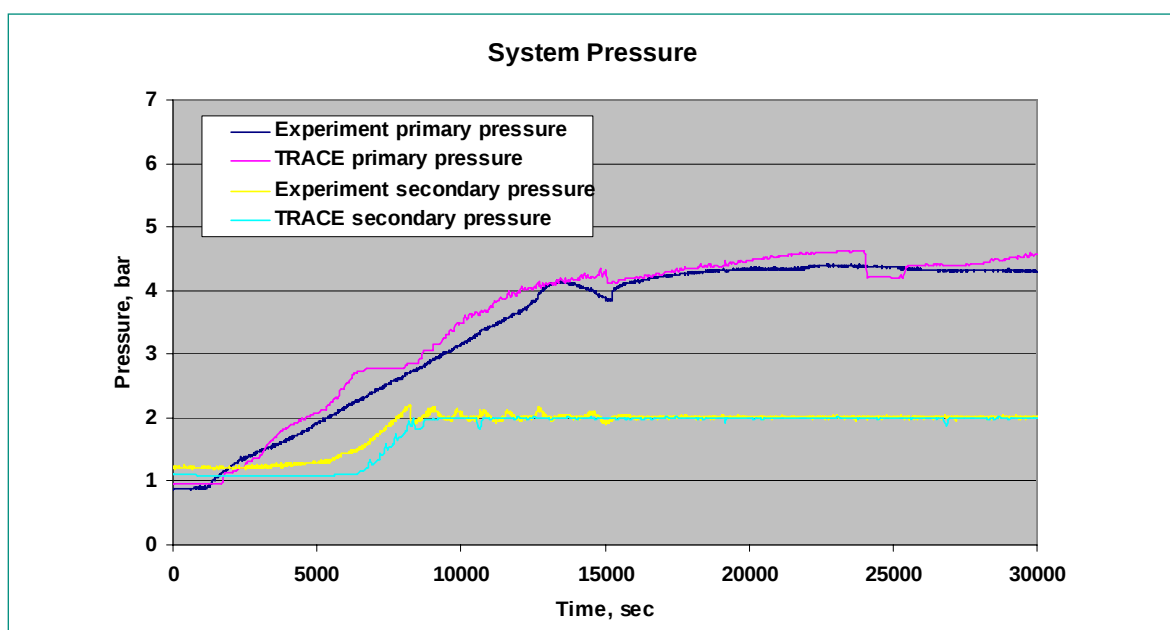


Figure 9: Primary and secondary pressure during PKL test E3.1.

and two-phase natural circulation, transition to reflux-condensation and pure reflux-condensation in the U-tubes as well as the return to two-phase natural circulation during the refill of the primary system are modeled correctly.

The general conclusion drawn from this work is that TRACE is correctly predicting the system behavior and the main thermal hydraulic phenomena occurring during the PKL experiments [24]: Heat transfer modes, deformation processes and other main relevant conditions are well simulated. However, it was noted that the direct condensation rates may be over-predicted with TRACE.

CHF assessment

Another contribution to the validation of the TRACE code focused on the Critical Heat Flux (CHF) and post-CHF heat transfer modes. It was noted that for certain ranges of the parameters pressure (P) – coolant mass flux (G), the error in the quality at the CHF location as predicted with TRACE may become very large, compared to the experimental results. Therefore, additional CHF correlations were added to the code in order to explore possibilities to improve the overall code predictions. In addition, it was noted that the TRACE code is not correctly predicting the film boiling heat transfer over the range of parameters investigated ($P=30\text{--}200\text{ bar}$ and $G=500\text{--}3000\text{ kg/m}^2\text{s}$). Hence,

additional film boiling correlations are needed to improve the steady state film boiling heat transfer.

Up to date, the TRACE validation against the CHF data from the Royal Institute of Technology (RIT, Stockholm) test facility were carried out for CHF and post-CHF heat transfer regimes in single tubes with uniform and non-uniform axial power distribution (featuring inlet-, middle and outlet-peaking power profiles). Additional validation was performed against experiments with annular tube geometry for uniform and non-uniform (including double-humped) axial power distribution, at a pressure of 70 bars.

Considering the whole range of parameters, TRACE was found to provide the best predictions for CHF when using the code-standard Biasi CHF correlation. However, three regions of paired values for the two parameters pressure and coolant mass flux were identified in which the critical quality as predicted by TRACE deviated 20% or more from the experimental data (see Figure 11); hence it was decided to investigate whether the use of alternative established CHF correlations would improve the overall code CHF predictions for the simulation of RIT experiments, and three CHF correlations were added to the code: Bowring, Tong-W3 and Levitan-Lantsman. It was the use of the Levitan-Lantsman correlation that led to significant improvement of TRACE predictions over the whole range of parameters (Figure 11). The calculations of the RIT experiments

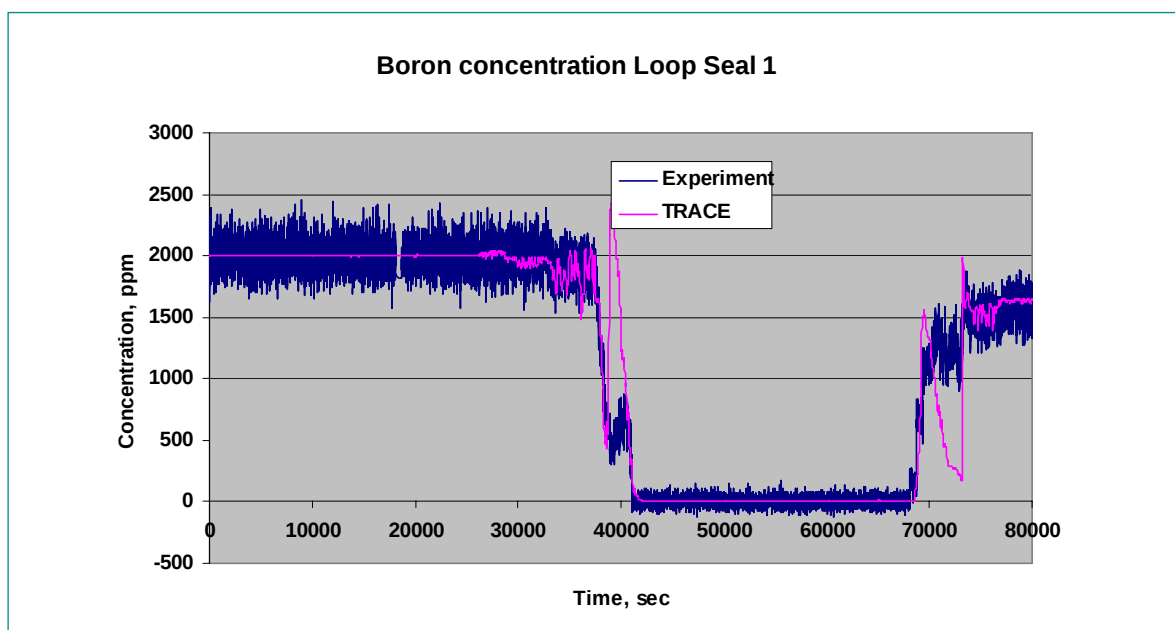


Figure 10: Boron concentration in a loop seal during PKL Test F1.2.

with annular geometry test sections had shown that the accuracy of the CHF predictions depends very strongly on the coolant subcooling at the inlet of the test section [25].

Film boiling heat transfer with standard TRACE correlations is not predicted correctly for the RIT experiments (Figure 12). Six additional film boiling correlations of different types were added to the code. It was found that use of the Groeneveld 5.7 film boiling correlation improves TRACE predictions, i.e. use of this correlation results in a much lower underestimation of the maximum inner wall temperature of the test section [26].

Analysis of mixing experiments in Vattenfall's test facility

The main object of the present study was the validation of the commercial Computational Fluid Dynamics (CFD) code CFX-5 for numerical modeling of the mixing aspects in the Reactor Pressure Vessels (RPV) of nuclear reactors as they occur during boron dilution transients.

Several numerical simulations of isothermal convective transport of a slug of salted water injected into the vessel initially filled with tap water have been carried out. The vessel represents the 1: 5 scale model of a Westinghouse PWR reactor (Vattenfall facility), for which experimental data is available. The problem configuration models the transport of a slug of boron-free water in the reactor filled with borated water. The experimental

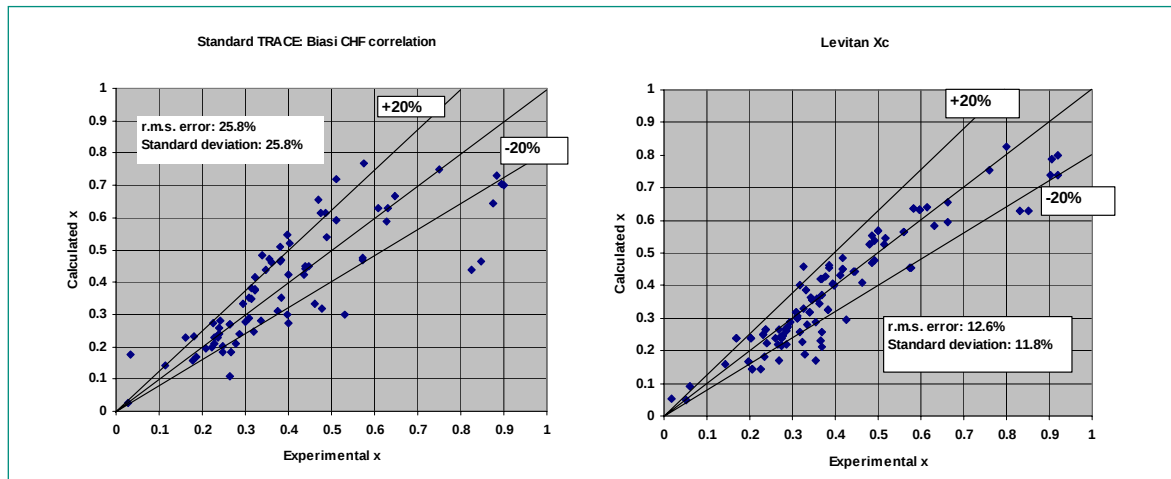


Figure 11: TRACE predictions of the quality at CHF, using the Biasi correlation (TRACE-standard, left) and the Levitan-Lantsman correlation (right).

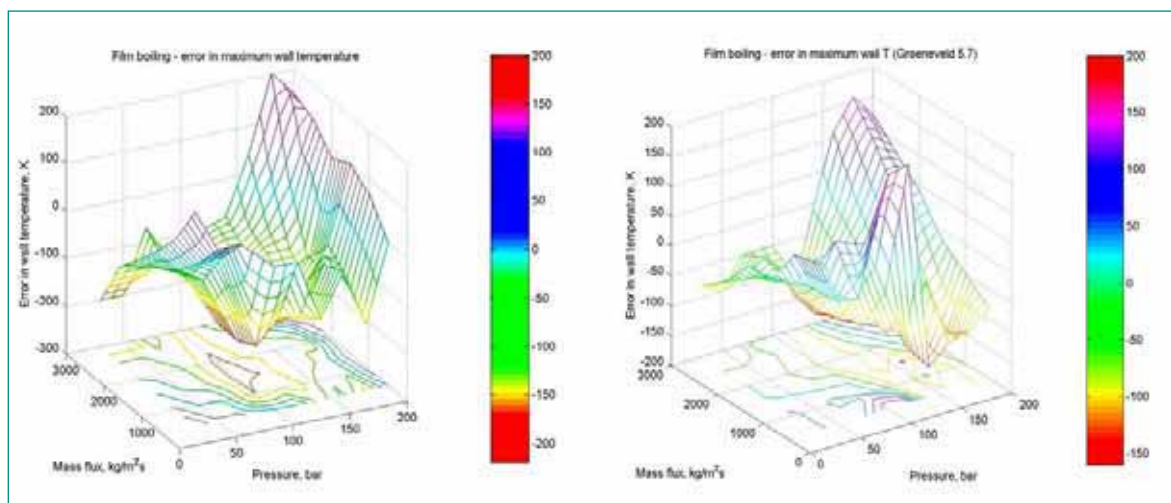


Figure 12: Results for film boiling heat transfer: maximum errors in predicted inner wall temperature using TRACE-standard (left) and Groeneveld 5.7 (right) film boiling correlations.

results were interpreted in such a way that salt content with volume concentration c_{salt} was understood as boron with concentration c_{boron} given by $c_{\text{boron}}(\mathbf{x}, t) = 1 - c_{\text{salt}}(\mathbf{x}, t)$.

The flow was modelled using the Reynolds-averaged equations. Both steady-state and transient regimes were analyzed. A simplified three-dimensional model of the vessel was constructed (shown in Figure 13), in which vertical columns supporting the core were not included due to lack of information on their exact dimensions and locations. The computational grid is unstructured and consists of 160 600 nodes and 434 000 cells. All simulations were performed using the CFD code CFX-5 and a 600 MHz AlphaServer workstation with a DS20 processor. The average CPU time was 2 hours for a steady-state simulation and 6 days for a transient simulation.

The flow develops a vortex pattern in the downcomer and the lower plenum. As a result, the slug of the boron-free water splits into two pockets which enter the lower plenum from opposite sides. Figure 14 displays the calculated and measured boron concentration distributions at the core inlet at the moment when the global boron concentration reaches its minimum. (From a safety point of view, this is the most interesting situation.) Thus, the experimental data confirm the splitting of the boron-free water into two pockets. Furthermore, qualitative agreement between the numerical and experimental data is observed. Also, the calculated and experimental velocity distributions of the vertical and radial velocity components in the downcomer compare well at the two elevations where measurements are available (see [27]).

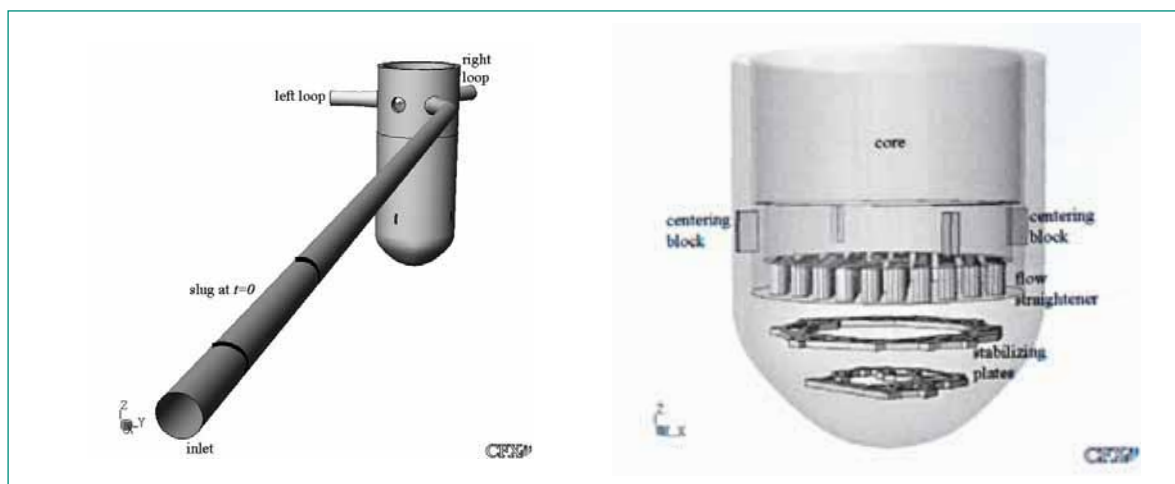


Figure 13: Model of the Vattenfall facility: schematic of the vessel (left); schematic of the lower plenum (right).

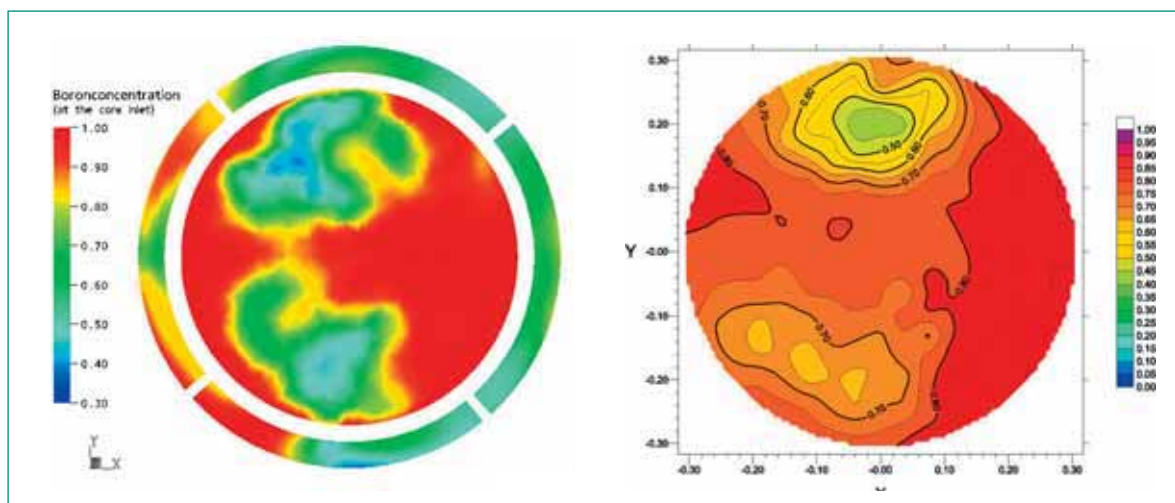


Figure 14: Concentration of boron at the core inlet at the moment when the concentration reached its minimum: (left) Numerical solution; (right) Experimental data. Note that the experimental diagram shows the boron concentration only in the core.

KKB main steamline break analysis

The RETRAN-3D code, which provides the possibility to represent the core of a LWR with a three-dimensional neutron kinetics model, is being used by STARS in support of the mission to develop, implement and maintain the capabilities to perform reactivity transient analysis of the Swiss Light Water Reactors using 3D-kinetics methods. As part of the continuous evaluation and improvement of the collection of input models of the Swiss LWRs developed by STARS, the RETRAN-3D input model of the Beznau-I nuclear power plant was selected and assessed for the analysis of the plant-system response during a postulated Main Steam Line Break transient. The task consisted first of adapting the existing Beznau-I model to the specificity of the Main Steam Line Break scenario and then benchmarking the results obtained with the model against a reference solution kindly provided by the Utility. The reference analysis resulted in no return to power, which allowed focusing the benchmark on the thermal-hydraulic plant-system behavior exclusively.

As it was the case in the reference analysis, the accident was postulated at the Hot Zero Power conditions. Moreover, in order to allow for a consistent benchmark, the assumptions taken for the analysis were as close as possible to those specified in the reference case.

The steady-state was correctly calculated with RETRAN-3D and provided an excellent agreement with the reference data in terms of system pressures, temperatures,

mass flow rates and water mass inventories in both the primary circuit and the steam generators. The transient analysis showed the consistency of the RETRAN-3D model, which could accurately reproduce the different stages of the Main Steam Line Break transient, such as the blow down in the two steam generators before the closure of the Main Steam Isolation Valves, the thermal contraction of the primary fluid and the re-establishment of a water level in the pressurizer after the safety injection. The model could also correctly predict some local effects that are important to appropriately characterize the plant system behavior, like the development of a steam dome in the upper head of the RPV (see Figure 15), which can significantly affect the system pressure evolution. One could also verify that the specific modeling assumptions assumed for flow mixing allowed obtaining a fairly good description of the temperature difference between the two primary loops, in comparison to the results obtained in the reference analysis (see Figure 16).

Although the overall agreement between the two code models was very good, the transient analysis results showed some discrepancies that were investigated more in detail. Most of these differences were very limited in amplitude and could be actually related to some uncertainty that still existed between the specifications of the two analyses. Despite these small differences, one can conclude that the RETRAN-3D model showed very satisfactory prediction capabilities, especially with respect to the main plant system parameters affecting the core response after a Main Steam Line Break acci-

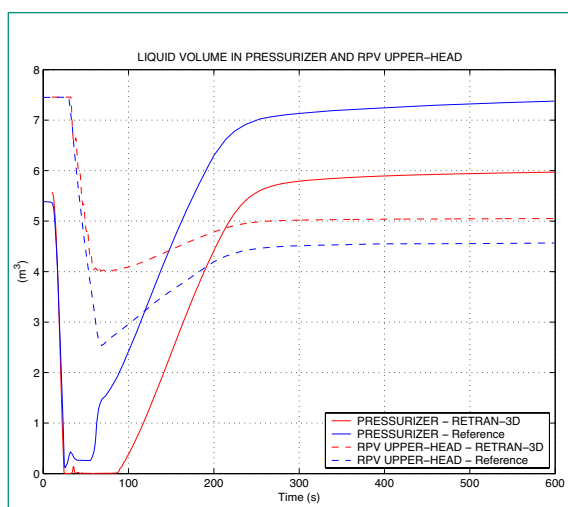


Figure 15: Comparison between the reference and the RETRAN-3D simulation of the liquid volume in the pressurizer and the Upper Head of the RPV.

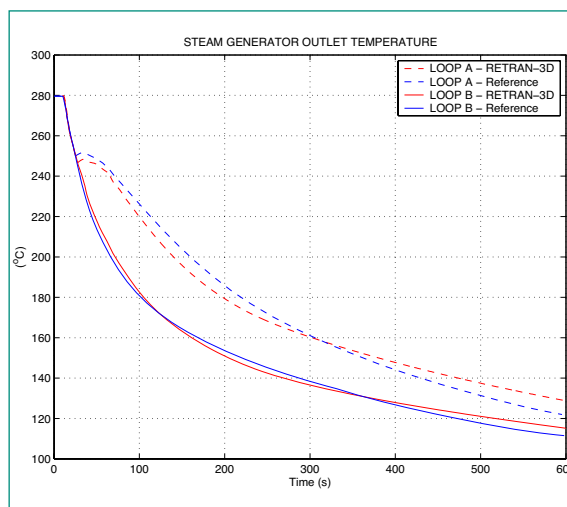


Figure 16: Comparison between the reference and the RETRAN-3D simulation of the steam generator outlet temperatures.

dent, namely the primary mass flow rate (Figure 17), the core inlet temperature, the core inlet boron concentration and the system pressure.

Participation in UMSICHT water hammer benchmark

Propagation of pressure waves is well known to represent a formidable challenge for modelling, particularly for two-phase conditions. For instance, the pressure waves determine the loads on reactor internals in the case of a LOCA. In order to demonstrate the applicability of the STARS codes TRACE and RELAP5 codes, experimental data of two-phase water hammer experiments performed in the context of the WAHALOADS Programme at UMSICHT Fraunhofer Institute, Germany, which was discussed during the NURETH11 water hammer benchmark workshop were analyzed. The experiment 329, initiated by a rapid closure of the main valve of the facility operating initially with an established water flow at 10 bar and 150 °C produced a water hammer with pressure wave propagation phenomena upstream and downstream of the valve.

The space-time behavior of mass flow rates and void fractions and the pressures traces at various locations of the system were analyzed. The timing of the first pressure peak occurring *downstream* the valve is well predicted by both TRACE and RELAP5 (Figure 18). First results also indicate good prediction for the timing of the first pressure peak *upstream* of the valve. The dynamics of void generation and collapse is not well captured by the two codes and is awaiting further investigation.

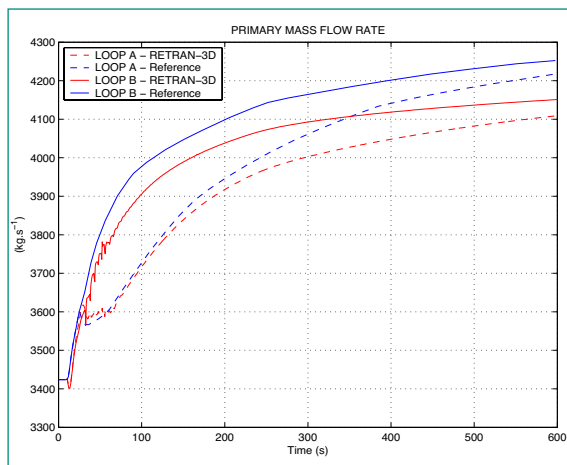


Figure 17: Comparison between the reference and the RETRAN-3D simulation of the primary mass flow rate.

National Cooperation

Beside the active PSI-internal collaboration within the department of Nuclear Energy and Safety (NES), STARS also maintains active collaborations at the national level mainly with HSK and the Swiss utilities. These relationships are defined with several collaboration agreements that define the work tasks. They provide substantial funding to the project.

Two doctoral students registered at EPFL's newly created Doctoral Programme in Energy are working on topics related to STARS: One student (as described above) is performing research on uncertainty analysis and its application to nuclear safety calculational methods. The second student works on the development of a new fission gas model with special consideration of the phenomena related to high burnup. These PhD-studies are performed under the supervision of the head of the Laboratory for Reactor Physics and Systems Behaviour, who is professor at EPFL, with significant support from STARS experts.

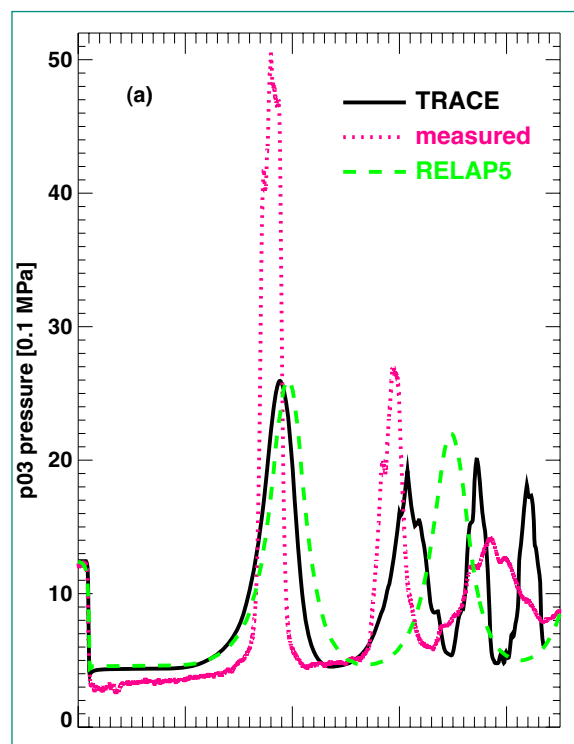


Figure 18: Two-phase water hammer benchmark UMSICHT experiment 329: Comparison of pressure calculated by TRACE and RELAP5 at 0.2 m downstream of the valve with measured pressure.

International Cooperation

During 2005, STARS has participated in collaborations with the following institutions:

- Studsvik/Scandpower, Sweden/Norway/USA, which provides maintenance and support for their neutronic codes *CASMO-4*, *SIMULATE-3*.
- Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA, USA in relation to (a) the maintenance of the system analysis code *RETRAN-3D* (Computer & Simulation Inc., Idaho Falls, ID, USA), and (b) the assessment, maintenance and further development of the fuel behaviour code *FALCON* (Anatech Inc., San Diego, CA, USA). During 2005, several *FALCON* enhancements (mainly utility features) have been developed according to the agreement with EPRI, code assessment being performed using the NFIR-burst tests as well selected Na-cooled RIA-experiments from CABRI.
- US-NRC through the CAMP-agreement, for TRACE assessment and development. Several code errors have been identified and communicated to the code development team.
- Purdue University (Prof. T. Downar) for assessing TRACE-PARCS for BWR stability analysis.

As described earlier, in the context of uncertainty analysis applied to thermal-hydraulic calculations, STARS is participating in the CSNI-OECD sponsored **BEMUSE** Programme.

Also, participation in the CSNI task group on the **Action Plan for Safety Margin** (SMAP) continued.

STARS also participated in several international research programs:

In the framework of the collaboration with the **OECD HALDEN** Project, the migration of the previously developed TRAC-BF1 model of the test rig dedicated to the LOCA-experiments (IFA-650) to the new TRACE code was completed and successfully applied to the LOCA-benchmark offered by CSNI/SEGFSM.

The collaboration with the **OECD CABRI-Waterloop** Project first provided STARS access to the CABRI RIA-experiments with UO₂-fuel and the SCANAIR code. Technical exchange on the modeling of the different experiments is ongoing.

The **OECD PKL** and **ROSA-V** projects both provide very valuable data for the TRACE assessment. One collaborator has become member of the ROSA-V project management board.

Finally, STARS participated with the TRANSURANUS code using the PSI-fission gas model in the **FUMEX-II** program that is organized by IAEA.

The collaboration with the German research center Rossendorf (**FZR**) has started with the definition of the work package for uncertainty evaluation and more recently in jointly defining the work in relation to BWR-analysis.

After considerable preparatory work, participation in the 6th FW EU Integrated Project **NURESIM** started during 2005 with contributions to the two subprojects «Core-Physics» and «Multi-Physics», the latter also being coordinated. Furthermore, STARS also participated actively in the definition of **ASTUT** that aims at BWR stability analysis.

Assessment 2005

Most of the goals defined for 2005 could be reached.

The most significant achievement during 2005 was the certification of the project management system according to ISO 9001:2000 in May 2005 with no reservations by the auditor. This just represents the tip of the support «iceberg»: Significant effort was spent in developing the project management system, a pre-requisite for the certification. Much work was also devoted to the consolidation of the existing core models; this included a reworking of the existing system of scripts automating the core analysis calculations.

An important project goal of establishing the capability for uncertainty analysis was achieved with the successful completion of the contribution to BEMUSE Phase-III that deals with the evaluation of a Large Break LOCA scenario in the LOFT test facility.

The assessment of TRACE continued with considerable effort. Based on unsatisfactory results obtained for BWR-typical problems, the planned work on the conversion of existing TRAC-BF1 inputs to TRACE inputs was deferred until TRACE has also matured for BWR ap-

plications. Indications are now that these will likely become a focus of the development activities planned in the near future by the code developer.

Assessment work for TRACE-PARCS could be organized in the framework of the collaboration with Purdue-University with the aim of BWR stability analysis. However, progress is somewhat slow as the resolution of problems with the implementation of the codes on the PSI-computing platforms is awaiting the response of the code developers.

The analysis of Halden LOCA-experiments was resumed successfully with the participation in the LOCA-benchmark organized by CSNI/SEGFSM, thereby demonstrating that TRACE offers the models needed to simulate the Halden Test Rig. Unfortunately, data on RIA-experiments with MOX have not been released as hoped; therefore, the respected work is deferred to the future.

Substantial progress was made in relation to fast fluence evaluation (as described above). Hence, state-of-the-art methods for both criticality safety assessment and fast fluence evaluation are now available within STARS.

Also, the goal of establishing CFD for single phase mixing analysis has been achieved with the successful analysis of the Vattenfall experiments. Because more studies than initially expected were needed to achieve good results, respective work towards application to a power plant is deferred to next year, even though a rough model has already been developed.

The work of fuel structure interaction initiated last year transformed into the participation in a water hammer benchmark for two phase flow conditions. It thereby addresses the need for the analysis of pressure waves that follow e.g. a LOCA-event and induce mechanical loads on the reactor structures, the topic of recent review work for HSK.

In addition, collaborators of the STARS project won the first NES seed action funding (6 person-years during the coming 3 years) for the new research activity «Atomistic Investigation of Grain Boundary Processes in UO_2 ».

Perspectives for 2006

The main items for 2006 are outlined below. Activities in support of the project infrastructure are not mentioned.

Continue research on uncertainty assessment:

- Continue participation in CSNI/GAMA/BEMUSE Phase IV–VI (application to a reactor).
- Further development and application of uncertainty methodology to simple reactor physics problem.
- Evaluate the participation in new NSC task group on uncertainty modeling.

Enhance fuel modeling capability:

- Analyze selected CABRI RIA experiments (UO_2 and MOX) using FALCON and SCANAIR.
- Initiate analysis of selected RIA experiments from the ALPS program.
- Participation in the Halden LOCA-experiments (IFA-650.3, 4) with TH and thermo-mechanical analysis to assess the axial relocation phenomenon.

Continue development of Monte Carlo methodology for:

- Initiate implementation of burnup credit for criticality safety assessment.
- Complete Neutron fluence calculations for KKG and perform supporting benchmarks.
- Initiate shielding applications through analysis of selected benchmarks.

Continue with TRACE assessment:

- Analysis of selected tests from the PKL and the ROSA programs.
- Assessment for BWR stability applications in combination with PARCS.
- Assessment of condensation models.

Initiate assessment work aiming at the analysis of wave-induced loads in piping systems and the primary system.

Continue development of CFD application for geometries representative of nuclear reactors:

- Apply CFD to lower plenum mixing in the KKG reactor.

Evaluate enhancements to the core analysis methods:

- Assessment of SIMULATE-3K.

Continue participation in NURESIM (EU 6th FW):

- Explore coupling capabilities of new integrated platform for safety analysis codes.
- Develop open-core analysis for KKG.

Develop new PhD-topics:

The consolidation of the existing core models was delayed by the late delivery of the respective operational data.

References

- [1] *B.W. Silverman*: Density Estimation for Statistics and Data Analysis, 1986, Chapman and Hall, London – New York.
- [2] *W.J. Conover*: Practical NonParametric Statistics, 1980, J. Wiley&Sons.
- [3] *D. Maier, P. Coddington*: Evaluation of the Slip Options in RETRAN-3D, 1999, Nuclear Technology 128 (2), 153–168.
- [4] «Best-estimate methods (including uncertainty methods and evaluation) qualification and application. First meeting of the programme committee», NEA/SEN/SIN/AMA (2003) 8.
- [5] *A. Pretruzzi and F. D'Auria*: Input and Output Specifications for the LOFT L2-5 Experiment, DIMNP NT 517 (03), U. Pisa, November 2003.
- [6] *H. Glaeser, E. Hofer, M. Kloos, T. Skorek*: Uncertainty and sensitivity analysis of a post-experiment calculation in thermal hydraulics, Reliability Engineering and System Safety, 45 (1994) 19–33.
- [7] *D. Knott, B.H. Forssén and M. Edenius*: CASMO-4. A Fuel Assembly Burn-up Program. Methodology, STUDSVIK/SOA-95/2 (1995).
- [8] *D. Boulanger, M. Lippens*, Actinide Research in a Nuclear Element. Final Report, BN 0000253/221-B Report, BELGONUCLEAIRE (2000).
- [9] *R. Macian, M.A. Zimmermann and R. Chawla*: Uncertainty Analysis Applied to Fuel Depletion Calculations, Proc. Of PHYSOR-4 (CD), Chicago, USA, April 26–29, 2004.
- [10] *A. Romano, H. Wallin and M.A. Zimmermann*: Modelling Reactivity-Initiated Accident Experiments with FALCON and SCANAIR: a Comparison, PSI Scientific Report IV, 51–57, 2005.
- [11] *A. Romano*: Comparing the Performance of FALCON and SCANAIR against Selected CABRI REP-NA RIA Experiments, TM-41-04-34, April 2005.
- [12] *J. Papin, M. Balourdet, F. Lemoine, F. Lamare, J.M. Frizonnet and F. Schmitz*: French Studies on High-Burnup Fuel Transient Behavior Under RIA Conditions, Nuclear Safety 37, 289, 1996.
- [13] *A. Romano, H. Wallin, M.A. Zimmermann and R. Chawla*: Modeling the CABRI High-Burnup CIP0-1 RIA Test Using the FALCON Fuel Behavior Code, Nucl. Eng. Des., in press.
- [14] *F. Jeury, C. Hee, J.C. Giacalone and J. Guillot*: Analysis report of the CABRI CIP0-1 test, SRES/LPRE 213 A5 0806 NT 04 001 Report, IRSN, 2004.
- [15] *A. Romano and M.A. Zimmermann*: Effect of the Power Pulse Shape on the Fuel Thermal-Mechanical Response to RIAs: a Study Using FALCON and SCANAIR, 2005 Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Japan, 2–6 October, 2005.
- [16] *H. Wallin, Y. Aounallah and A. Romano*: Modelling the IFA650.3 Test using TRACE and FALCON, Workshop on the IFA650.3 LOCA Benchmark – Halden, Norway, 13th–14th September 2005.
- [17] *Y. Aounallah, A. Romano, H. Wallin, M.A. Zimmermann*: PSI Experience using FALCON for RIA and FALCON Fuel Behavior Analysis, FALCON User Group Meeting, Palo Alto, USA, 10th November 2005.
- [18] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA Data Bank, Paris, <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1486.html>, (2003).
- [19] *A.V. Vasiliev and J.R. Lebenhaft*: Assessment of the JEF-2.2 and JENDL-3.3 continuous-energy neutron data libraries with the MCNPX-2.4.0 code using evaluated low-enriched compound thermal benchmark experiments. PSI TM-41-05-02, 2005.
- [20] *A.V. Vasiliev, J.R. Lebenhaft, M.A. Zimmermann*: Analysis of mcnp/x jef-2.2 and jendl-3.3 results for a suite of low-enriched thermal compound uranium benchmarks. «M&C-2005» International Topical Meeting, September 12–15, 2005, Avignon, France, 2005.
- [21] *A.V. Vasiliev*: Proposals on development of the MCNP(X)-based methodology for LWR fast fluence analysis to be applied within the STARS project. PSI TM-41-05-20, 2005.
- [22] SINBAD REACTOR, Shielding Benchmark Experiments. <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1517.html>, 2005
- [23] *F. Holzgrewé, F. Hegedues, and J.M. Paratte*: Calculation and Benchmarking of an Azimuthal Pressure Vessel Neutron Fluence Distribution Using the BOXER Code and Scraping Experiments. Nuclear Technology. Vol. 109, pp. 383–397, Mar. 1995.
- [24] *A. Jasiulevicius, O. Zerkak, R. Macian-Juan*: Loss of Residual heat Removal System: TRACEv4.00 Simulation of a PKL Experiment, ANS Transactions, summer 2005.

- [25] A. Jasiulevicius, R. Macian-Juan: CHF Experiments in Single Tubes – TRACEv4.050 Code Validation, ANS transactions, summer 2005.
- [26] A. Jasiulevicius, R. Macian-Juan, P. Coddington, J. Sanchez: Assessment of TRACE Code Against CHF Experiments, Proceedings of NURETH-11 conference, Avignon, France, October 2-6, 2005.
- [27] S. Shepel: CFD Simulation of Boron Dilution in the Vattenfall Model of a PWR Reactor, Internal report TM-42-05-43, PSI, Villigen, Switzerland, 2005.

MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions

Wechselwirkung von Kernschmelze und Wasser während eines schweren Reaktorunfalls

Author and Co-Author(s)	Nam Dinh, R. Hansson, A. Karbojian, W. Ma, H.S. Park, B.R. Sehgal
Institution	Royal Institute of Technology (KTH), School of Engineering Science, Department of Physics, Division of Nuclear Power Safety
Address	Drottning Kristinas Väg 33A: 10044 Stockholm, Schweden
Tel., E-mail, Internet address	+46-8-790-9255, namdinh@safety.sci.kth.se
Duration of the Project	1. January bis 31. December 2005

Zusammenfassung der Projektarbeiten MSWI 2005

Das von der KTH Stockholm durchgeführte Forschungsprojekt «Melt-Structure-Water-Interactions» (MSWI) untersucht die Phänomene, welche bei einem schweren Unfall in einem Leichtwasserreaktor auftreten (können). Im Jahr 2005 standen folgende Themen im Vordergrund der Forschungsarbeiten:

- Wärmetransport durch Naturkonvektion in einem geschichteten Schmelzepool in der unteren Reaktor-druckbehälter (RDB)-Kalotte (SIMECO-Programm)
- Zeitpunkt des RDB-Versagens und Versagensmodi (FOREVER-Programm)
- Wechselwirkung eines Schmelzestrahls mit Wasser und nachfolgende Bildung einer porösen Schmelzpartikelschicht (DEFOR-Programm)
- Mechanismen der Kühlung einer Schmelze oder einer Schmelzpartikelschicht/eines Partikelbetts (COM-ECO- und POME-ECO-Programm)
- Details der Vorgänge bei einer Dampfexplosion (MIS-TEE-Programm)

Die wesentlichen Erkenntnisse der MSWI-Arbeiten im Jahre 2005 waren:

- Es ist heute möglich, mit dreidimensionalen strukturellen Berechnungen Zeitpunkt und Modus des RDB-Versagens vorherzusagen.
- Obgleich die FOREVER- und COMECO-Versuche zeigen, dass die Kühlung der Schmelze innerhalb des RDB durch Flutung von oben begünstigt wird, konnte das sogenannte «gap cooling» (d.h. verbesserte Kühlung durch Eindringen von Wasser in den Spalt zwischen Schmelze und RDB-Wand) nicht beobachtet werden.
- Die COMECO-Experimente zeigten, dass durch das Einspeisen von Wasser via Steuerabführungsrohre

die Schmelze im RDB eines Siedewasserreaktors mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit kühlbar und ein Versagen des RDB dementsprechend vermeidbar ist..

- Die (meist unbekannten) Eigenschaften des Schmelzpartikelbetts stellen eine wesentliche Unsicherheit bei der Analyse der Kühlbarkeit dar. Die Ausbildung eines Partikelbetts muss unter realistischen Bedingungen untersucht werden. Die Resultate aus den DEFOR-Versuchen weisen darauf hin, dass unter realistischen Versuchsbedingungen und bei Anwesenheit einer tiefen Wasservorlage wahrscheinlich hoch poröse Konfigurationen zu erwarten sind.
- Die Eigenschaften eines Schmelzpartikelbetts (d.h. Dreidimensionalität und Inhomogenität) erweisen sich als günstig hinsichtlich der Kühlbarkeit (Eindringen des Wassers) von der Seite und von unten. Sogar grössere Partikelschichten lassen sich auf diese Weise kühlen.
- Die Untersuchungen zu Dampfexplosionen weisen drauf hin, dass die geringe Explosionsneigung des Kernschmelzmaterials auf dessen Dichte, Erstarrungsverhalten und Strahlungseigenschaften zurückzuführen ist. Die KTH empfiehlt kombinierte (d.h. experimentelle und analytische) Untersuchungen zu diesem Thema.
- Moderne Computerprogramme zur Simulation schwerer Unfälle geben die Schmelze-RDB-Wechselwirkung (mit RDB-Versagen und Austritt der Schmelze) sowie die Phänomene nach RDB-Versagen (Schmelze-Wasser-Wechselwirkung und Kühlbarkeit der Schmelze) nur unzureichend wider. Die KTH empfiehlt, derartige Programme nicht zur Quantifizierung der genannten Phänomene und zur Vorhersage von Containmentversagen zu applizieren.

Abstract

The MSWI Project at the Royal Institute of Technology (KTH) investigates phenomenology and uncertainty in quantification of Melt-Structure-Water Interactions (MSWI) during a hypothetical severe accident in a LWR. In year 2005, phenomena studied in the MSWI project include natural convection heat transfer in a stratified corium pool in the reactor pressure vessel lower plenum (SIMECO program), vessel failure modes and timing (FOREVER program), discharge of melt jet into a water pool and consequent formation of a debris bed (DEFOR program), mechanisms of melt and debris bed coolability (COMECO and POMEKO programs), and micro-interactions in steam explosion (MISTEE program). Both analyses and experiments were performed. Notably, the DEFOR experiments employed high-temperature binary oxidic melts (up to 7 liters) poured into a pool of water with different subcoolings, which correspond to an in-vessel and ex-vessel situation. The MISTEE drop explosion experiments were conducted with highly-superheated metal (tin) and two binary-oxide melts. The SHARP (Simultaneous High-speed Visual Acquisition with X-ray Radiography and Photography) system was successfully developed, tested and used to produce first-of-its-kind visualization of exploding melt drops, with a high temporal and spatial resolution of both melt fragmentation and vapor dynamics. Systematic analysis of steam explosion data base was conducted, with emphasis on the effect of melt material properties. The main findings, insights and recommendations derived from the MSWI activity in 2005 are as follows.

- 1) Vessel failure modes and timing can be predicted by 3D structural mechanics code given appropriate thermal load history and distribution.
- 2) While injection of water into the lower plenum was found in FOREVER and COMECO tests to promote debris cooling, «gap cooling» is unlikely an active mechanism and cannot be relied as a safety measure. Further research on gap cooling is not recommended.
- 3) The COMECO tests shows that CRGT cooling has a good potential to increase the likelihood of in-vessel melt coolability and retention in BWR. Further study is recommended.
- 4) Debris bed characteristics present a major uncertainty in the analysis of debris coolability. Debris bed formation must be studied under realistic conditions. Results of the DEFOR experiments suggest the likely

formation of high-porosity beds in prototypic reactor scenarios with deep water pools.

- 5) Debris bed's three-dimensionality and inhomogeneity are identified as avenues which ease the ingress of coolant into the bed from side and bottom, hence ensuring coolability of even high debris beds. Further studies are recommended.
- 6) Analysis of steam explosion experiments and evidences suggests physical mechanisms by which corium's density, binary solidification, and radiation property may dictate corium's low explosivity. Combined experimental (MISTEE) and computational efforts are highly recommended to establish the effect of corium material properties and their efficacy in prototypic reactor steam explosions.
- 7) Severe accident codes do not provide adequate modeling and prediction of melt-vessel interactions (including vessel failures and melt discharge) and ex-vessel melt phenomena (fuel-coolant interactions and debris coolability). These codes are therefore not recommended for use in applications, when quantification of vessel or containment integrity is concerned.

1. Project Goals

Over the past 13 years KTH Division of Nuclear Power Safety (KTH-NPS) has had an extensive and substantial research and education program on severe nuclear accidents in LWRs, their phenomenological modeling, prediction and consequence assessment. During this period, KTH research, supported by SKI, APRI and HSK for the MSWI project, has significantly leveraged on several large-scale research projects on severe accidents funded in the EU Framework Programs 4, 5 and 6 at KTH-NPS. This has made it possible to develop at KTH-NPS unique world-class infrastructure for experimental research as well as to advance the state of the art in several areas of severe accident phenomenology. In fact, names of KTH, FOREVER, MVITA, POMEKO, SIMECO, COMECO and MISTEE have become frequent buzz words in severe accident community, reflecting KTH contributions and its position in international arena.

During 2005, KTH program in severe accident area includes the MSWI Project («Phenomenological Studies of Melt-Structure-Water Interactions in a LWR Severe Accident») and the MISTEE Project («Study of Mechanisms that Govern Micro-Interactions in Steam Explosion»).

The main objective of KTH research is to improve understanding and thereby reduce uncertainty in quantification of

- (a) vessel behaviors during a late phase of in-vessel core melt progression,
- (b) ex-vessel fuel-coolant interactions (steam explosion), and
- (c) ex-vessel debris coolability.

The last two items present a threat to containment integrity in BWR plants, which employ deep cavity flooding for severe accident management (SAM).

Concurrently, KTH research was also structured to provide data which can be used to evaluate effectiveness of several measures, which have been identified and proposed to mitigate consequences of ex-vessel steam explosion and debris non-coolability in BWR plants. The mitigative measures studied pertain to possible avenues

- (a) to keep the core debris inside the reactor pressure vessel (RPV), e.g.,
 - (a.1) coolant supply atop the debris and subsequent «gap cooling,»
 - (a.2) coolant supply through Control Rod Guide Tube (CRGT)
- (b) to enhance ex-vessel debris coolability by «downcomers,» and
- (c) to suppress steam explosion energetics e.g. using additive agents in containment water.

The approach taken in KTH research is triple-pronged.

First, integral experiments were designed and conducted, including experiments using high-temperature binary-oxide melt, at respectable scales and in configurations that maximally reflect the plant and reactor geometry (given technological and financial constraints). The idea is to use these experiments to motivate phenomenological research, to identify new aspects which cannot be otherwise discovered through pure analyses, and to gain insights into complex physics that governs the process. The data are also useful for model development and validation.

Second, we pursue physics-oriented experiments and related mechanistic analyses, which took off from the substantial funding in previous EU projects and recent support of APRI for a PhD project (MISTEE) and a project on two-phase natural circulation in internally-heated porous beds (NCDC). The idea of these works, both

basic experiments and analyses, is to complement integral experiments with in-depth understanding of underlying mechanisms, to identify and quantify the effect of melt materials and coolant chemistry on steam explosion energetics, bed's inhomogeneity on coolability; in short, separate effects which are not possible to study in integral settings.

Third, increasingly KTH research is structured to bridge between experiments, data, basic understanding, to models, codes and finally plant safety assessment. During the year 2005, a substantial effort was directed toward examining previous data and knowledge, obtained both in KTH works and international programs, from the BWR application perspective. This also includes analysis of models and capabilities in severe accident codes used in industry, research and regulatory organizations.

KTH-NPS research results and related developments were reflected in a number of reports and peer-reviewed publications. During the recent years (2003–2005) KTH-NPS scientists and students published 21 papers in proceedings of International Conferences and 8 papers in archival journals, and successfully defended 2 PhD Theses and 3 MSc Theses on topics related to severe accidents (See reference).

In next sections, a summary is given for all programs carried out at KTH-NPS, both with respect to «Activity» and «Results, Lessons Learnt, and Recommendations». In several areas, substantially new data were obtained, which facilitate the analysis and model development. In some other areas, the works led to new insights, reduction of uncertainty and suggestions for further researches.

In fact, research on severe accidents at KTH-NPS serves as platform for advanced **education and training**. This educational component of our program fits excellently with the KTH academic mission of KTH as Sweden's premier school for engineering science. During this period, 20 researchers obtained their advanced training in severe accident experimentation, severe accident modeling, and plant safety assessment through their active participation in research projects at KTH-NPS. After graduation our students and trainees went to work at major Labs in Europe (**including three currently with PSI-Switzerland**) and beyond. In addition, Professors B.R. Sehgal and T.N. Dinh are contributing, with other

European lead researchers under SARNET umbrella, to writing a book on «LWR Severe Accident Safety» (edited by Prof. Sehgal). This book summarizes advances made in EU research in severe accident safety, including major achievements at KTH. The related materials have been used in teaching EU-funded courses on «Severe Accidents» and «Probabilistic Risk Analyses» for students and researchers.

2. Work Carried Out and Results Obtained

2.1 In-Vessel Melt Progression, Melt-Vessel Interactions, and Vessel Failures

2.1.1 SIMECO Program: A Study of Stratified Corium Pool Heat Transfer

2.1.1.1 Introduction

The SIMECO (SIMulation of MELt COolability) program at KTH was started in 1997, to aid the understanding, modeling and numerical simulations of natural convec-

tion heat transfer in a homogeneous pool and stratified pool, representing molten metal layer above an oxidic corium pool in the vessel lower head during a severe accident.

The SIMECO facility as shown in Figure 2.1 consists of a slice type vessel, which includes a semi-circular section and a small vertical section, representing the lower head of the reactor vessel. The size of the facility is scaled to be 1/8 of prototype PWR type reactors. The vessel's sidewall represented by a thick brass plate, is cooled by a regulated water loop. Top of the vessel is cooled to provide isothermal conditions. The sideways and downward heat fluxes are measured by employing arrays of thermocouples at several different angular positions.

2.1.1.2 Activity summary

During the APRI-5 period, the SIMECO work aims to study and characterize the natural convection heat transfer behaviour in a three-layer stratified pool as observed in the MASCA project. Experiments were conducted with three stratified layers of immiscible fluids

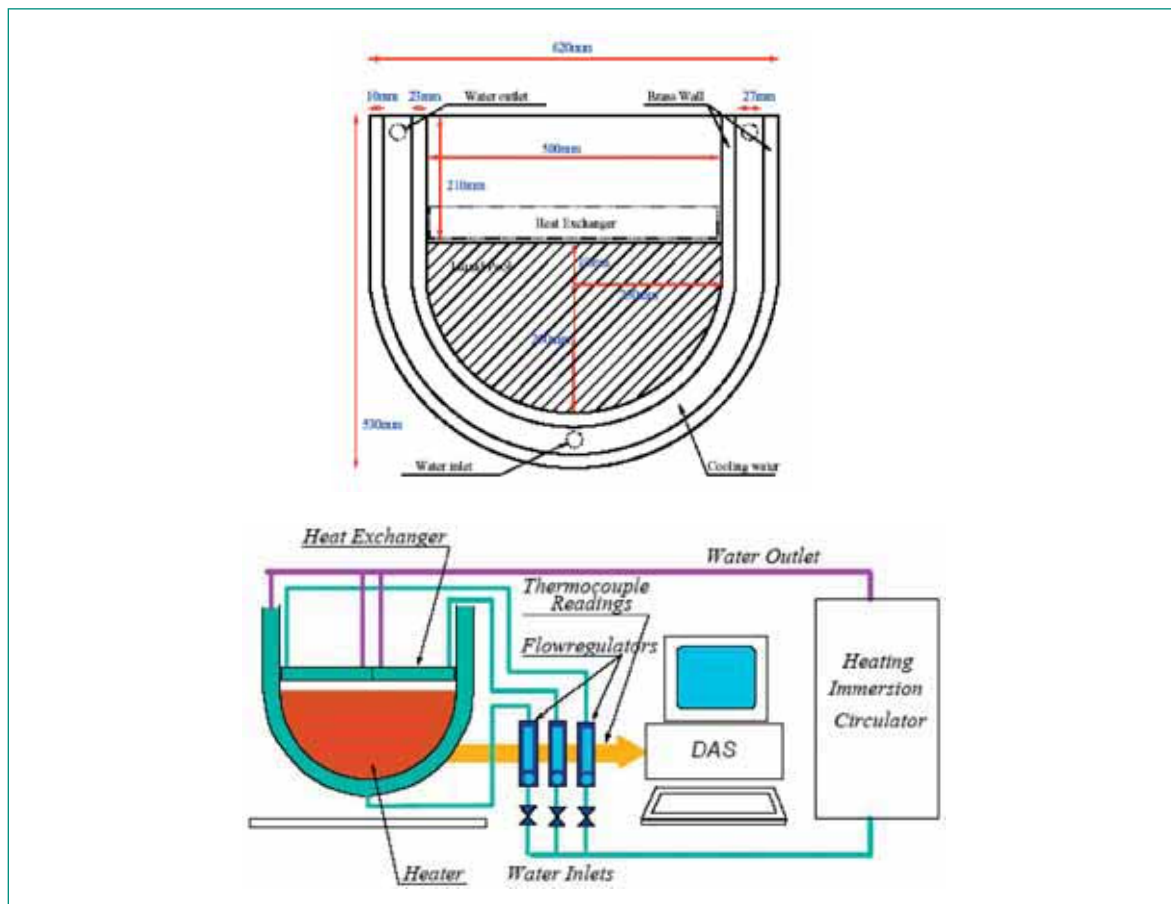


Figure 2.1: The schematic of the SIMECO test section and test facility.

simulating the molten corium for various heat generation rates in the pool, while keeping the depth of pool constant. The simulants chosen were chlorobenzene, water and paraffin oil, which simulate the U-Fe metallic melt, melt containing the oxides of U-Zr and Fe-Zr metallic melt respectively. The pool was heated by a coil type immersion heater, with spatially uniform heat generation rate. The pool was cooled from side and top by water keeping its flow rate and inlet temperature constant so as to provide isothermal boundary conditions. The heat transfer behaviour of the pool was investigated for five different conditions, i.e. [1] when the middle layer and partial top layer generate heat, but the bottom layer do not generate any heat, [2] when the middle layer only generates heat and the other two layers does not generate any heat, [3] when the middle layer and partial bottom layer generate heat and the top layer does not generate any heat, [4] when the heat generating bottom layer is extended and heat generating middle layer is squeezed so all 3 layers receive heat, and case [5] when the heat is generated only in the top two layers and the top layer is extended compared to the case [1]. The main idea behind this study was to compare the heat transfer behaviour and thermal load on the vessel wall for these five conditions. The upward and downward heat fluxes, along with their ratio, were calculated and compared. The angular distribution of the heat flux on the side wall was determined and compared.

2.1.1.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

The new SIMECO results are useful for understanding the convection characteristics inside the stratified pool and determination of the heat load on the reactor vessel. In particular, we learn that

- In all the cases, the interface resistance between the stratified heated layers was found to affect the upward convective heat transfer rate. This interface resistance

was found to be the strongest in the case [3] when the top and bottom layers were both unheated and middle layer was only generating heat. Q_{up}/Q_{down} ratio was the lowest for this case [3].

- The heat flux distribution in the vessel wall is found to be similar in all the five cases. However, the magnitude of peak heat flux is found to be larger for case [5] and smallest for cases [3] and [4]. This implies that presence of trace amount of heat generating fission products in the bottom layer can reduce the peak heat load.
- The upward to downward heat flux ratio is found to be around 0.3 and has a small variation with Raleigh number or difference in heating conditions in the pool.

To ensure the applicability of SIMECO findings to reactor scenarios, it is recommended to use detail numerical (CFD) analyses to evaluate the significance of non-prototypic fluid Prandtl numbers, Raleigh number and heating method in the SIMECO tests. This work will complement the validation of ASTEC's lower head module on SIMECO results – an activity to be performed in collaboration with CEA and IRSN under the SARNET program.

2.1.2 FOREVER Program: A Study of In-Vessel Coolability and Vessel Failure

2.1.2.1 Introduction

The FOREVER (Failure Of REactor VESsel Retention) program at KTH was started in 1997. The first FOREVER test was conducted in 1998. Since then a number of tests was conducted and the program remains one-of-a-kind (with both melt and decay heat simulation), which contributes to the state of the art in severe accident analysis.

These experiments are simulating the behavior of the lower head of the RPV under the thermal loads of a convecting melt pool with decay heating, and under the pressure loads that the vessel may suffer in a depressurization scenario. The geometrical scale of the experiments is 1:10 compared with a prototypic LWR. The experiments are scaled 1/1 for vessel wall temperatures, pool heat flux and its polar distribution. A scaling distortion is in the low value of the temperature drop across the vessel wall, since the wall thickness of the experimental vessel is $1/10^{\text{th}}$ of the prototypic value. The experiments reproduce the prototypic melt pool convection process and the temperature field in the vessel

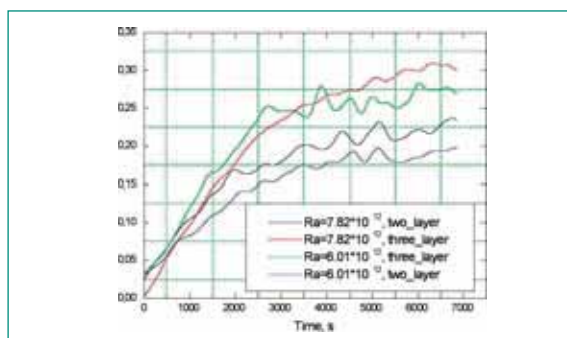


Figure 2.2: Q_{up}/Q_{down} ratio in SIMECO two- and three-layers experiments.

wall. A substantial database on combined natural convection-induced thermal loads and multi-axial creep deformation of a 1:10 scale vessel under prototypic conditions was obtained.

In addition, the EC-FOREVER experimental program considered the accident management action of restoring the water supply to the vessel, where the melt could be cooled and the vessel thermal loading relieved to prevent the vessel failure. In this context, FOREVER-EC5 and FOREVER-EC6 experiments were conducted to study in-vessel coolability of melt pool by top flooding, and the effectiveness of gap cooling by supplying water atop the melt pool in the vessel. After ~12 hours of

creep, when the vessel's 5% creep was observed, water was poured into the vessel. The procedure was designed to allow a crust to form near the vessel wall, so that during the vessel creep a gap may form between the vessel wall and the crust. In these tests, maximum external wall temperature was ~875 °C at 73 °C from the bottom of the vessel. However, no gap cooling was observed in the experiment. Except in the top part, the cooling rate was very slow. The extent of the quenched layer is 6–8 cm only from the top surface of the melt pool. The maximum upward heat flux was 1.8 MW/m², which decreased to 0.3 MW/m² in about 300 seconds and later degraded further. This behavior is quite similar to that found in the MACE/MCCI experiments for ex-vessel melt coolability.

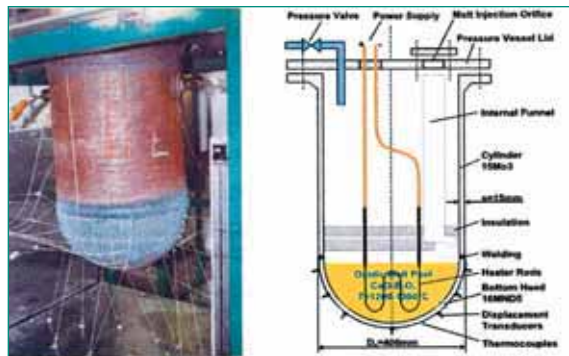


Figure 2.3: The FOREVER facility: a 1/10th scale (400 mm diameter, 15 mm wall thickness) carbon steel vessel, constructed, welded, and heat-treated according to the vessel manufacture code. The experiment is performed by pouring a binary oxide (CaO-B₂O₃) melt of about 12 liters at 1200 °C into a scaled reactor pressure vessel, heating the melt to maintain temperature level at 1100 to 1200 °C, and pressurizing the vessel wall up to 25 bars pressure with Argon gas. The vessel wall temperature reached 800 to 1000 °C and the vessel experienced creep and eventually failure.

2.1.2.2 Activity summary

During the APRI-5 period, the focus was placed on mechanistic and comparative analysis of the FOREVER test results and examining their relevance to various reactor prototypic scenarios. The work was carried out in collaboration with scientists from Forschungszentrum Rossendorf (FzR) Institute of Safety Research. A coupled thermal-structure analysis of FOREVER experiments was performed using the ANSYS code.

2.1.2.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

■ In FOREVER-EC4 test with American reactor steel, failure time is reduced by almost an hour compared to that for the French reactor steel under similar thermal and pressure loads. Consistently, failures occurred near hot zones at elevated angles (from the vessel bottom) when lower heads were nearly filled with melt. In all the cases, the failure crack traveled circumferen-

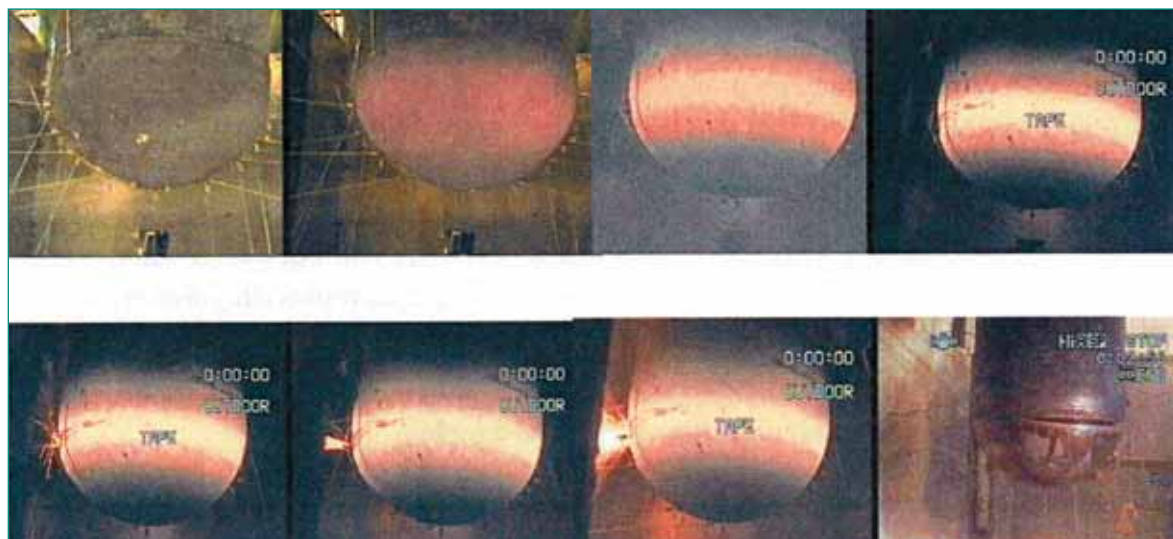


Figure 2.4: Photographs of the sequence of the EC FOREVER-4 test.

tially. Failure length in the American steel covers 97% circumferentially. More melt (~70%) is discharged in a vessel made of the American reactor steel than that of the French reactor steel. Slightly higher creep strain (~3%) values are observed at failure in the French reactor steel than those for the American Reactor steel.

- The FOREVER analysis with ANSYS thermo-mechanical model, using a creep data base and ECCM (MVITA) model – both developed in the EU FP4 projects, shows a good agreement with the measured data.
- It was noted in the FOREVER process that the creep deformation caused the vessel wall thinning that further accelerates the creep process. Accurate simulation of the vessel thinning is therefore critical to the quantitative prediction of vessel failure timing.
- The insightful analysis results for FOREVER, as well as similar results from simulation of LHF and OLHF tests with finite-element codes, confirms that the vessel deformation and creep process, and even the failure time, can be predicted reasonably well by a 3D computational structural mechanical code, given an adequate description of history and distribution of thermal loads. Severe accident codes (lumped-parameter models) are not equipped to do the same, due to their lack of capability to accurately present spatial distribution of thermal loads and track the vessel wall thinning.
- For in-vessel coolability tests (FOREVER-EC5 and EC6), history of the upward heat transfer from the melt pool to the water was derived from an analysis with the RELAP-5 Code. The post-test examination confirms that:
 - no «gap cooling» was found active during the FOREVER in-vessel melt pool coolability process, even when the water was poured into the vessel after 5% creep was observed in the vessel,
 - water ingress in the melt pool was limited to an upper debris layer of 6 to 8 cm, and
 - maximum upward heat flux was estimated of ~1,8 MW/m², which decreased to 0.3 MW/m² in about

5 minutes and later degraded further. This behavior is quite similar to that found in the experiments of the MACE Project for ex-vessel melt coolability.

- To fully understand the implication of the FOREVER-EC5 and EC6 test results, a more comprehensive and mechanistic analysis is recommended, e.g. to study the effect of scale (1/10), materials (stickiness to the vessel surface), and heating method on in-vessel coolability in FOREVER and reactor scenarios.
- Remarkably, none of FOREVER experiments was performed to study late-phase melt progression and vessel failure mechanisms in the BWR lower head configurations. Competition between the creep-induced, global failure mode and the local, penetration failure mode is central to the prediction of melt discharge characteristics during a severe accident in a BWR plant. A detail mechanistic analysis for BWR is recommended, which can serve as a basis to suggest experiments on BWR vessel failures, and whether the existing FOREVER infrastructure and technology can be used for creating relevant observations and scalable data base.

2.2 Ex-Vessel Debris Coolability

2.2.1 COMECO Program: A Study of Corium Melt Coolability

2.2.1.1 Introduction

The COMECO (CORium MELt COolability) program was designed to study coolability *both for in-vessel and ex-vessel situations*. The COMECO facility as shown in Figure 2.8 consists of a test section (200×200 mm) with a height of 300 mm. During the COMECO test, about 14 liters of binary oxidic melt were poured into the test section, which is heated by four heaters located outside the test section. The heat generation rate is at the corium's decay heat level in selected scenarios under consideration. The melt was then flooded by water from above. The depth of water pool was kept constant at around 700 mm throughout the experiments. The transient temperature behavior in the melt pool at different axial and radial locations was measured with 24 K-type thermocouples and the steam flow rate was measured using a vortex flow meter.

2.2.1.2 Activity summary

COMECO tests were performed with top flooding, with and without gas injection from the bottom (to study the effect of gaseous products from concrete decomposi-



Figure 2.5: The in-vessel configurations of the FOREVER-EC4 test (left; failed vessel) and EC5 test (right; non-failed vessel).

tion), with and without «downcomers» (to study their effectiveness in enhancing debris coolability).

Two binary oxide mixtures were used in COMECO test series: 30% CaO+70% B₂O₃ (by weight) and MnO+TiO₂ melt. Only the tests with CaO-B₂O₃ mixture were successfully completed. The tests with MnO+TiO₂ mix-

ture failed due to the limitation of the existing furnace and crucible technology in working with a high-melting-point oxidic mixture.

2.2.1.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

- The COMECO results generally exhibit a similar quenching pattern as observed in similar top-flooding experiments such as in MCCI and FOREVER programs.
- Water ingress was limited to a shallow depth as determined by the temperature distribution in the melt pool at different axial locations. A major portion of the melt pool could not be quenched even with heat transfer from the melt to the water overlayer.
- The COMECO test with gas injection from bottom shows a strong effect of the injected gas flow on the quenching rate.
- The COMECO tests conducted with a downcomer inside the melt pool show the reduced quenching time, as the downcomer channels water to the pool bottom, hence facilitating «bottom cooling». This bottom cooling was found to dominate the melt cooling process. However, the effect of the downcomer was not as significant as expected. The expectation was based on the effect of downcomers on coolability of particulate debris beds tested in POMECO facility.
- Additional testing with COMECO facility is not recommended in light of data available on the subject and ongoing work in OECD MCCI program, that APRI participates in.

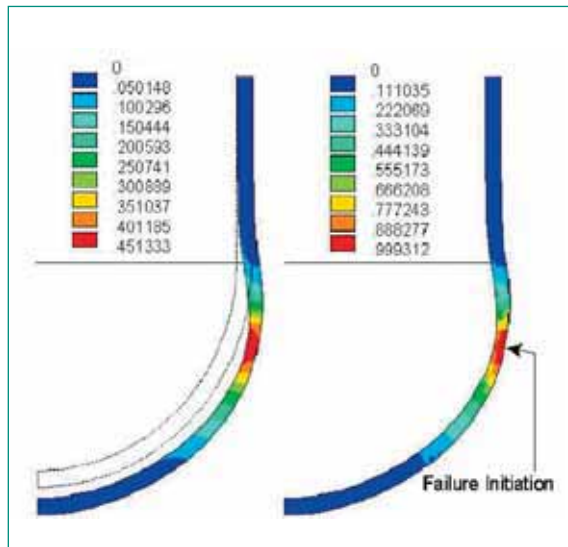


Figure 2.6: Distribution of the equivalent creep strain (left, max. 0.45) and the damage (right, max. 0.9993) at calculated failure time of $t = 4:05$ h (38 kW, 25 bar, Experiment EC2). ANSYS calculations were performed by H. Willschuetz et al., using the KTH-developed ECCM (effective-conductivity-convectivity model) model for simulation of natural convection heat transfer in volumetrically heated melt pools.

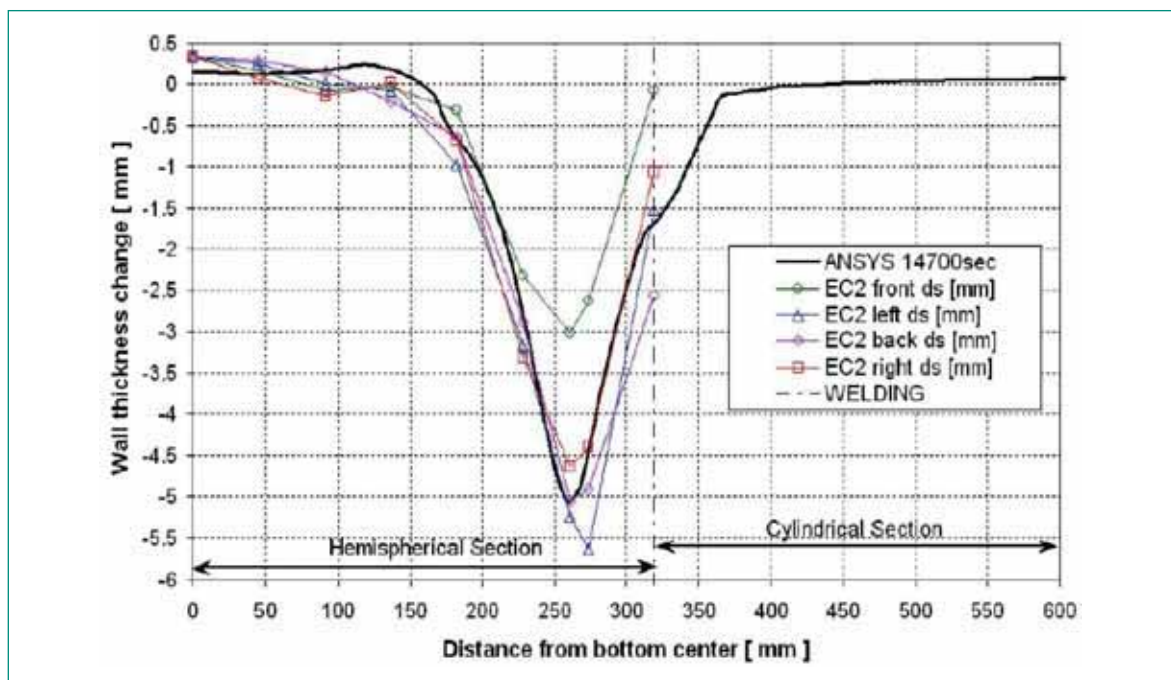


Figure 2.7: Wall thickness change along the meridian line of the vessel at failure time (FOREVER-EC2 experiment). ANSYS calculation by H. Willschuetz.

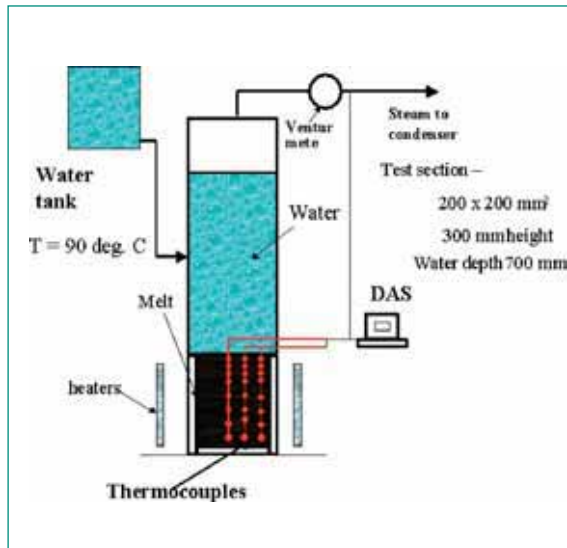


Figure 2.8: The schematic of COMECO facility.

2.3 Ex-Vessel Debris Coolability

2.3.1 POMECO Program:

A Study of Particulate Debris Bed

2.3.1.1 Introduction

The POMECO (**P**orius **M**edia **C**oolability) program was initiated in 1998 and designed to study coolability of particulate debris beds, for both *in-vessel* and *ex-vessel* scenarios. The POMECO test facility is shown in Figure 2.10, consisting of two stainless steel tanks with the lower tank being the test section and the upper tank is used for water overlayer for top flooding purpose. Both have the same cross-section of 350 mm square. The test section has a height of 500 mm and the height of upper tank is about 900 mm. In the test section, a sand



Figure 2.9: Structure of debris upper layer from COMECO top-flooding tests.

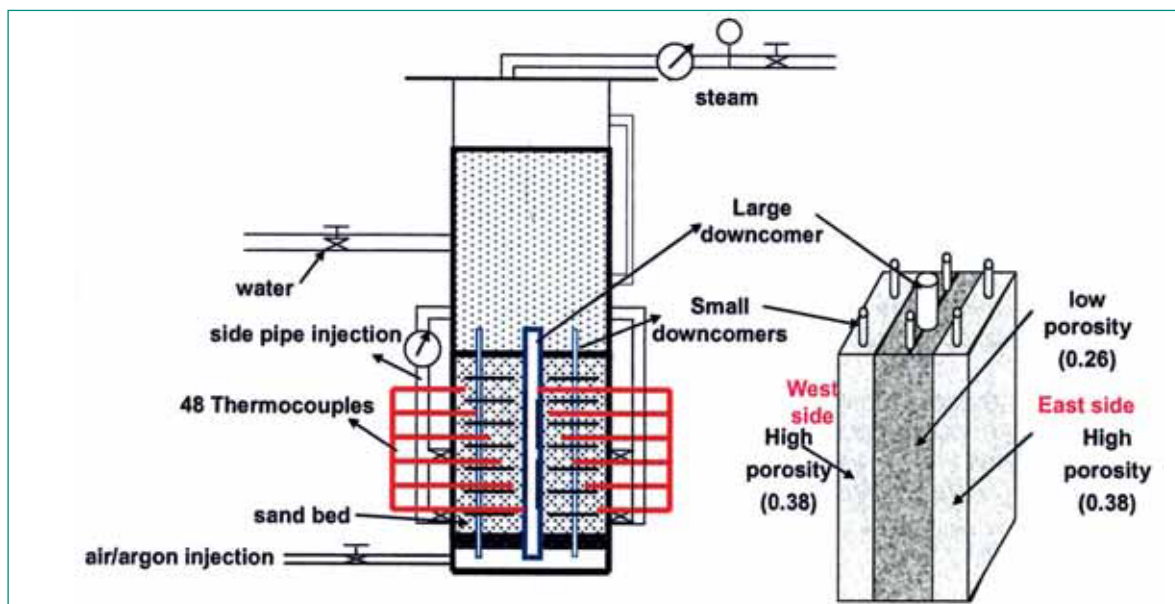


Figure 2.10: The schematic of POMECO test section (left) and a configuration of particulate bed with downcomers (right).

bed is used to simulate a corium debris bed. The heating provided in POMECO is close to the rate of decay heat generated in the corium in a severe accident scenario. The bed can be quenched from top by an overlying water pool, and from bottom by using downcomers. In addition, to study the effect of non-condensable gases generated during molten-corium-concrete interactions (MCCI), on the quenching process, air and argon can be injected from the bed's bottom.

2.3.1.2 Activity summary

POMECO work during this period was focused on a radially stratified debris layer, postulated to form ex-vessel when a corium jet breaks up a deep water pool. This configuration complements previous tests on POMECO with uniform beds and axially stratified debris beds. The porous debris bed was simulated by using river sand particles with a specified size distribution. The selection of the particle size and bed porosity is guided by information about characteristics of corium debris as formed in prototypic corium experiments. In POMECO, three types of sand were employed (Table 2.1).

A mass mixture of A, B and C with proportion 7:7:6 yielded a sand composition with porosity of 0.26 and mean particle size of about 0.8 mm. The radially stratified bed was prepared by putting the high porosity sand (B) with porosity of 0.38 at the periphery and the low porosity sand of porosity 0.26 at the centre of the bed as shown in Figure 2.10. The thickness of the low porosity layer was almost equal to the sum of those of the high porosity layers.

The bed was heated by employing thin electrical heaters with a capacity of 46 kW which corresponds to the volumetric power of 0.834 MW/m³. This heat generation rate is nearly the estimated decay heat rate for the corium mixture. In the test section, 24 heaters (having diameter 6 mm, material Inconel) were used to heat the sand bed. A uniform spacing between the heaters was used (radial and axial distances between columns and rows are 25 mm and 35 mm, respectively).

Sand Sample	Size	Porosity	Mean particle size
A	2 ~ 5	0.41	4.0
B	0.5 ~ 2	0.38	0.9
C	0 ~ 2	0.40	0.2

Table 2.1: Sand used for preparing the porous debris beds in POMECO.

For measurement, 48 K-type thermocouples were located symmetrically half on either side of the bed (8 different radial planes and 6 axial planes at a given radial plane). Thus, thermocouples are split equally between the low porosity and high porosity regions.

Seven downcomers were placed in the test section to bring water from the top tank to the bottom of the bed for bottom flooding purpose. The centre downcomer had a larger size, with inner diameter of about 54 mm, as compared to the others. The smaller downcomers had an inner diameter of about 9.5 mm and they were placed at the bed's periphery as shown in Figure 2.10.

2.3.1.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

- In POMECO tests with radially stratified beds, it was observed that the quenching rate with top flooding alone was very small.
- With bottom gas injection, counter-current flow limitation (CCFL) conditions further limit the bed's quenching. Due to the side cooling resulting from higher porosity, water ingress at the bed's periphery reduces the quenching period.
- In POMECO tests with the downcomers, the bottom flooding (in addition to the top flooding) significantly reduces the quenching time. The quenching period is found to be affected by the location and the size of the downcomers. As expected, quenching rate in the low porosity layer is lower than that in the high porosity layer.
- The above POMECO test results suggested that bottom coolant injection is a must-go avenue, as opposed to the previous strategy that relies on top flooding alone. The work in APRI-5 led to the formulation of a new concept, named Natural Circulation-cooled Debris Catcher (NCDC). The NCDC utilizes the bed's heating power to engine two-phase natural circulation through the porous bed, hence providing an effective cooling even for large, deep corium beds. Further study of two-phase thermal hydraulics in porous media is recommended, including a mechanistic, multi-dimensional analysis of the POMECO tests with downcomers.
- The POMECO tests were also conducted with a pipe in the test section, that represents the cooling effect of control rod guide tubes (CRGT) in the BWR lower plenum. The test result indicates that CRGT cooling system provides additional cooling capacity for the particulate debris bed through an enhancement of the dryout heat flux and the quenching rate. Heat removal rate through CRGT was determined in the range of

10–15 kW per tube for the bed's composition and temperature regimes tested. More mechanistic analyses of the CRGT effect, and perhaps additional experiments, are highly recommended to help solidify the assessment of the CRGT effect on in-vessel debris coolability and possible retention in certain severe accident scenarios.

2.3.2 DEFOR Program: A Study of Debris Bed Formation

2.3.2.1 Introduction

The DEFOR (**DE**bris bed **FOR**mation) program was initiated in 2005, to study debris bed formation, and support the quantification of characteristics of a debris bed formed upon fuel-coolant interactions (FCI).

It is noted that extensive programs in FCI areas were all focused on characterization of the FCI premixing or explosion stages. Characteristics of the resulting debris bed settled on the pool bottom were not emphasized. There exist few experiments (e.g., CCM, FARO) that provided a data base for particle size distribution and bed's averaged porosity. However, conditions in such experiments were far from those relevant to situations in BWR plants, namely, a core melt is discharged into a deep, highly-subcooled water pool in the lower drywell cavity. The goal of the DEFOR program is to fill this gap in knowledge, and most importantly, to motivate analysis and modeling activity in this area.

2.3.2.2 Activity summary

The DEFOR test facility is assembled practically from the MIRA-20L facility, which was used at KTH-NPS to study

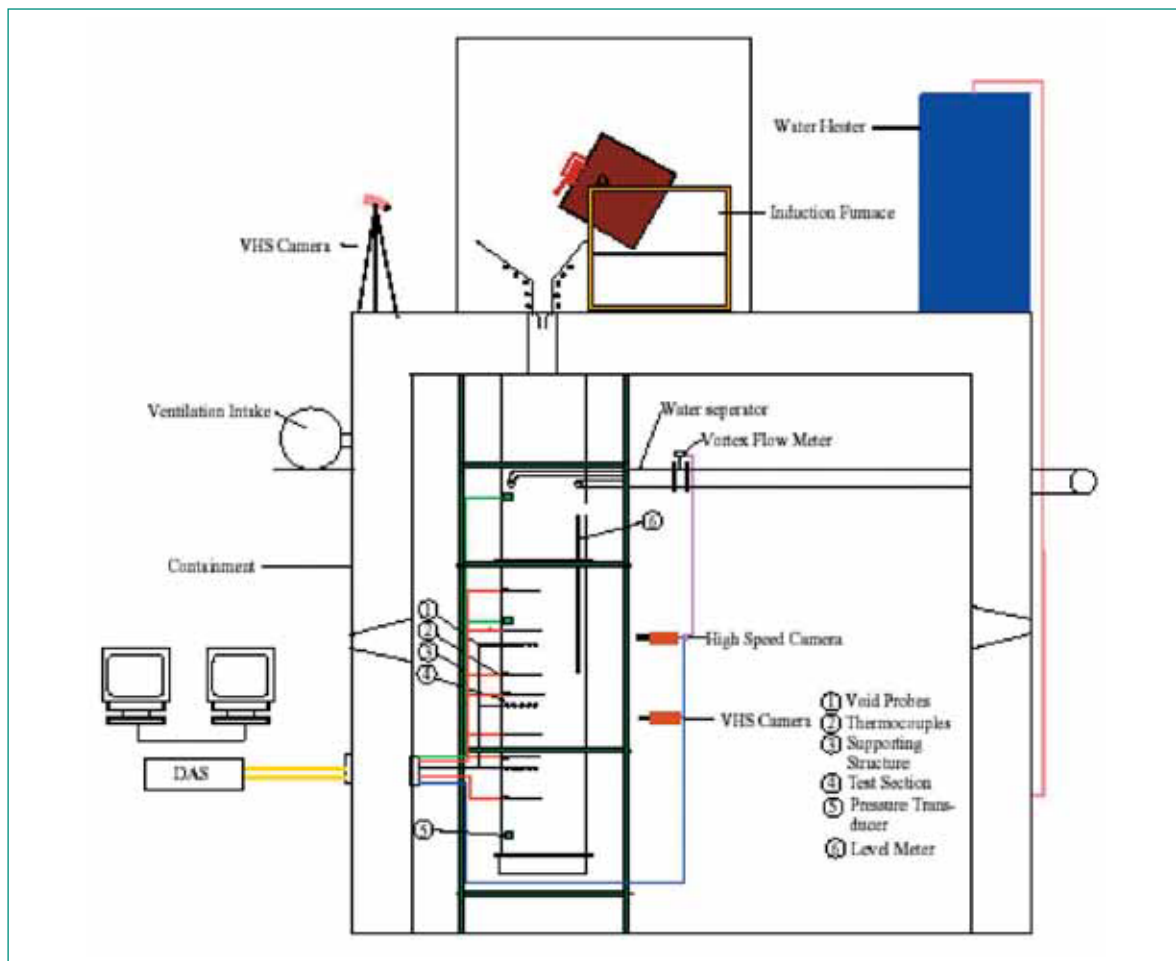


Figure 2.11: The schematic of the DEFOR facility (previously MIRA-20L). High-temperature (superheated) binary-oxide melts are poured into a water tank (of different depths, and different subcoolings). The tank sidewalls are made of Plexiglas to allow visualization of jet breakup and debris formation.

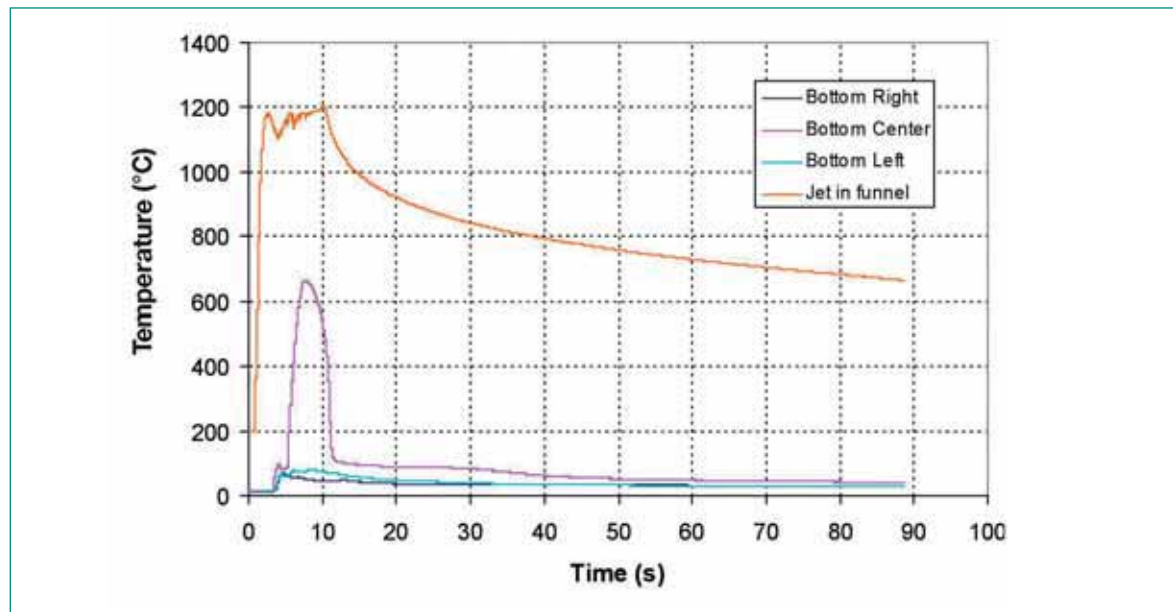


Figure 2.12: Temperature as measured by thermocouples in the funnel nozzle, and in the tank bottom. The bottom center thermocouple shows that the debris settled is initially unquenched (debris surface's temperature is higher than Leidenfrost temperature). Later quenching of the debris region surrounding the thermocouple occurred before melt pour was completed, indicating that the cooling and quenching were due to water ingress from the side.

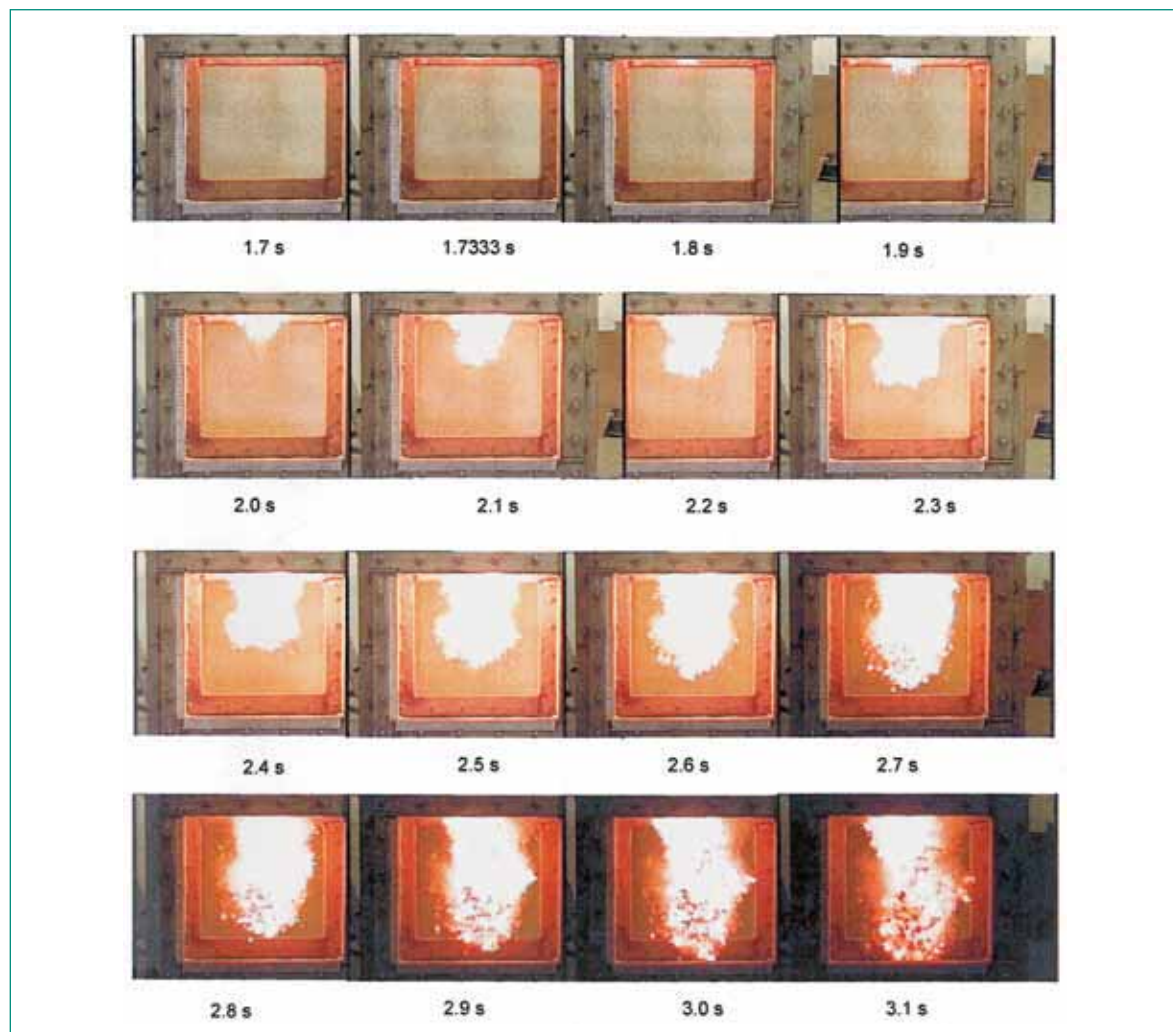


Figure 2.13: DEFOR-1 test: Fragmentation of a high-temperature binary-oxidic melt jet in a subcooled water pool, with subsequent intense debris-coolant mixing and heat transfer, and formation of a high-porosity debris bed on the tank bottom.

high-temperature binary-oxidic melt jet breakup (Figure 2.11).

An induction furnace is employed in DEFOR test to generate up to 20 liters of oxidic melts. In DEFOR-1, 2 and 3 tests conducted in November-December 2005 period, up to 7 liters of eutectic $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$ melt (max. 1250 °C) was used. The jet diameter (nozzle) is 2 cm, and the water depth in the tank is 65 cm. An array of thermocouples is installed in the tank's lower region to measure temperature in the debris bed as it forms on the tank bottom. Water temperature was varied from high subcooling (88K) to low subcooling (3K), to represent typical ex-vessel and in-vessel situations, respectively.

2.3.2.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

- DEFOR-1 and DEFOR-2 tests show the formation of high-porosity beds even when the water pool depth to jet diameter ratio (L/D) is a mere 40.
- The bed porosity can be as high as 75–84% as in the case of DEFOR-2 test, when 7 liters of melt was employed for the test. A significant contribution to the porosity is due to large pieces, which arrived in a later phase of the delivery.
- An increase of debris sizes is thought to have dual origins, which are subject of further study. On the one hand, the water tank temperature has gradually increased over the mixing period. The reduced subcooling has promoted the increase of debris sizes. On the other hand, the observation (of debris size increase near the end of melt pour) is consistent with our hypothesis that the main concern to debris coolability (largely characterized by bed porosity) is related to the first melt release in the form of coherent jet. Gradual melt release in a later phase is conducive to large particle sizes and roughened shapes that render highly-porous beds.
- The debris particles when settling on the floor can be either quenched or unquenched. However, the DEFOR-1 test analysis suggests that the key requirement appears the solidification of the particle, at least its external layers, to the extent that heat conduction within the particle in a later phase is insufficient to cause the external layer to remelt. Consequently, the particles are separable, and the in-between pores remain unplugged, ensuring the bed's high porosity.
- A scaling rationale and mechanistic analysis are required to guide further experimentation with DEFOR tests. It is recommended to vary the melts, melt composition (eutectic vs. non-eutectic), melt superheat as

well as coolant conditions to investigate their effect on bed formation, and provide a broad data base for model validation.

2.4 Ex-Vessel Steam Explosion Energetics

2.4.1 MISTEE Program: A Study of Micro-Interactions in Steam Explosion

2.4.1.1 Introduction

The ultimate objective of the steam explosion study at KTH is to develop a basic understanding of micro-interactions in steam explosion, with a hope to identify mechanisms which may limit the explosivity of molten corium in a prototypic severe accident scenario with fuel-coolant interactions (FCI). The working hypothesis is that physical properties of corium $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ as a binary oxidic material may have been responsible for the low explosivity of corium as observed in FARO, KROTOS and some other real-corium experiments. The evidence is however far from being conclusive, so that extrapolation of the observed behavior to reactor scenarios is not possible without an in-depth understanding.

With this motivation, an experimental program named MISTEE (**M**icro-Interactions in **S**team Explosion **E**xperiments) was initiated at KTH-NPS and supported by APRI over the past several years. The MISTEE program focuses on a single-drop steam explosion. The key idea is to enable visualization and quantitative characterization of melt drop fragmentation processes, so to develop a basic understanding of how various parameters and properties govern steam explosion energetics.

The MISTEE facility is shown in Figure 2.14. Molten drop is prepared in a 6 kW induction furnace and re-

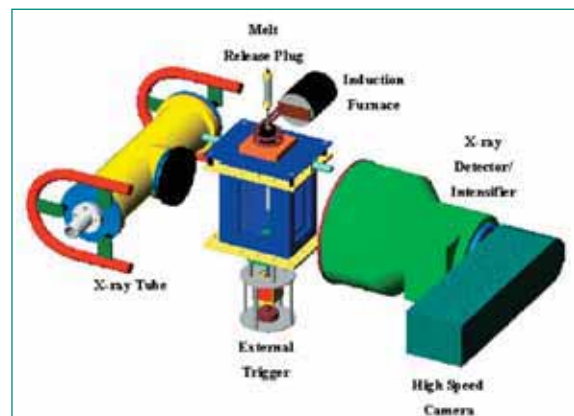


Figure 2.14: The MISTEE facility.

leased into a test chamber by lifting the plug. When the melt drop is «in place» (in water pool), an external trigger, located at the bottom of the test chamber, is activated to create a sharp pressure pulse up to 0.2 MPa (measured at the center of test-section wall).

2.4.1.2 Activity summary

During the APRI-5 period, a significant effort was directed toward development and testing of a synchronous imaging system that includes a high speed (max. 100 000 frame-per-second) digital photography and high speed (max. 8000 fps) X-ray (max. 320 keV, 22 mA) radiography. The objective is to enable imaging of the drop's energetic dispersal together with the vapor bubble dynamics. The task resulted in an operational system, called SHARP (Simultaneous High-speed Visual Acquisition of X-ray Radiography and Photography) as shown in Figure 2.15. Advanced image processing techniques were employed to maximize the benefit of the SHARP diagnostic tools.

Single-drop experiments were then performed on MISTEE facility, with SHARP. A majority of the MISTEE tests was performed with a tin drop (0.7g) at the initial temperature higher than 1000 °C (see Figure 2.16). Several tests were also conducted with high-temperature binary-oxidic melt drops (see Figure 2.17). In addition, an additional test section was developed to study explosion with multiple drops (small jets) which aims to reveal any significance of steam explosion's collective behavior on micro-interactions.

To aid understanding of steam explosion, separate-effect studies were performed including analysis of vapor film stability and instability induced fragmentation process in a single drop using 1-dimensional thermal-fluid model, CFD simulation of liquid drop breakup with surrounding vapor layer due to external shockwave, and film boiling phenomena associated with spontaneous steam explosion as well as to evaluate the applicability of new fluids such as nanofluid. On the larger

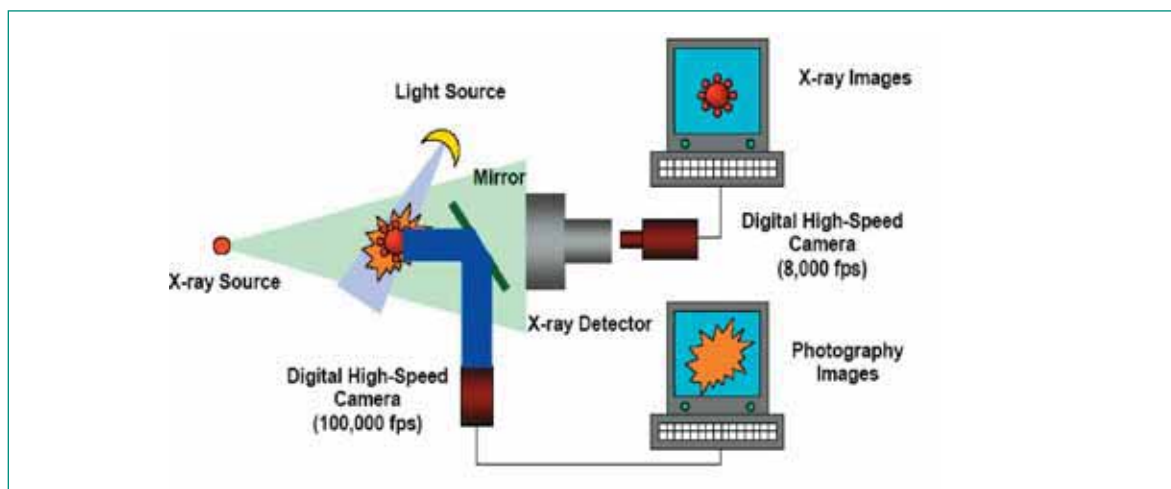


Figure 2.15: The SHARP system in the MISTEE facility.

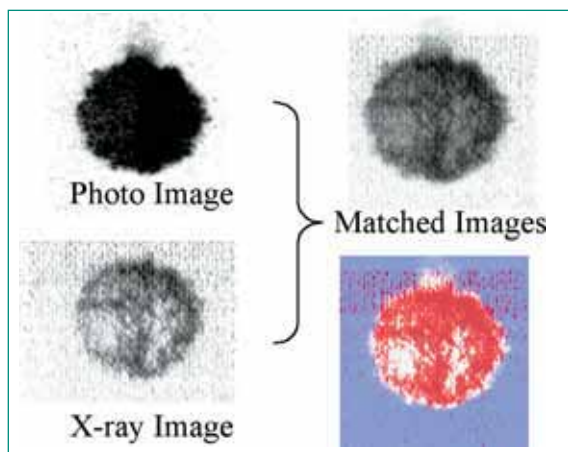


Figure 2.16: The SHARP images for a highly-superheated molten tin drop steam explosion.

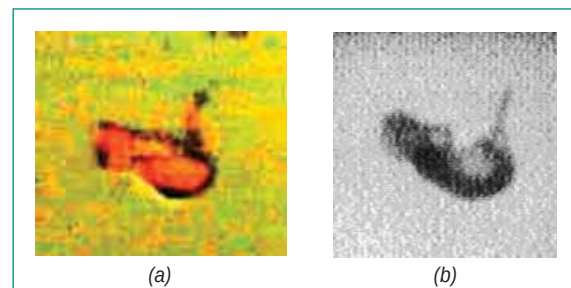


Figure 2.17: MnO-TiO₂ melt drop (~1400 °C in water: (a) photograph image and (b) X-ray image.

scale, COMETA (**C**ore **M**elt **T**hermal-hydraulic **A**nalysis) code exercises were performed on the whole sequence of fuel-coolant interaction process, including pre-mixing, explosion triggering, propagation and expansion.

2.4.1.3 Results, Lessons Learnt and Recommendations

- Using the SHARP system (Figure 2.15) imaging of drop explosion processes was achieved at a high speed. For the first time in FCI research, a simultaneous visualization of both melt fragmentation and surrounding vapor bubble dynamics was achieved. Valuable observations were made (as discussed below), which confirm the SHARP benefits.
- It can be seen that a vapor bubble first rapidly grew around the melt drop in a film boiling regime due to triggering and then collapsed to cause an energetic dispersal of the melt debris (first «explosion»), which drove the energy conversion in drop explosion
- While detailed examination of bubble and melt dynamics is still underway, a preliminary analysis based on the SHARP images has indicated that the melt drop experiences a «pre-mixing» after the triggering. This pre-mixing during the first bubble growth is thought to render a favorable condition («pre-cracked» melt drop) for liquid jets to penetrate deeply into the melt drop interior when the bubble collapses, hence facilitating the effective fragmentation upon liquid evaporation.
- MISTEE tests conducted with the eutectic $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$ melt at 1250 °C showed no explosion. Melt high viscosity is suggested as being responsible for the resilience. Other binary oxidic materials including higher-temperature, ceramic oxide mixtures MnO-TiO_2 are being tested in MISTEE (Figure 2.17). Interaction with a partial fragmentation was observed in a triggered experiment with MnO-TiO_2 drop, while subsequent explosion was largely suppressed due to a quick reestablishment of the film boiling on the melt drop and fragments.
- Several experiments conducted with additive Al_2O_3 nanoparticles in coolant (nanofluid) showed a slight but noticeable mitigative effect. The result appears consistent with scoping observations in film boiling experiments on water and nanofluid. More analyses are needed to establish the significance of nanofluids on steam explosion energetics as well as physical mechanisms by which nanoparticles influence drop fragmentation.
- In general, SHARP-equipped experiments with variation in coolant properties and melt properties create

unique data base needed to discern physical mechanisms that govern the micro-interactions. A systematic study in MISTEE is highly recommended.

2.5 Knowledge Distillation and Analysis of Severe Accident Code Capability

2.5.1 Activity

KTH activity in knowledge distillation and severe accident code capability evaluation is of special interest to HSK and is part of the MSWI-HSK project. The tasks are consistent with KTH role in the EU Severe Accident Network of Excellence (SARNET), being one of the largest contributors to Corium, Containment Workpackages, the coordinator for «Excellence Spreading» Workpackage, and a key partner in ASTEC-BWR Workpackage. Professor Sehgal is the Chairman of the SARNET governing board. As already mentioned, distillation of knowledge in severe accidents is part of the «LWR Severe Accident Safety» book writing task. KTH (Prof. Dinh) is responsible for sections which address BWR-specific issues.

Through the SARNET-based collaboration, additional capability in analysis was brought to KTH and valuable insights were gained in joint studies. Notable is the successful collaboration between KTH and FzR, which was built on an already effective interaction between KTH and FzR (discussed in section 2). Substantial collaborative program between KTH and IKE-Stuttgart on debris bed formation and coolability has also been started, which leverages the KTH's DEFOR program on IKE's modeling and validation works for ATHLET-CD and WABE codes.

ASTEC code for severe accident modeling was originally developed by IRSN and GRS. Within SARNET, further development and validation of ASTEC code are undertaken. Notably, the mainstream development was directed toward PWR. KTH participates in ASTEC tasks to examine and validate the lower head module, using KTH data from FOREVER and SIMECO experiments. KTH also leads the task on specification and modeling needs for ASTEC-BWR. The intention is to enable the development and application of ASTEC for Swedish BWR plants.

The ASTEC-BWR task is leveraged on activity at KTH on severe accident analysis for BWR plants using MELCOR

code. Specifically, the MSWI/HSK tasks also called for evaluation of uncertainty in models used in MELCOR, MAAP4 for prediction of lower head failure, melt discharge and other ex-vessel melt progression phenomena.

2.5.2 Results, Lessons Learnt and Recommendations

The experience with these codes reveals deficient features of existing code systems in treating ex-vessel melt progression in the Swedish BWR plants with cavity flooding. Of immediate interest is either lack or inadequacy of models for melt jet fragmentation and fuel-coolant interactions, for steam explosion, for melt spreading, debris bed formation and bed coolability. For instance, the code employs a parametric model which spreads corium over a whole cavity area even when a jet should have been broken up when penetrating into a deep (7–9 m) subcooled water pool. The conclusion was reached that the system codes, while useful for certain training/simulator purposes, are not recommended for high-confidence safety analyses of ex-vessel melt progression in Swedish BWR plants, especially when it comes to assessment of threats to containment integrity such as direct containment heating, steam explosion, and debris coolability.

For in-vessel melt progression, it is established that all major codes for severe accident modeling have a set of physically-sound models (based on mass and energy balance) for the treatment of melt relocation, debris accumulation and heating up in the lower plenum. However, this apparently-mechanistic capability must be exercised with great care and knowledge of the processes. There are a number of user-specified modeling parameters, and naturally the code results are sensitive to them. Less aware-of is the sensitivity of results to parameters of input deck and nodalization scheme. Often, the system code performance is evaluated and «validated» on early phase of accident progression. Its nodalization is then declared acceptable. However, the code prediction would be misleading until the features important for the late phase are accounted for. Examples related to in-vessel melt coolability and retention are the coolant supply due to CRGT, and heat transfer within the CRGT; external support of CRGT by so-called shootout steel in Asea-Atom BWRs; and details of IGT, which are all not simulated in the existing codes.

Also for in-vessel melt progression, the existing codes lack mechanistic modeling of jet breakup, debris forma-

tion, multi-component corium stratification, to name but a few. This deficiency leads to erroneous prediction of heat transfer area between debris bed and coolant in the lower plenum. The code developers have expected the situation and made attempt to address it by providing flexibility in user-specified (arbitrary) heat transfer coefficient which would compensate for the incorrect heat transfer area. Not only is such specification baseless, but just a single (number) parameter is inadequate for various configurations and contact regimes that occur during the whole interaction process.

The analysis of the system code capability points to a need for mechanistic modeling of in-vessel melt relocation processes, including jet breakup, debris bed formation, cooling of the debris bed, heat transfer to the lower plenum structures (e.g. CRGTs), bed's dryout, heat-up, remelting of multi-component debris, IGT failures, and corium melt discharge.

3. International Cooperation

EU FP6 SARNET Project, NKS-R ExCoolSe Project

4. Assessment 2005 and Perspectives for 2006

Leveraged on the KTH's world-class infrastructure, expertise and capability developed under EC FP4 and FP5, and on the support from APRI, NKS and HSK, the MSWI research at KTH has covered a broad spectrum of in-vessel and ex-vessel melt progression phenomena in both PWRs and BWRs. Experiments such as SIMECO, COMECO, POMEKO, and FOREVER provide a rich database for detail analysis, model validation and understanding in melt pool convection heat transfer, coolability and vessel failures. During 2005, both analyses and new experiments (in DEFOR and MISTEE) were performed to help fill knowledge gap in debris bed formation and droplet explosion. Most importantly, the analysis was directed toward scrutinizing experimental results on vessel failure, steam explosion, debris coolability with respect to their applicability and implication for the assessment of severe accident risks in a BWR plant with drywell cavity flooding. Remarkably, such a risk-oriented approach, which relates experimental and analytical works to plant safety analyses, is found effective both in planning the research and in communicating

the result to end-users and decision-makers. The approach is timely, because of the remaining (still large) uncertainty in predicting MSWI phenomena and the (increasingly limited) scale of international research on severe accidents.

In 2006 the MSWI research will be performed under the new APRI-6 program (2006–2008). An important objective of the APRI-6 is to resolve, from the risk perspective, two long-standing severe accident issues for Nordic BWR plants, namely ex-vessel steam explosion and ex-vessel debris coolability. Built on the risk-oriented framework, the 2006–2008 MSWI research will be focused on areas identified as critical for the issue resolution. For the in-vessel part, the MSWI research approach is dual: (1a) to quantify the likelihood of in-vessel cooling and retention in a core damage accident, given an independent coolant supply (e.g. through CRGT); and (1b) given scenarios with insufficient in-vessel cooling, to establish the likelihood of vessel failure scenarios with limited and gradual corium discharge which poses no significant threat to containment integrity. The MSWI ex-vessel research aims to quantify

the effect of (2) realistic bed formation and (3) corium properties on ex-vessel risk of steam explosion and ex-vessel debris coolability in BWR plants.

1a On the one hand, we are cognizant that cooling and possible retention of core debris within the RPV are most cost-effective and safety-effective. It is therefore useful, in PRA sense, to establish conditions (coolability map) by which in-vessel coolability and retention can be achieved, either by coolant injection into RPV from an independent system or by using the existing CRGT coolant supply. This will be achieved through interpretation of existing experiments and additional mechanistic analyses, including melt relocation to the lower head, and debris bed formation in the vessel lower head. These factors influence the time duration for debris bed to dryout, reheat and remelt, and hence they affect the effectiveness of coolant supply to retain debris in-vessel.

1b On the other hand, we are driven to establish the (low) likelihood of large melt pools formed prior to

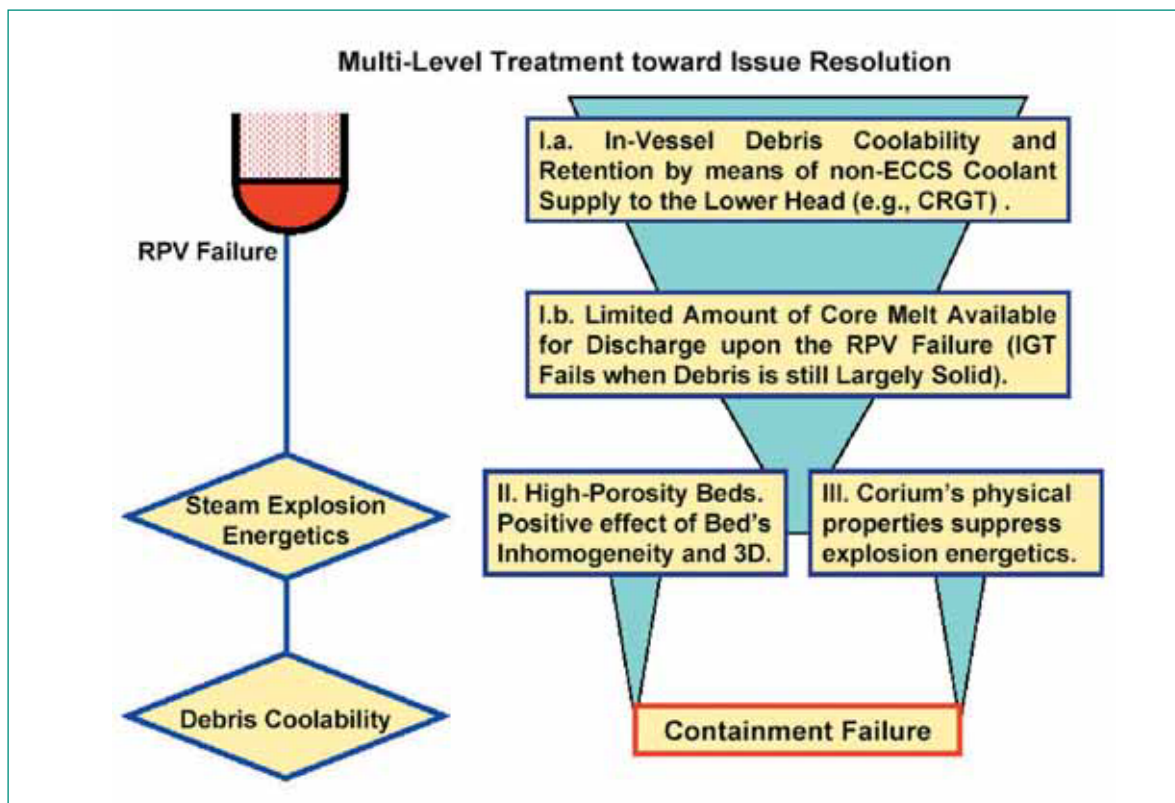


Figure 4.1: The connection between KTH research and quantification of risk of containment failure. KTH research addresses «limiting» mechanisms. Except for 1a (which calls for a mitigative measure), the others (1b, 2 and 3) aim to establish and exploit the hidden margins.

vessel failure. Risk-wise, scenarios with massive melt release are most prone to large-scale steam explosions and formation of hard-to-cool cakes on the dry-well floor. Our line of pursuit here is that instrumentation guide tubes (IGT) are likely to fail well before a large molten pool is formed in the BWR vessel lower head. Consequently, corium discharge is predominantly gradual (in dripping regime) through a single or multiple failure sites (IGTs). Both experiments and mechanistic analyses are required for this task.

2 In ex-vessel debris bed coolability area, we have identified debris bed formation as a key phenomenon. Results of initial DEFOR tests (section 3) were encouraging. We will use the DEFOR experiments to motivate the analysis and modeling. Another key element is the bed's three-dimensionality effect, which facilitates coolant ingression from side and bottom and two-phase natural circulation for the porous bed's cooling. We will use a three-dimensional model, validated on POMECO, DEFOR (cooling stage) and other experiments, to establish a coolability map, which can then be used in a system code or otherwise to support Level 2 PRA.

3 In steam explosion area, substantial uncertainty remains after 30 years of worldwide intensive research. For BWR plants with deep cavity flooding, risk-significant situations occur when a large mass of superheated metal melt and oxidic melt is discharged to a deep, subcooled water pool. While we will keep our eyes to distill information from international research (SARNET, CSARP), our program in this area focuses on micro-interactions of molten droplet and coolant, aiming to understand and quantify the effect of the melt drop's outer crust formation on energy conversion. Our research is driven by a hypothesis that corium properties as a binary (multi-component), non-eutectic mixture largely suppress the explosion energetics. The work will continue with MISTEE experiments, whose analysis will be supported by a parallel effort in computational multi-fluid simulation.

Although being structured to support the quantification of severe accident risk in Nordic BWR plants, the MSWI research addresses a set of phenomena which are equally important for safety analysis of BWR plants in Switzerland, and therefore of interest to HSK. Notably, models, understanding and insights developed in the MSWI project will continue to benefit the Level 2 PRA of Swiss's plants.

5. Acknowledgement

The work reported here has benefited from the continued support of the APRI group (SKI in Sweden, Nordic utility companies), NKS (Nordic Nuclear Safety Program), EC (SARNET Project) and HSK in Switzerland. We thank Mr. J. Galdo, Mr. G. Alin for their help in the DEFOR and MISTEE experiments. Contributions by A.K. Arun, S. Armen, R.R. Srinivas (formerly with KTH) to the APRI-5/MSWI project and also H.G. Willschutz (FzR) to FOREVER analysis are gratefully acknowledged.

6. References (Selected publication in 2005)

- [1] *Sehgal, B.R.*: «Is it the End of History for LWR Safety?» Keynote paper in the 6th International Topical Meeting on Operating Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS6), Nara-Ken, New Public Hall, Nara, Japan, 2005.
- [2] *Sehgal, B.R., Giri, A., Chikkanagoudar, U., Karbojian, A.*: «Experiments on In-Vessel Melt Coolability in the EC-FOREVER Program,» accepted to Nuclear Engineering and Design, 2005.
- [3] *Sehgal, B.R., Karbojian, A., Giri, A., Kymäläinen, O., Bonnet, J.M., Ikonen, K., Sairanen, R., Bhandari, S., Buerger, M., Dienstbier, J., Techy, Z., Theofanous, T.*: «Assessment of Reactor Vessel Integrity (ARVI),» Nuclear Engineering and Design, Vol. 235, 2–4, p 213–232, February 2005.
- [4] *Altstadt, E., Willschutz, H.G.*: FZR-412, ISSN 1437–322X, FZR, German, January 2005.
- [5] *Stepanyan, A., Nayak, A.K., and Sehgal, B.R.*: «Natural Convection in a Three-Layer Stratified System with Internal Heat Generation, under Isothermal and Adiabatic Boundary Conditions,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactors Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 312, Avignon, France, October 2–6, 2005.
- [6] *Nayak, A.K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R.*: «Investigations on the dryout behavior of a radially stratified porous bed,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number:

- 313, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2–6, 2005.
- [7] *Nayak, A.K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R.*: «An experimental simulation study of debris quenching in a radially stratified porous bed,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 314, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2–6, 2005.
- [8] *Nayak, A.K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R.*: «Quenching behavior of a radially-stratified particulate bed with non-condensable gases addition from bottom,» CD-Rom Proc. of the 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-05), Seoul, Korea, 2005.
- [9] *Jasiulevicius, A., Konovalikhin, M.J., Sehgal, B.R.*: «Investigations on Enhancement of Corium Coolability with CRGTs in the Lower Head of a BWR,» accepted to Nuclear Engineering and Design, 2005.
- [10] *Sehgal, B.R., Nayak, A.K., and Srinivas Rao, R.*: «Study on Water Ingression Phenomena in Melt Pool Coolability,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 449, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2–6, 2005.
- [11] *Park, H.S., Hansson, R.C., and Sehgal, B.R.*: «Fine Fragmentation of Molten Droplet in Highly Subcooled Water Due to Vapor Explosion Observed by X-ray Radiography,» Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 29, p 351–361, 2005.
- [12] *Nayak, A.K., Park, H.S., Annunziato, A., and Sehgal, B.R.*: «Simulation of TRIO Steam Explosion Behaviour Using the COMETA Code,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 185, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2–6, 2005.
- [13] *Giri, A., Park, H.S., and Sehgal, B.R.*: «Analysis of Bubble Dynamics in Explosive Boiling of Droplet with Fine Fragmentation,» Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 29, p 295–303, 2005.
- [14] *Hansson R.C., Park, H. S., Shiferaw, D., and Sehgal, B.R.*: «Spontaneous Steam Explosions in Subcooled Al₂O₃ Nanofluids,» CD-Rom Proc. of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 464, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2–6, 2005.

OECD-OPDE – Piping Failure Data Exchange Project

Internationale Rohrleitungs-Schadensdatenbank für Kernkraftwerke

Author und Co-author(s)	Eric Mathet et al.
Institution	OECD-NEA
Address	Le Seine Saint-Germain, 12 boulevard des Iles, F-92139 Issy-les-Moulineaux
Telephone, E-mail, Internet address	+33 (0)1 45 24 10 57, eric.mathet@oecd.org, www.nea.fr
Duration of the Project	2002–2005

ABSTRACT

Structural integrity of piping systems is important for plant safety and operability. In recognition of this, information on degradation and failure of piping components and systems is collected and evaluated by regulatory agencies, international organizations (e.g., OECD/NEA and IAEA) and industry organizations worldwide to provide systematic feedback for example to reactor regulation and research and development programs associated with non-destructive examination (NDE) technology, in-service inspection (ISI) programs, leak-before-break evaluations, risk-informed ISI, and probabilistic safety assessment (PSA) applications involving passive component reliability.

Several OECD Member countries have agreed to establish the OECD-NEA Piping Failure Data Exchange

Project (OECD-NEA OPDE) to encourage multilateral cooperation in the collection and analysis of data relating to piping failure events in nuclear power plants.

The project was formally launched in May 2002 under the auspices of the OECD/NEA. Organizations producing or regulating more than 80 % of nuclear energy generation worldwide contribute data to the OECD-NEA OPDE data project. Currently twelve countries have signed the OECD OPDE agreement (Belgium, Canada, Czech Republic, Finland, France, Germany, Korea (Republic of), Japan, Spain, Sweden, Switzerland and United States of America).

This report describes the current status of the OECD-NEA OPDE database after 3 years of operation, and gives some insights based on 3500 piping events in the database.

1. Introduction

Structural integrity of piping systems is important for plant safety and operability. In recognition of this, information on degradation and failure of piping components and systems is collected and evaluated by regulatory agencies, international organizations (e.g., OECD/NEA and IAEA) and industry organizations worldwide to provide systematic feedback for example to reactor regulation and research and development programs associated with nondestructive examination (NDE) technology, inservice inspection (ISI) programs, leak-before-break evaluations, risk-informed ISI, and probabilistic safety assessment (PSA) applications involving passive component reliability.

Reviews of service experience with safety-related and non safety-related piping systems have been ongoing ever since the first commercial nuclear power plants came on line in the 1960s. In 1975 the U.S. Nuclear Regulatory Commission established a Pipe Crack Study Group (PCSG) charged with the task of evaluating the significance of stress corrosion cracking in boiling water reactors (BWRs) and pressurized water reactors (PWRs). Service experience review was a key aspect of the work by the PCSG. Major condensate and feedwater piping failures (e.g., Trojan and Surry-2 in the U.S.) due to flow accelerated corrosion (FAC) resulted in similar national and international initiatives to learn from service experience and to develop mitigation strategies to prevent recurrence of pipe failures. Early indications of the significance of thermal fatigue phenomena evolved in the 1970s, and, again, systematic reviews of the service experience enabled the introduction of improved piping design solutions, NDE methods, and operating practices.

In parallel with these focused efforts to evaluate service experience data and to correlate the occurrence of material degradation with piping design and operational parameters, initiatives have been presented to establish an international forum for the systematic collection and exchange of service experience data on piping. An obstacle to the use of the database by other countries of national

qualitative and quantitative pipe failure information is that criteria and interpretations applied in the collection and analysis of events and data differ among the various countries. A further impediment is that the descriptions of reported events and their root causes and underlying contributing factors, which are important to the assessment of the events, are usually written in the native language of the countries where the events were observed.

To overcome these obstacles, the preparation for the OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project was initiated in 1994 by the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI). In 1994 SKI launched a 5-year R&D project to explore the viability of creating an international pipe failure database. During this period SKI hosted meetings to present results of the R&D and to discuss the principles of database development and maintenance¹. Since May 2002, the OECD/NEA has formally operated the project under the coordination of the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI). The first term of the Project covered years 2002–2005 and the second term covers the period 2005–2008. This report summarizes the results of the 1st term of the OPDE Project.

2. OPDE Objective and Scope

OPDE has established an international database on pipe degradation and failures in commercial nuclear power plants in OECD Member Countries. The database supports the following activities:

- Trend analysis, including aging analysis
- Statistical analyses to determine pipe failure rates and rupture frequencies for use in risk-informed activities (e.g., loss-of-coolant-accident frequency assessment, internal flooding initiating frequency assessment, high-energy-line-break frequency assessment, RI-ISI Δ -risk assessment, etc.)
- Source of data parameters for input to probabilistic fracture mechanics codes
- Degradation mechanism analysis (DMA) in ISI applications
- Development of defenses against recurring (e.g., systematic) pipe failures

¹ In September 1996 SKI organized the “Initial Meeting of the International Cooperative Group on Piping Performance” with participants from thirteen countries. Again, in September 1997 SKI organized the “Seminar on Piping Reliability” (SKI Report 97:32); this time with participants from eleven countries.

- Exchange of service data in order to pinpoint potential generic implications of a specific, significant pipe failure.

The OPDE Project addresses typical metallic piping components of the primary system, main process and standby safety systems, and support systems (i.e., ASME Code Class 1, 2 and 3, or equivalent, piping). It also covers non safety-related piping, which if leaking could lead to common-cause initiating events such as flooding of vital plant areas. As an example, raw water systems such as non-essential service water, circulating water or fire protection could be significant flood sources given a pipe break. In other words, the OPDE database covers degradation and failure of high-energy and moderate-energy piping as well as safety-related and non safety-related piping.

Included in the database are events that result in remedial action (e.g., replacement, weld overlay repair) with or without reactor shutdown to cold shutdown condition. The types of degradation or failure include service induced inside diameter pipe wall thinning and non through-wall cracking as well as pressure boundary breaches such as pinhole leaks, leaks, severance and major structural failures (pipe «breaks or ruptures»). For pipe flaws that do not penetrate the pipe wall or weld/weld heat affected zone the OPDE work scope encompasses degradation exceeding design code allowable for wall thickness or crack depth as well as such degradation that could have generic implications regarding the reliability of NDE/ISI techniques. In summary, the following types of degradation and failures are considered:

- Non through-wall defects (e.g., cracks, wall thinning) interpreted as structurally significant and/or exceeding design code allowable
- Through-wall defects without active leakage; leakage may be detected following a plant operational mode change involving depressurization and cooldown, or as part of preparations for NDE
- Small leaks (e.g., pinhole leaks, drop leakage) resulting in temporary or permanent repair
- Leaks (e.g., leak rate within Technical Specification limits)
- Large leaks (e.g., through-wall flow rates in excess of Technical Specification limits)
- Severance (pressure boundary failure attributed to external impact or vibration fatigue)
- Rupture (major structural failure).

In May 2002 the starting point for the Project was an in-kind contribution by SKI in the form of an international pipe failure database in *Microsoft® Access*. This database included pipe failure data for the period 1970 to 1998, and it contained approximately 2300 records. During the first term of the project the emphasis has been on validating the content of the SKI in-kind contribution, improving and streamlining the database structure and data input format, and populating the database with new failure data for the period 1999 to 2005 (end of the first term), as well as with pre-1998 records. Signatory countries can use the database content to generate their own qualitative and quantitative piping reliability insights. An international cooperation for quantification of piping reliability parameters may be established separately in the future should the participating organizations wish to do so.

3. OPDE Organization

The OPDE Project Review Group (PRG) controls the project with support from the OECD/NEA project secretary and a Clearinghouse. Each participating country is represented by a National Coordinator. The OECD/NEA is responsible for administering the project according to OECD rules. To assure consistency of the data contributed by the National Coordinators the Project operates through the Clearinghouse. The Clearinghouse verifies whether the information provided by the National Coordinators complies with the OPDE Coding Guidelines (OPDE-CG).

The PRG runs the Project and meets at least once per year. The PRG responsibilities include but are not limited to the following types of decisions:

- Secure the financial and technical resources necessary to carry out the Project
- Nominate the OPDE Project chairperson
- Define the information flow (public information and confidential information)
- Approve the admittance of new members
- Nominate project task leaders (lead countries) and key persons for the PRG tasks
- Define the priority of the task activities
- Monitor the progress of the Project and task activities
- Monitor the work of the Clearinghouse and quality assurance

OPDE 1st Term participating countries and organizations are listed below; the 2nd Term participation remains intact:

- Belgium (Electrabel and Tractebel)
- Canada (Canadian Nuclear Safety Commission)
- Czech Republic (Nuclear Research Institute, REZ)
- Finland (Radiation and Nuclear Safety Authority, TVO and Fortum)
- France (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire and Electricité de France)
- Germany (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit)
- Japan (Japan Nuclear Energy Safety Organization)
- Korea (Republic of) (Korea Institute of Nuclear Safety and Korea Atomic Energy Research Institute)
- Spain (Consejo de Seguridad Nuclear)
- Sweden (Swedish Nuclear Power Inspectorate)
- Switzerland (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate)
- United States of America (Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute)

4. Quality Assurance and Data Quality

The OPDE Quality Assurance Program (OPDE-QAP) establishes the organizational and technical principles and measures for quality assurance and monitoring of the work during operation of the OPDE Project to ensure high quality of the end product (the database with companion reports). The QAP applies to all activities in the project and is to be followed by all project participants.

To achieve the objectives established for the OPDE database, a Coding Format has been developed. This Coding Format is reflected in the Coding Guidelines. The Coding Guidelines builds on established pipe failure data analysis practices and routines that acknowledge the unique aspects of passive component reliability in heavy water reactor and light water reactor operating environment (e.g., influences by material and water chemistry).

For an event to be considered for inclusion in the OPDE database it must undergo an initial screening for eligibility. An objective of this initial screening is to go beyond the abstracts of event reports to ensure that only pipe degradation and failures according to the work scope definition are included in the database.

Data quality is affected from the moment the service data is recorded at a nuclear power plant, interpreted, and finally entered into a database system. The service data is recorded in different types of information systems ranging from work order systems, via ISI databases and outage summary reports, to licensee event reports or reportable occurrence reports. Consequently the details of a degradation event or failure tend to be documented to various levels of technical detail in these different information systems. Building an OPDE database event record containing the full event history often entails extracting information from multiple sources.

The term «data quality» is an attribute of the processes that have been implemented to ensure that any given database record (including all of its constituent ele-

Completeness	
Index	Description
1	Validated – all source data have been reviewed – nor further action is expected
2	Validated – source data may be missing some non-essential information – no further action anticipated. The term «non-essential» implies that information about piping layout (including location of a flaw) may not be known exactly but can be inferred based on other, similar events (at same or similar plant)
3	Not validated – validation pending

Table 1: OPDE Completeness Index (CI) Definitions.



Figure 1: OPDE 2005: Database Opening Screen.

ments, or database fields) can be traced to the source information. The term also encompasses «fitness-for-use», that is, the database records should contain sufficient technical detail to support database applications.

In OPDE, a «Completeness Index» (CI) is used for database management purposes. It distinguishes between records for which more information must be sought

and those considered to be complete (Table 1). Each record in the database is assigned a CI, which relates to the completeness of the information in the database relative to the requirements of the Coding Guidelines.

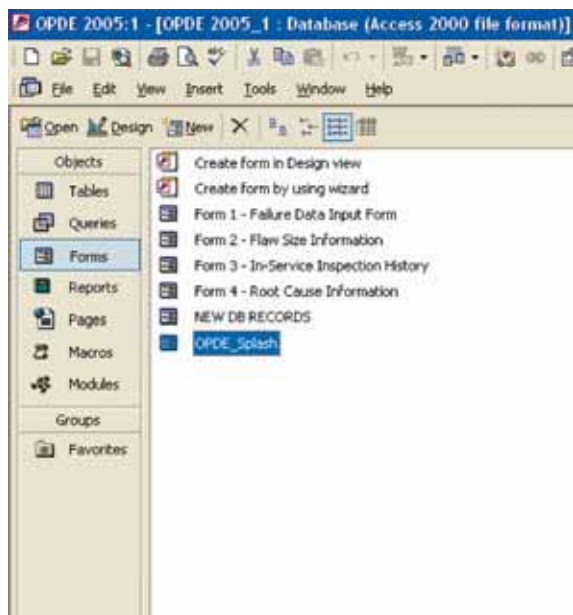


Figure 2: OPDE 2005: 1 database input forms.

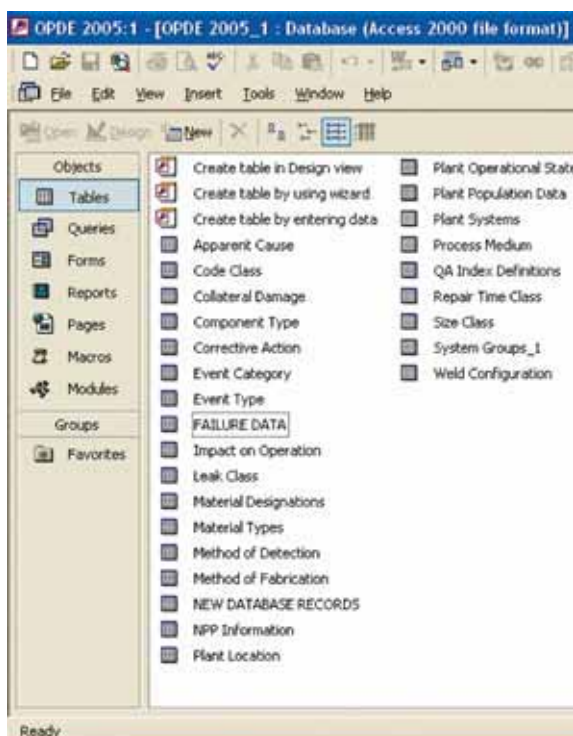


Figure 3: OPDE 2005: 1 database tables and roll-down menus.



Figure 4: OPDE 2005: 1 database sample queries.

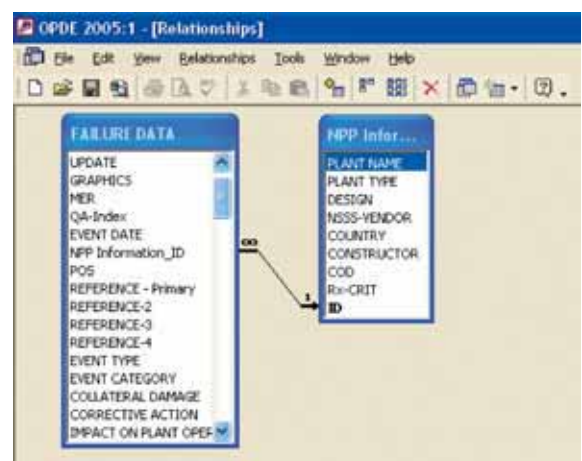


Figure 5: OPDE 2005: 1 database relationships.

OPDE 2005:1 - [NPP Information - Table]									
PLANT NAME	PLANT TYPE	DESIGN	NGSS-VENDOR	ID	ED	NC Validation	UPDATE	GRAPHICS	MER
Atucha-1	PWR	NE-3	Westinghouse	1	4297		25/0005		1
Atucha-1	PWR	NE-2	Westinghouse	2	2699				1
Atucha Nuclear 1-1	PWR	BNP-1	Barroco & NRC	3	2512				1
Atucha Nuclear 1-2	PWR	CE-2	Combustion Eng.	4	2601				3
Atucha-1	PWR	WNER-440220	AEE	5	3070	10/1/1995			1
Atucha-2	PWR	WNER-440220	AEE	6	2695				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	7	2690		5/15/0005		1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	8	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	9	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	10	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	11	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	12	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	13	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	14	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	15	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	16	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	17	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	18	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	19	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	20	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	21	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	22	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	23	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	24	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	25	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	26	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	27	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	28	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	29	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	30	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	31	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	32	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	33	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	34	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	35	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	36	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	37	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	38	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	39	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	40	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	41	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	42	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	43	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	44	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	45	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	46	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	47	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	48	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	49	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	50	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	51	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	52	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	53	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	54	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	55	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	56	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	57	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	58	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	59	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	60	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	61	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	62	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	63	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	64	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	65	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	66	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	67	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	68	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	69	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	70	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	71	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	72	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	73	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	74	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	75	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	76	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	77	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	78	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	79	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	80	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	81	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	82	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	83	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	84	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	85	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	86	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	87	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	88	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	89	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	90	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	91	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	92	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	93	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	94	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	95	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	96	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	97	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	98	2601				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	99	2690				1
Atucha-1	PWR	WNER-1000720	AEE	100	2601				1

Figure 6: An example of nuclear power plant information in OPDE 2005:1.

5. OPDE 2005:1 Database Structure

The end product of the 1st Term of the Project is referred to as OPDE 2005:1. It is a relational database in *Microsoft® Access*. It includes information on pipe degradation and failure in light water reactors and heavy water reactors for the period 1970 to 2005. During the 1st Term the password protected database has been distributed to respective National Coordinator on a CD. The opening screen (Figure 1) includes the user terms and conditions.

OPDE 2005:1 is a relational database and data entry is managed via input forms, tables, roll-down menus and database relationships. Database searches and applications are performed through queries that utilize the tables and data relationships. The database structure is presented in Figures 2 through 6.

6. OPDE Database 2005 Version

The final version of the 1st term of the project, OPDE 2005:1, includes 3547 records on pipe failure data from

Nominal Pipe Size (NPS) [mm]	Number of Database Records by Failure Type		
	Non Through-Wall Crack / Wall Thinning	Leak	Structural Failure
NPS ≤ 15	30	215	26
15 < NPS ≤ 25	107	857	51
25 < NPS ≤ 50	58	306	20
50 < NPS ≤ 100	187	250	20
100 < NPS ≤ 250	290	354	47
NPS > 250	475	223	31
Total	1147	2205	195

Table 2: High-level summary (I) of database content.

321 nuclear power plants representing 7384 reactor-years of commercial operation. The records relate to PWRs, BWRs and to PHWR. Table 2 summarizes the database content by nominal pipe size and failure type. Table 3 summarizes the database content by degradation/damage mechanism and failure type. Figures 7 to 10 provide a high-level summary of the Database content. With a total of 60 uniquely defined database fields the database supports a broad range of applications.

Degradation/ Damage Mechanism	Number of Database Records by Failure Type		
	Non Through-Wall Crack / Wall Thinning	Leak	Structural Failure
Corrosion (incl. crevice corrosion, pitting, galvanic corrosion, micro-biologically induced corrosion)	40	240	5
Design, construction & fabrication errors	59	262	10
Erosion-corrosion & flow-accelerated corrosion	173	367	61
Stress corrosion cracking (incl., ECSCC, IGSCC, PWSCC, TGSCC)	655	238	0
Thermal fatigue (incl. thermal stratification, cycling and striping)	56	66	3
Vibration fatigue	51	725	59
«Other» (incl., erosion-cavitation, fretting, severe overloading/water hammer, strain rate induced corrosion cracking, «classification pending»)	113	307	57
Total	1147	2205	195

Table 3: High-level summary (II) of database content.

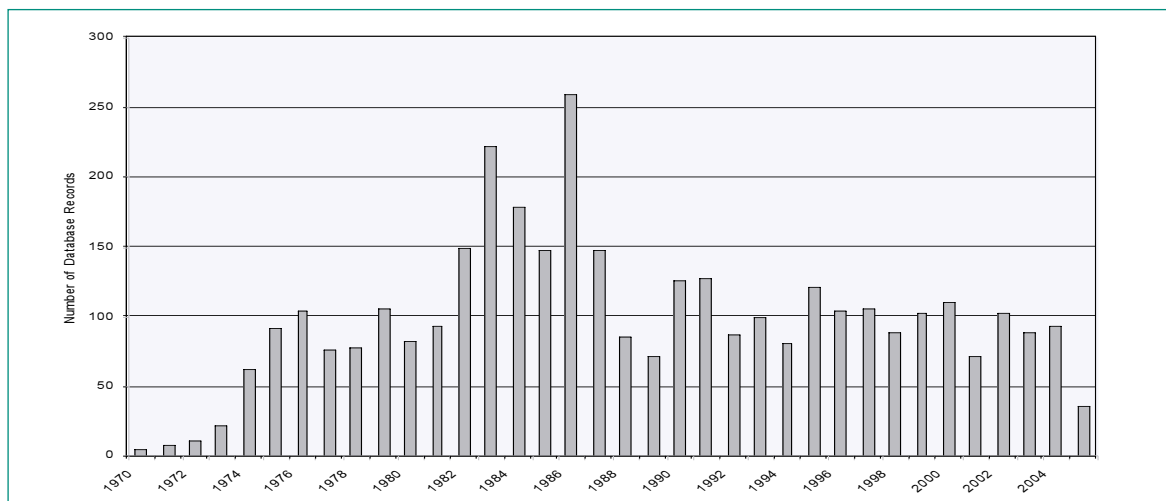


Figure 7: Pipe degradation and failure by calendar year.

In the database through-wall flaws are characterized by «Quantity Released», «Leak Rate Class», and «Flaw Size». Event reports may not always include details about a through-wall flaw such as duration, leak/flow rate or total quantity released. Knowledge about piping system design and operating pressure and temperature and size of flaw usually enable best estimate quantitative assessment to be made of the magnitude of a pressure boundary breach.

Examples from the database are illustrated in figures 7 to 10. All of these figures only indicate raw data from database and do not include any analyses.

In Figure 7 the lack of events in the early 1970s is indicative of the low number of plants which had been com-

missioned. The outliers in the early 1980s are due mainly to the stress corrosion cracking issues in BWR plants. The flow assisted corrosion issues in the PWR class 4 systems from the 1980s are not included in the database.

Figure 8 illustrates the database content by pipe safety class. Note that this figure only includes a limited number of non-Code (or Class 4) pipe failures. The limited database coverage for non-Code piping is attributed to differences in reporting levels for the different pipe safety classes in the participating countries. Records for non through-wall flaws for Class 4 piping are consequently underrepresented in the current version of the database.

Figure 9 illustrates the database content by plant type.

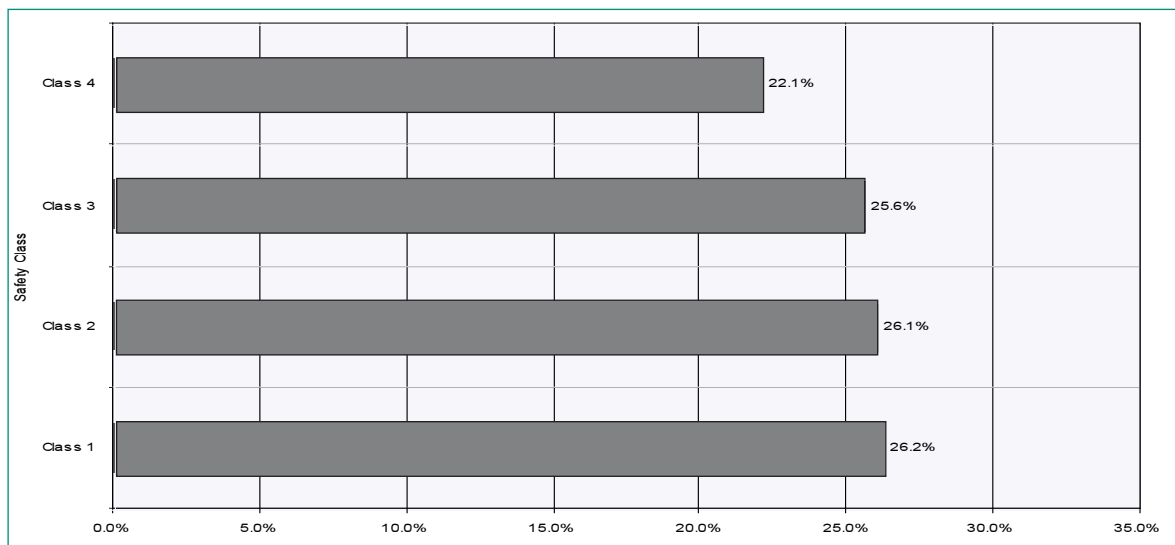


Figure 8: Database content by piping safety class.

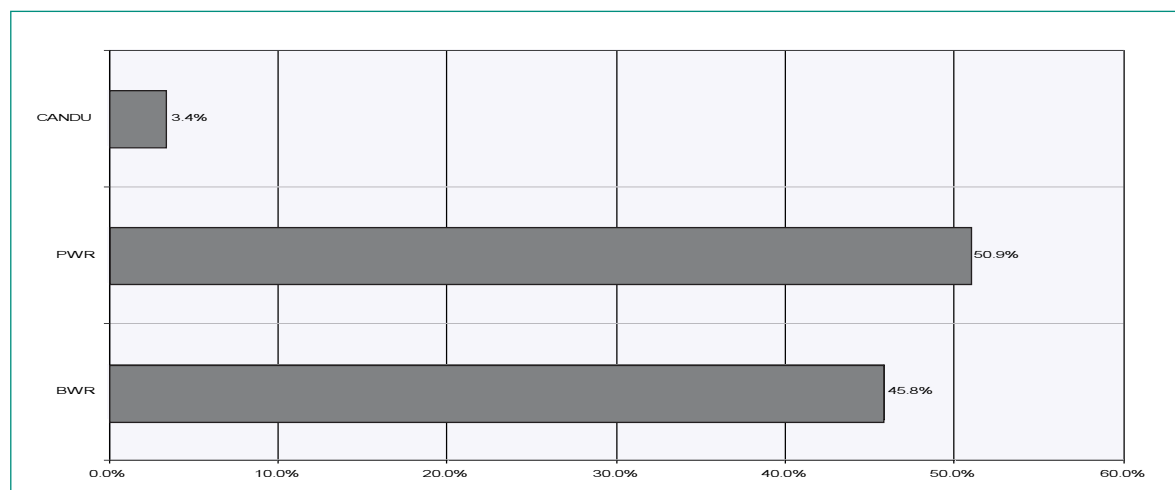


Figure 9: Database by plant-type.

7. Database Applications

At the June 2004 National Coordinators Meeting hosted by the Nuclear Research Institute, REZ (Czech Republic), the Project Review Group (PRG) decided to organize a Workshop on OPDE database applications. The OPDE database is user-oriented and application-oriented. The PRG has worked extensively on these two aspects while designing the structure of the database and defining its technical content. Prior to the end of the 1st Term it was considered that the National Coordinators and their organizations could give valuable insights on this work by reporting on actual or planned applications.

The objective of the Workshop, held in Seoul, Republic of Korea on 8 December 2004, was to discuss applications of the OPDE database. The Workshop addressed two questions:

- How has OPDE database been used?
- What can OPDE database be used for?

The Workshop proceedings are documented in OPDE/SEC(2004)4 (March 2005). These proceedings include 11 presentations covering three types of applications: 1) qualitative evaluations of failure trends and patterns, 2) risk-informed applications in support of R-I-SI program development or probabilistic safety assessment, and 3) advanced applications supporting material science research.

Figure 10 shows that socketed welds failures continue to be a significant issue for small piping.

8. Database Accessibility

OPDE 2005:1 is a restricted database and its access is limited to participating organizations that provide input data. An «OPDE Light» database is available to enable contractors performing database related activities for project member organizations access to the necessary information. «OPDE Light» includes an excerpt of information from OPDE 2005:1 and any proprietary information has been excluded. Respective National Coordinators are responsible for distribution of «OPDE Light» in their country.

9. Presentations and Publications of OPDE

Throughout the duration of the project, efforts have been made to publicize its development and value through publications and participation in relevant conferences.

- Piping Service Life Experience In Commercial Nuclear Power Plants: Progress With The OECD Pipe Failure Data Exchange Project – Proceedings of ASME PVP-2004 Conference: 2004 ASME Pressure Vessels and Piping (PVP) Conference July 25–29, 2004, San Diego, California, USA.
- OECD Pipe Failure Data Exchange Project (OPDE) – 2003 Status Report paper presented at ICONE-12: 12th International Conference on Nuclear Engineering April 25–29, 2004, Arlington, Virginia, U.S.A.

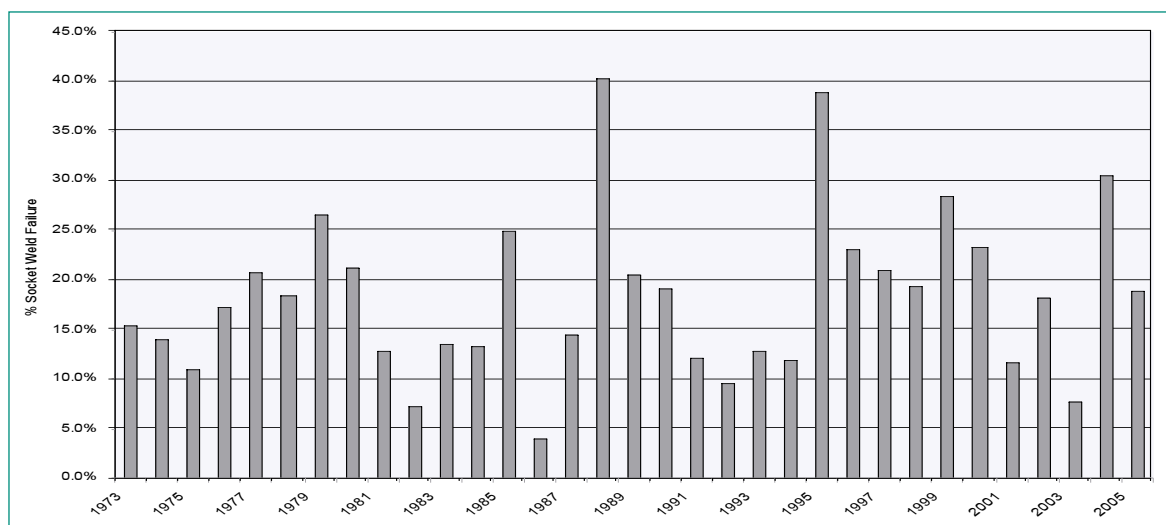


Figure 10: Socketed weld failures in the database.

- A Framework for International Cooperation in Piping Reliability: OECD Pipe Failure Data Exchange Project: paper presented at the 25th ESReDA Seminar, Paris, France, November, 2003.
- NPSAG meeting on January 22, 2003 in Sweden.
- OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Project: A Framework for International Cooperation in Piping Reliability. Paper presented at: American Nuclear Society International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment «Risk-informed decision making at nuclear facilities», 6–10 October 2002, Detroit, Michigan, USA.
- Colligan, A., R. Lojk, J. Riznic, B. Lydell (2003): The OECD Pipe Failure Data Exchange Project - Canadian Contribution on Data Validation, Canadian Nuclear Society Bulletin, Vol. 24, No. 3, August 2003.
- A. Colligan, Robert Lojk, Jovica Riznic (2004): The OECD Pipe Failure Data Exchange Project – Data Validation on Canadian Plants, Proceedings of ICON-12: 12th International Conference on Nuclear Engineering, Paper ICON-12-49273, April 25–29, 2004, Arlington, Virginia, USA, ASME.

10. Conclusion and Future Plans

10.1 Conclusions

During the first term the original objectives of the project were achieved and an operational database has been successfully launched. All the participants have committed to continued involvement in the project.

10.2 Second Term (2005–2008) Planned Activities

One of the main activities of the 2nd Term of the project remains the continuous database maintenance, which includes populating the database with new information as it becomes available. As an example of national initiatives to pursue database applications the Nordic PSA Group with representatives from utility groups in Finland and Sweden is launching a multi-year research and development effort to develop a piping reliability parameter handbook to support future risk-informed applications involving piping reliability.

The current database is run under *Microsoft® Access*. A recognized limitation or problem with the Access software is the incompatibility of the different software versions. During the 1st Term of the project the database was distributed to participating organizations on a CD in three versions (*Access 97/98*, *Access 2000* and *Access 2003*). To improve and streamline database input and database distribution a web based user interface is being introduced. Data input is independent of *Microsoft® Access*. A beta version of «webOPDE» became available for testing in August 2005. The database is located at NEA Headquarters in Issy-les-Moulineaux (France) and project participants have access via a secure server.

Dosimetrie und Aeroradiometrie

Messung von Strahlung und Radioaktivität

Autor und Koautoren	Ch. Schuler, M. Boschung, G. Butterweck, R. Habegger und C. Wernli
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 28 78; christoph.schuler@psi.ch; http://www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2004 bis 31. Dezember 2006

ZUSAMMENFASSUNG

Das Forschungsprojekt «Zusammenarbeit in der Dosimetrie» hatte 2005 die folgenden Schwerpunkte:

In der Neutronendosimetrie konnten durch Messungen in realen Arbeitsplatz-Strahlenfeldern im Rahmen des EU-Forschungsprojekts EVIDOS die Erkenntnisse bezüglich des Ansprechvermögens von aktiven und passiven Messsystemen erweitert werden. Der hohe Informationsstand in der Neutronendosimetrie kann damit am PSI weiterhin gewährleistet werden.

Das Vorhaben «Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen» für die Überprüfung von Raum- und Abluftanlagen nahm mit der erfolgreichen Durchführung eines Feldexperiments am Hochkamin PSI-Ost eine wesentliche Hürde. Die Messtechnik hat sich bewährt, und die Interpretation dieses Experiments wird nachfolgende Experimente bezüglich Effizienz und Aussagekraft wesentlich weiterbringen.

Die angewandte Kalibriermethodik für die maschinelle Freimesstechnik auf Grundlage der HSK-R-13 bestand ihre Bewährungsprobe und bestätigt damit die Auffassung der Aufsichtsbehörden, dass eine solid kalibrierte Freimessanlage die Basis für eine behördliche Freigabe einer maschinellen Freimesskampagne sein muss.

Mit Verbesserungen von Hard- und Software konnte die komplexe und aufwendige Aeroradiometrie-Messtechnik erfolgreich weiterentwickelt und erhöhten Anforderungen angepasst werden.

Projektziele

Grundsätzliches Ziel des Projekts

Gemäss Vereinbarung vom 1. Januar 2004 ist das grundsätzliche Ziel dieses Forschungsprojektes, mit ge-

eigneten Studien, Entwicklungsarbeiten sowie Messkampagnen auf eine Verbesserung der Dosimetrie hinzuwirken, wobei diese Arbeiten durch die Sektion Messwesen des PSI in enger Zusammenarbeit mit der HSK zu leisten sind.

Geplante Teilprojekte

Im Rahmen des Forschungsprojektes sollten im Jahr 2005 die folgenden Teilprojekte bearbeitet werden:

Nr.	Teilprojekt	Ziel
01/3	Laufende Berichterstattung über die internationale Normentätigkeit im Strahlenschutz, insbesondere bei IEC und ISO	Orientierung der HSK; Mitarbeit bei Neugestaltung oder Revisionen von Normenwerken
01/4	Weiterentwicklung elektronischer Neutronendosimeter auf Basis von Direct Ion Storage (DIS) und Überprüfung des Langzeitverhaltens von CR-39-Detektoren sowie Berichterstattung über das EU-Projekt EVIDOS	Einbringen der Erfahrungen und Prüfmöglichkeiten von Anwenderseite in ein industrielles Entwicklungsprojekt; Gewährleistung und Aufrechterhaltung des Informationsstandes zu «state of the art» in der Neutronendosimetrie; Gewinn neuer Erkenntnisse durch Teilnahme an einem internationalen Forschungsprojekt
02/1	Kalibrierung (gemäss separaten Aufträgen an die Sektion) und Überprüfung von Fassmessanlagen in KKW, ZWILAG und PSI (γ -Spektroskopie, γ -DL)	Empfindlichkeitsoptimierung durch Kalibrierungen; Gewährleistung der Vergleichbarkeit von Messresultaten
02/2	Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen	Einrichtung eines Kompetenzzentrums für die Überprüfung von Raum- oder Abluftüberwachungsanlagen
03/1	Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau Diorit und Saphir (methodisches Vorgehen: Kalibrierung des FMS, Messmethodik und Qualitätssicherung)	Optimierung der für das Freimessen einzusetzenden Messmethodik, insbesondere für Messgut in Form von grossen Massen Schüttgut.
05/1	Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen	Anpassung von Aeroradiometrie-Messeinrichtung und -Datenverarbeitung an neue Messaufgaben
05/1 ad hoc	Methode zur Vor-Ort-Eichung von Sonden für die Überwachung der Ortsdosisleistung (System MADUK)	Umsetzung der «Empfehlungen zur Sicherstellung der Messdatenqualität von Umgebungsdosimetriesystemen» der KSR vom 24.11.04

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Übersicht Stand der Arbeiten

Teilprojekt	Abgeschlossen mit Bericht	Zurzeit in Bearbeitung (Einzelheiten in den entsprechenden Abschnitten)
01/3		X
01/4	X [1]	
02/1	X [3]	
02/2		X
03/1		X
05/1		X
05/1 ad hoc		X

01/3 Laufende Berichterstattung über die internationale Normentätigkeit im Strahlenschutz, insbesondere bei IEC und ISO

Wie im letzten Jahresbericht ausgeführt, wurde die Revision der ISO-Norm 7503 Teil 1–3 (Evaluation of surface contamination) vom PSI so angegangen, dass die drei Teile der Norm in einem Teil zusammengefasst wurden. Diese Version der Revision erwies sich aber als zu

umfangreich, um von der Working Group 17 des ISO Technical Committee 85 SC2, welche für die Revision zuständig ist, akzeptiert werden zu können. Als weiterer Schritt der Revision wurden deshalb zwei Teile erarbeitet, umfassend in einem ersten Teil die direkte und in einem zweiten Teil die indirekte Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen. Diese beiden Teile wurden der Arbeitsgruppe Mitte September 2005 als Working Drafts zur Zirkulation in den beteiligten

Ländern für drei Monate mit abschliessender Abstimmung eingereicht. Bei Zustimmung der Länder sollten die beiden Revisionsentwürfe dann als Committee Drafts weiterbearbeitet werden.

Aufgrund der Kommentare, besonders von Frankreich und Grossbritannien, wurden die beiden Revisionsentwürfe als Committee Drafts nicht akzeptiert, was an der Sitzung der Working Group 17 des ISO TC85 SC2 Ende November des Berichtsjahres bekannt gegeben wurde. An dieser Sitzung wurden darauf die früheren Beschlüsse der Arbeitsgruppe umgestossen und die Beibehaltung der bestehenden drei Teile der Norm mit Hinzufügen eines vierten Teils mit Inhalt Kalibriermethodik beschlossen. Basierend auf diesen Entscheidungen ist die Revision des ersten Teils der bestehenden ISO-Norm 7503 in Angriff genommen worden.

Die Berichterstattung wird im Jahr 2006 weitergeführt.

01/4 Weiterentwicklung elektronischer Neutronendosimeter auf Basis von Direct Ion Storage (DIS) und Überprüfung des Langzeitverhaltens von CR-39-Detektoren sowie Berichterstattung über das EU-Projekt EVIDOS.

Das Hauptziel des EU-Forschungsprojektes EVIDOS, bei dem sieben Partner beteiligt sind (PTB, IRSN, DIMNP, NRPB, SCK-CEN, SSI, PSI), ist die Überprüfung von verschiedenen Methoden bei der individuellen Dosimetrie in gemischten Neutronen-Photonen-Feldern an Arbeitsplätzen in der Nuklearindustrie. Einerseits sollen die Möglichkeiten und Grenzen von Personendosimetern bestimmt werden. Andererseits sollen auch Methoden erarbeitet werden, welche eine situationsgerechte Bestimmung von effektiven Personendosen aus Messungen durch Spektrometrie, Ortsdosimetrie und Personendosimetrie ermöglichen. Das PSI beteiligt sich am Projekt mit CR-39-Dosimetern und den DIS-Neutronendosimetern.

Im Mai 2005 wurde die letzte Messkampagne in Sellafield durchgeführt. Da der Zugang zu den Anlageteilen erschwert und die Platzverhältnisse nicht ideal waren, konnten nicht alle Systeme eingesetzt werden. Das PSI beteiligte sich nur mit den CR-39-Dosimetern. Mit dieser letzten Kampagne wurde der messtechnische Teil des Projektes abgeschlossen. Die Ergebnisse aus allen früheren Messkampagnen für das vom PSI eingesetzte DISN-System wurden an der IM 2005 (European workshop on individual monitoring of ionising radiation) vor-

gestellt [1]. Die Ergebnisse für die CR-39-Dosimeter werden im Schlussbericht, welcher bis Ende 2005 erstellt werden muss, zusammengefasst.

Die Messungen zum Langzeitverhalten der CR-39-Detektoren für die Konfiguration des am CERN eingesetzten Neutronen-Dosimeters konnten abgeschlossen werden. Dabei zeigte sich, dass die Effekte «Fading» (Verlust von Spuren) und «Aging» (Änderung der Empfindlichkeit) für die CERN-Konfiguration deutlich weniger ausgeprägt sind als für die PSI-Konfiguration. Die festgestellten Unterschiede sind nicht notwendigerweise auf die Konfiguration des Dosimeters zurückzuführen. Der Ursprung der Unterschiede könnte auch durch das Detektormaterial bedingt sein. Die Entwicklung des Detektor-Untergrundes für die CERN-Konfiguration über ein Jahr hat sich gegenüber der PSI-Konfiguration nicht geändert. Der in der Routine verwendete Korrekturfaktor für die Berücksichtigung der Langzeiteffekte wird jedoch nicht geändert, da die neuen Ergebnisse nur einen kleinen Einfluss auf den Korrekturfaktor haben. Die Ergebnisse für die PSI-Konfiguration des Dosimeters sind in einer technischen Mitteilung [2] dargestellt, diejenigen für die CERN-Konfiguration werden noch in einem Bericht zusammengestellt. Das Langzeitverhalten der CR-39-Detektoren wird mit einem neuen Experiment weiter verfolgt und untersucht.

Das Teilprojekt wird 2005 abgeschlossen.

02/1 Kalibrierung (gemäss separaten Aufträgen an die Sektion) und Überprüfung von Fassmessanlagen in KKW, ZWILAG und PSI (γ -Spektroskopie, γ -DL).

Für die Kalibrierung des spektrometrischen Teils der Kokillenmessanlage im Gebäude V und der Fassmessanlage im Gebäude K der ZWILAG erhielt die Eichstelle des PSI einen separaten Auftrag. Vor der Kalibrierung der Kokillenmessanlage musste eine eigentliche Inbetriebnahme der Anlage mit Hilfe der Mitarbeiter der Sektion Messwesen erfolgen. Erst nach etlichen Softwareanpassungen und auch mechanischen Änderungen war die Kokillenmessanlage in einem kalibrierfähigen Zustand, und die Kalibrierarbeiten konnten im Frühjahr 2005 angegangen werden. Für die Kalibrierung stand die mit Schwerbeton (spez. Dichte 3070 kgm^{-3}) gefüllte Kalibrierkokille der ZWILAG zur Verfügung, welche homogen mit einer Nominalaktivität von 25 MBq Eu-152 versehen ist.

In einem ersten Schritt wurden mit der Betonkalibrierkokille die Ausbeutekurven von zwei Kollimatorpositionen bestimmt. Durch die grosse Distanz des Detektors zur Kokille und einem engen Ausschnitt in der Zwischenwand ist die Wirksamkeit des Kollimators soweit eingeschränkt, dass nur zwei Positionen ausgewählt werden konnten. Die zwei Kollimatorpositionen entsprechen der Maximalöffnung sowie der Minimalöffnung des Kollimators, welche noch eine Kalibrierung zulassen.

Diese erhobenen Kalibrierdaten dienten auch als Grundlage für die Berechnung einer rechnerischen Kalibrierung einer mit Eisen gefüllten Kokille (spez. Dichte 7800 kgm^{-3}). Mit Hilfe von MicroShield-Berechnungen wurden energieabhängige Korrekturfaktoren ermittelt und die Ausbeutekurve der gemessenen Kalibrierung angepasst. Auch für diesen Kalibriertyp wurden für die gleichen zwei Kollimatorpositionen Kalibrierdateien erzeugt.

Zusätzlich wurde für beide Kalibriertypen eine rechnerische Dichte-Korrektur ermittelt, welche eine genügende Genauigkeit aufweist. Zur Kontrolle der Spektrometrie wurde eine Funktionsprüfung mit der Betonkalibrierkokille eingerichtet. Die Kalibrierarbeiten und deren Resultate wurden in einer technischen Mitteilung [3] festgehalten.

Auch bei der Fassmessanlage im Gebäude K standen vorwiegend die Inbetriebnahmearbeiten im Vordergrund. Trotz etlichen Softwareänderungen und Hardwareanpassungen (Ersatz des Detektors, Erdungsmassnahmen, Potentialausgleich) waren die Kalibrierarbeiten an der Fassmessanlage nicht erfolgreich und wurden nach einer Besprechung mit den zuständigen Personen der ZWILAG unterbrochen. Technische Probleme wie schwankende Totzeiten oder Ausfall der Detektorsignale erlaubten keine Wiederaufnahme der Kalibrierarbeiten. Für das weitere Vorgehen wurde der Ist-Zustand der Anlage in einer Aktennotiz festgehalten und dem Hersteller zur Stellungnahme unterbreitet. Bis Ende November lag noch keine Stellungnahme des Herstellers vor.

Das Teilprojekt wird 2005 abgeschlossen.

02/2 Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen.

Das Ziel dieses Teilprojekts ist die Entwicklung einer Methode zur Prüfung von Aerosolverlusten in Probenah-

meleitungen. Um Leitungssysteme einzuschliessen, bei denen eine direkte Messung der Aerosolkonzentration am Beginn der Probenahmeleitung nicht möglich ist, wird eine Doppelmarkierung eines Luftpakets mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln definierter Grösse und einem inerten Tracergas (SF_6) verwendet. Das Verhältnis von Aerosolkonzentration zu Tracergaskonzentration ist eine von Verdünnungen und Beimischungen unabhängige Messgrösse. Es wird an zugänglichen Orten des Leitungssystems und am Ende der Probenahmeleitung bestimmt. Der Vergleich dieser Messwerte liefert Aufschluss über die Verluste an Aerosolpartikeln für die gewählte Partikelgrösse.

Nach weitergehenden Laborprüfungen der Methode in der PSI-Prüfkammer wurde ein erstes Feldexperiment an der Fortluftanlage PSI-Ost durchgeführt. Aus dem Einsatz unter Feldbedingungen konnten weitere methodische Verbesserungsmöglichkeiten abgeleitet werden. Die Partikelverluste für Partikel mit einem Durchmesser von 1 Mikrometer wurden zu 4% ermittelt. Dieser Wert stimmt im Rahmen der Messunsicherheit mit Modellrechnungen überein. Diese Berechnungen wurden mit dem im Anhang des Überarbeitungsentwurfs von ISO-Norm 2889 erwähnten Rechenprogramm DEPOSITION 4.0 durchgeführt. Der Partikeldurchmesser von 1 Mikrometer kann als repräsentativ für die Aerosolgrössenverteilung im Normalbetrieb mit funktionierender Filteranlage angesehen werden. Der aktuelle Stand der Methodik und die Ergebnisse des Feldexperiments wurden in zwei technischen Mitteilungen [4, 5] dokumentiert.

Das Teilprojekt wird 2006 weitergeführt.

03/1 Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau Diorit und Saphir (methodisches Vorgehen: Kalibrierung des FMS, Messmethodik und Qualitätssicherung).

Die Freimesskampagne für den Colemanitbeton DIORIT verlief aus Sicht der PSI-Kalibrierstelle, welche die Kampagne in messtechnischen Belangen begleitet, im Berichtsjahr ohne Probleme. Auch die Qualitätssicherungsmassnahmen erbrachten die erwarteten Resultate: Es wurden die pro Jahr festgelegten zwei Funktionsprüfungen (Überprüfung der Detektorkalibrierung mit einer Punktquelle) durchgeführt sowie bei Bedarf Messungen der Kalibriermulde. Mit diesen Muldenmessungen konnte sichergestellt werden, dass der systeminter-

ne messgutspezifische Abzug der Zählrate der Eigenaktivität funktionierte.

Bewährt hat sich auch die Überwachung der Zählrate pro Messgutcharge. Diese Zählrate sollte im Normalfall nur die Schwankungen der Eigenaktivität des Messguts anzeigen. Ein stetiges Ansteigen dieser Zählrate würde deshalb auf eine zunehmende Aktivierung des Betons oder auf Kontaminationen hinweisen und es erlauben, Massnahmen wie Neukalibrierungen, Dekontaminationen oder Überprüfung des der Freimessung zugrunde liegenden Nuklidvektors zu ergreifen. Solche Anstiege wurden im Berichtsjahr mit Ausnahme kurzer temporärer Erhöhungen nicht beobachtet.

Das Teilprojekt wird 2006 weitergeführt.

05/1 Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen.

Der Bericht über die Übung ARM 2004 wurde fertig gestellt und als PSI-Bericht Nr. 05-10 [6] veröffentlicht.

Die überalterte Aeroradiometrie-einrichtung musste dem Stand der Technik angepasst werden. Hierzu wurde zunächst eines der beiden Systeme überarbeitet, anschliessend von der armasuisse inspiziert und während der Aeroradiometrieübung ARM 2005 im Truppentest geprüft. Im Rahmen dieser Übung wurden Messungen über den Kernkraftwerken Gösgen und Mühleberg, entlang eines Profils Ajoie–Mattmark und im Kanton Tessin durchgeführt. Übungen zur Suche von radioaktiven Quellen und Messvergleiche mit Messteams am Boden ergänzten das Übungsprogramm.

Nach dieser Bewährungsprobe der Hard- und Software wird nun das zweite System in gleicher Weise erneuert.

Das Teilprojekt wird 2006 weitergeführt.

05/1 ad hoc Methode zur Vor-Ort-Eichung von Sonden für die Überwachung der Ortsdosisleistung (System MADUK).

Gemäss den «Empfehlungen zur Sicherstellung der Messdatenqualität von Umgebungs-dosimetriesystemen» der KSR vom 24.11.2004 müssen ortsfeste Dosisleistungsmessgeräte mit automatischer Messwertübertragung (z.B. NADAM, MADUK, Messnetze mit Ionisationskammern) geeicht sein. Eine Umsetzung dieser

Empfehlungen mit Eichung aller gegenwärtig in Betrieb befindlichen MADUK-Sonden der HSK in der PSI-Eichstelle musste aus logistischen und sicherheitstechnischen Gründen entfallen. An die Sektion Messwesen erging deshalb der Auftrag, eine Methodik für die Eichung dieser Geräteklasse vor Ort auszuarbeiten.

Das Konzept sieht vor, fünf bis zehn Sonden des Typs MADUK in der Eichstelle gemäss bestehender interner Vorschriften zu eichen (gleicher Messwertsender pro Sondentyp). Unmittelbar anschliessend an die Eichung soll der ODL-Messwert pro Sonde für zwei Cs-137-Ringquellen unterschiedlicher Aktivität, welche im Routinebetrieb der Sonden als Prüfquellen eingesetzt werden, an definierter Position erhoben werden. Mittelwert und Standardunsicherheit dieser Messwerte sollen dann als Sollwert (Referenz) pro Sondentyp für die Ringquellen in der Funktion als Transfer-Normale dienen.

Mit den Ringquellen-Transfer-Normalen sollen die restlichen Sonden vor Ort unter Einbezug der vollständigen Datenübertragungskette bis einschliesslich Datenanzeige im HSK-Gebäude geeicht werden. Ein HSK-Mitarbeiter montiert vor Ort nacheinander die Ringquellen-Transfer-Normale an definierter Position an der Sonde. Nach Abwarten der entsprechenden Integrationszeit nimmt ein Mitarbeiter der Eichstelle im HSK-Gebäude die entsprechenden ODL-Messwerte gemäss der Anzeige und/oder dem Messprotokollausdruck auf. Nach erfolgter Überprüfung der Alarmauslösung wird auf dieselbe Weise der ODL-Messwert für die Konstanzprüfquelle aufgenommen.

Dieses Ad-hoc-Teilprojekt erfuhr infolge einer unerwartet langen Lieferzeit einer Ringquelle eine markante Verspätung und wird deshalb 2006 weitergeführt.

Internationale Zusammenarbeit

Die im Abschnitt 01/4 beschriebene Zusammenarbeit im Rahmen des Projekts EVIDOS (Contract No FIKR-CT-2001-00175 EU-Forschungsprogramm EURATOM/NUCLEAR FISSION [BBW Nr. 01.0024]) verlief ausgezeichnet.

Bewertung 2005 und Ausblick 2006

Die im Abschnitt «Geplante Teilprojekte» beschriebenen gesetzten Ziele konnten aus Sicht des PSI für die in Bearbeitung befindlichen Teilprojekte vollumfänglich erreicht werden.

Die Teilprojekte **01/3**, **02/2**, **03/1**, **05/1** und **05/1** ad hoc werden 2006 in Rahmen des Projekts weitergeführt werden.

Referenzen

- [1] *M. Boschung, A. Fiechtner and C. Wernli*: Performance of a Personal Neutron Dosimeter Based on Direct Ion Storage at Workplace Fields in the Nuclear Industry, Workshop IM2005, 11.–15.4.2005.
- [2] *A. Fiechtner*: Neue Entwicklung bei der Neutronendosimetrie mit CR-39-Detektoren, TM-96-05-04, 2005.
- [3] *R. Habegger, Th. Schänge, G. Butterweck*: Kalibrierung der ZWILAG-Kokillenmessanlage, TM-96-05-08, 2005.
- [4] *G. Butterweck, R. Hugli*: Bestimmung von Aerosolverlusten in Leitungssystemen, TM-96-05-10, 2005.
- [5] *G. Butterweck, R. Habegger*: Bestimmung von Aerosolverlusten – Feldexperiment Hochkamin PSI-Ost vom 28.6.2005, TM-96-05-11, 2005.
- [6] *B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz*: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM04, PSI-Bericht Nr. 05-10, ISSN 1019-0643, September 2005.

Radioanalytik

Radioaktivität in Material, Mensch und Umwelt

Autor und Koautoren	J. Eikenberg, I. Maillard
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail	056 310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2005–31. Dezember 2007

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projektes Zusammenarbeit HSK-Radioanalytik folgende Studien und Entwicklungsarbeiten durchgeführt und mehrheitlich abgeschlossen:

- Kalibrierung eines Ge-Detektors für weiche Photonenstrahlung und Implementierung einer Software zur Berechnung von Probengeometrien und Absorptionsverlusten
- Optimierung von Analyseverfahren zur Bestimmung von Aktiniden bei der Emissions- und Immisionsüberwachung
- Anwendung elektrolytischer Methoden zur Trennung reiner α - und β -Strahler in Radionuklidgemischen
- Untersuchung von Wasserchemie-Korrosionsprodukten und -prozessen in Kernreaktoren.

Neben den oben aufgelisteten Projekten nahm die Radioanalytik zudem an mehreren nationalen und internationalen Vergleichsmessungen insbesondere im Rahmen der Inkorporationsüberwachung teil. Folgende Vergleichsmessungen wurden durchgeführt: U, Pu und Am in Stuhlaschen (PROCORAD-CEA-Paris), C-14 in Urin (BSF-Berlin), C-14 und P-32 in Urin (IRA-Lausanne). Darüber hinaus wurde die Dosimetriestelle des PSI für die Anerkennung Zeitraum 2006–2010 von der IRA-Lausanne auditiert, wobei auch Vergleichsproben ausgestellt wurden (Schilddrüsen-Phantommessung auf ^{131}I sowie Bestimmung von ^{241}Am in Urin). Die Ergebnisse dieser Vergleichsmessungen sind bislang von der IRA noch nicht publiziert worden; sie werden daher im Jahres-

bericht 2006 diskutiert. Bei weiteren Ringversuchen wurden γ -Strahler in Grasproben (Veranstalter: IRA Lausanne) und in Reaktorwasserproben (BFS-Berlin) gemessen. Bei den reinen β -Strahlern in Umweltproben gab es wie im Vorjahr ^{14}C -Quervergleiche zwischen der Universität Bern (Physikalisches Institut) und dem PSI an Baumblättern von verschiedenen Standorten. Bei allen Vergleichsmessungen lässt sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Sollwerten feststellen.

Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2005 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

Thema 03/3 (Kalibrierung eines Ge-Detektors für weiche Photonenstrahlung und Implementierung einer Software zur Berechnung von Probengeometrien und Absorptionsverlusten)

Thema 05/1 (Optimierung von Analyseverfahren zur Bestimmung von Aktiniden bei der Emissions- und Immissionsüberwachung)

Thema 05/2 (Anwendung elektrolytischer Methoden zur Trennung reiner α - und β -Strahler in Radionuklidgemischen)

Thema 05/3 (Untersuchung von Wasserchemie-Korrosionsprodukten und -prozessen in Kernreaktoren)

Thema 05/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter)

Thema 05/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen)

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 03/3 (Kalibrierung eines Ge-Detektors für weiche Photonenstrahlung und Implementierung einer Software zur Berechnung von Probengeometrien und Absorptionsverlusten)

Der vor zwei Jahren beschaffte cryo-gekühlte Reinstgermanium-Detektor wurde von der Firma EG&G Ortec wegen zunächst festgestellter systematischer Abweichungen bei Distanzmessungen für mittlere und höhere Energien (s. HSK-Jahresbericht 2004) erneut spezifiziert und charakterisiert. Mit der neu installierten *Winner-Track*-Software und einer für den Messplatz gebauten Stahlabschirmung wurden nun erneut Testmessungen durchgeführt. Bei der Verwendung von *Winner-Track* muss zur Berechnung einer Efficiency-Kurve die Probengeometrie, die Materialzusammensetzung, Dichte und Distanz zum Detektor in den Parametersatz des Programms eingegeben und die genaue Positionierung der Quelle zum Detektor am PC graphisch bearbeitet werden. Zur Überprüfung der Präzision der Software an praktischen Beispielen wurden dann als Funktion des Abstandes eine ^{152}Eu -Punktquelle und eine Gamma-Multilinen-Volumenquelle (50 ml wässrige Lösung in einer Kautex-Weithalsflasche) gemessen. Darüber hinaus wurde zur Überprüfung der Massenschwächungs-Korrektur eine 80 mm breite Granitscheibe (mit bekannter Element-Zusammensetzung und Dichte) zwischen dem Detektor und der ^{152}Eu -Punktquelle positioniert. Gemessen wurde direkt hinter der Abschirmung und mit weiteren, verschiedenen Abständen zur Granitscheibe. Die Ergebnisse, in Tabellen 1–3 und Bildern 1–4 zusammengestellt, sind nun deutlich besser als nach der ersten Charakterisierung im Jahr 2004. Bild 1 zeigt, dass für das Multilinen-Isotop ^{152}Eu bei Abständen vom Detektor < 100 mm zunehmend Summationsverluste auftreten. Diese müssen derzeit noch empirisch korrigiert werden (s. Bild 4), sollen aber beim nächsten Update von *Winner-Track* im Softwarepaket mit berücksichtigt werden. Wesentlich besser sieht die Situation für γ -mix- Standards aus, sofern nur eine γ -Linie emittiert wird (z.B. ^{137}Cs in Bild 2). Hier sieht man, dass die Berechnungen über

Abstand γ -Energie	50 mm Messwert/ Sollwert	70 mm Messwert/ Sollwert	100 mm Messwert/ Sollwert	150 mm Messwert/ Sollwert	200 mm Messwert/ Sollwert
121	0.92	0.95	0.96	0.98	1.00
244	0.92	1.09	1.08	1.10	1.12
344	1.04	1.06	1.04	1.10	1.06
778	0.92	1.01	0.95	0.97	0.96
964	0.92	0.93	0.97	1.02	0.97
1085	1.00	0.98	0.96	1.04	1.02
1112	0.96	0.97	0.96	0.99	1.02
1408	0.91	0.98	0.99	1.00	1.05

Tabelle 1: Messergebnisse für eine zertifizierte ^{152}Eu -Punktquelle für verschiedene Abstände vom Detektor und Photonenemissionsenergien von 100 bis 1400 keV (Aktivität der Quelle 1050 Bq, Bezugsdatum 1.1.2003, Messzeiten zwischen 10 und 48 h).

eine Distanz bis 100 mm konsistente und genaue Ergebnisse liefern. Die Ergebnisse der Messungen mit massiver Abschirmung sind in den Bildern 3 und 4 dargestellt. Bild 3 zeigt die berechnete Efficiency als Funktion des Abstandes für drei Linien mit tiefer (122 keV), mittlerer (964 keV) und hoher Energie (1408 keV). Ebenfalls dargestellt sind zum Vergleich die Detektorzählausbeuten der 122-keV-Linie aus den Messungen ohne Abschirmung. Es ist angezeigt, dass die Zählausbeuten von der

Messung mit geringstem (10 mm) zu derjenigen mit dem höchstem Abstand (und Abschirmung) um mehr als drei Größenordnungen tiefer sind: Dennoch liefert *Winner-Track* auch für die extremsten Messpositionen Ergebnisse, die nur ca. 10% vom Sollwert abweichen, was absolut akzeptabel ist (Bild 4). Bei diesem Bild ist anzumerken, dass die Summationsverluste bei den Messungen der ¹⁵²Eu-Punktquelle mit geringen Abständen zum Detektor im Plot korrigiert wurden.

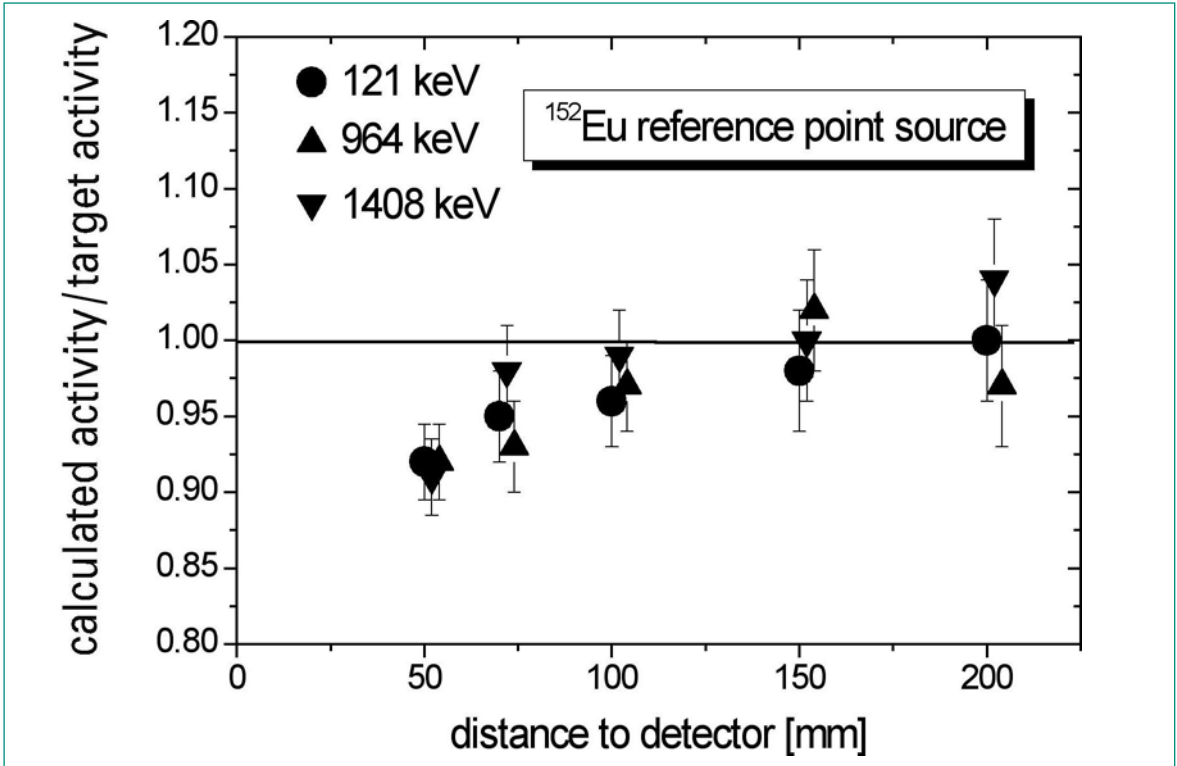


Bild 1: Berechnete Probenaktivitäten im Verhältnis zum zertifizierten Sollwert für verschiedene Distanzen der ¹⁵²Eu-Punktquelle zum Detektor (Messunsicherheit 2σ).

Abstand γ-Energie	Sollwert [Bq]	10 mm Messwert/ Sollwert	20 mm Messwert/ Sollwert	30 mm Messwert/ Sollwert	50 mm Messwert/ Sollwert	100 mm Messwert/ Sollwert
59	196	0.92	0.91	0.98	0.97	0.97
122	134	0.99	0.98	1.00	0.96	0.96
391	641	1.07	0.98	1.05	1.06	1.06
514	776	0.99	0.97	1.01	1.06	1.06
661	570	0.99	0.96	0.99	0.99	0.99
898	1320	0.93	0.94	0.96	1.00	1.00
1173	660	0.92	0.94	0.97	1.01	1.01
1332	660	0.94	0.93	0.97	1.00	1.00
1836	1320	0.94	0.93	0.99	1.01	1.01

Tabelle 2: Messergebnisse für einen zertifizierten Gamma-Multilinenstandard in 50 ml Geometrie (Kautex-Weithalsflasche) für verschiedene Abstände vom Detektor und unterschiedliche Photonen-Emissionsenergien von 60 bis 1800 keV (Bezugsdatum 1.1.2005, Messzeit jeweils 10 h).

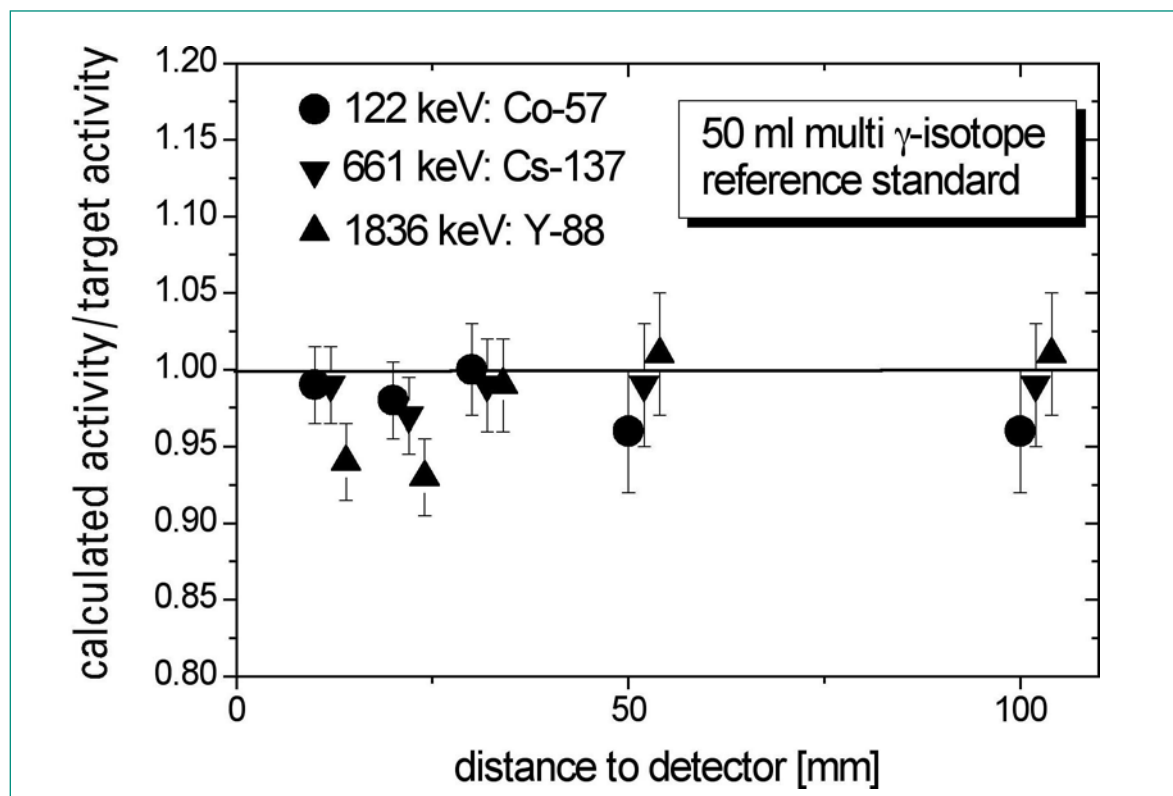


Bild 2: Berechnete Probenaktivitäten im Verhältnis zum zertifizierten Sollwert für verschiedene Distanzen der 50-ml- γ -Mix-Referenzlösung zum Detektor (Messunsicherheit 2σ).

Abstand γ -Energie	80 mm Messwert/ Sollwert	130 mm Messwert/ Sollwert	280 mm Messwert/ Sollwert
121	1.04	1.14	1.11
244	1.19	1.23	1.53
344	1.17	1.24	1.20
778	1.01	1.07	1.06
964	1.04	1.08	1.15
1085	1.01	1.03	1.00
1112	1.03	1.06	1.11
1408	1.01	1.10	1.08

Tabelle 3: Messergebnisse für eine durch eine 80 mm starke Granitscheibe abgeschirmte zertifizierte ^{152}Eu -Punktquelle für verschiedene Abstände vom Detektor und Photonen-Emissionsenergien von 100 bis 1400 keV (Aktivität der Quelle 1050 Bq, Bezugsdatum 1.1.2003, Messzeiten: 10 h, 24 h und 48 h).

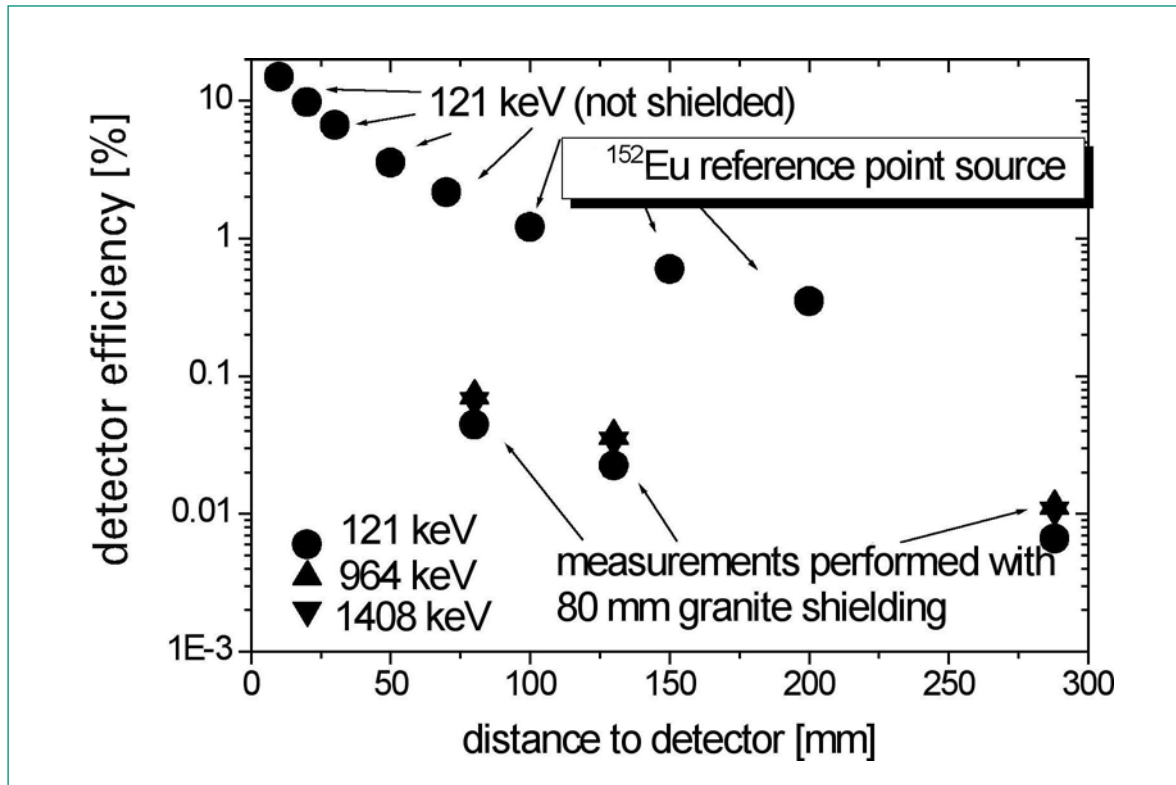


Bild 3: Berechnete Detektorzählausbeuten für verschiedene Abstände vom Detektor. Dargestellt sind die Zählausbeuten für weiche (121 keV), mittlere (964 keV) und hohe Photonenenergie (1408 keV) von denjenigen Messungen, die mit Granit-Abschirmung durchgeführt wurden. Zum Vergleich sind auch die Efficiency-Werte der 122-keV-Linie für verschiedene Abstände ohne Abschirmung dargestellt.

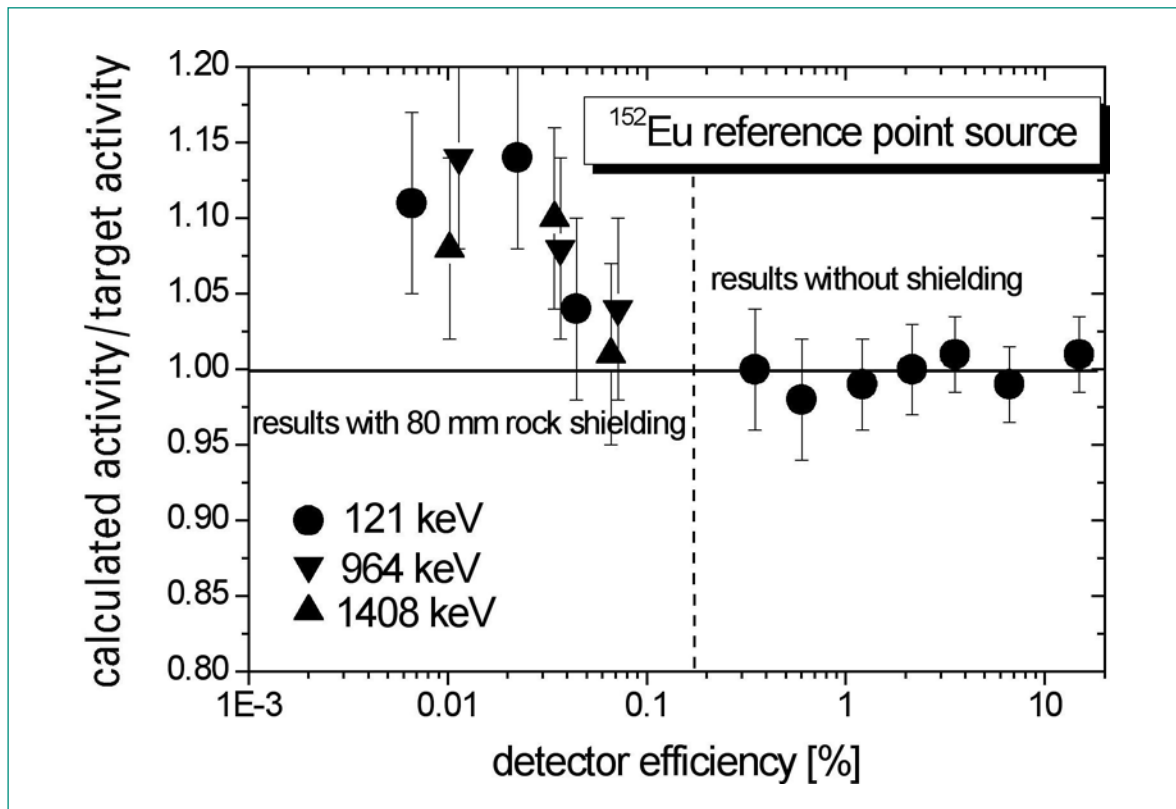


Bild 4: Berechnete Probenaktivitäten im Verhältnis zum zertifizierten Sollwert für verschiedene Detektorzählausbeuten für den Datensatz aus Bild 3.

Thema 05/1 (Optimierung von Analyseverfahren zur Bestimmung von Aktiniden bei der Emissions- und Immissionsüberwachung)

Um die Arbeitsvorschrift zur Bestimmung von Plutonium, Americium und Curium in Bodenproben zu vereinfachen, wurden Vergleichsuntersuchungen unter Weglassen der Arbeitsschritte mit dem Austauschharz *BioRad AG X-1* durchgeführt. Es stellte sich jedoch heraus, dass im Pu-Eluat aus dem Austauschharz *TRU-SpecTM* eine nicht trennbare Interferenz mit natürlich vorkommenden Po-210 auftrat. Zwar konnte das Po durch Glühen der Messpräparate entfernt werden, was aber zur Folge hatte, dass durch die Oxidation des Präparates die Halbwertsbreite der Pu-Spektren von initial ca. 30 keV auf ca. 50–80 keV anstieg. Somit werden wie bislang die Aktiniden in folgender Reihenfolge voneinander getrennt: Anionentauscher (*BioRad AG X-1*) für Pu (und Th), Adsorption von Am und Elementen der Seltenen Erden aus dem Eluat auf einer Extraktionschromatographie-Säule (Reagenz: Tributylphosphat, Produkt: *TRU-SpecTM*), anschliessend Trennung zwischen den trivalenten REE und Am auf einem Diamyl-Phosphonatharz (Produkt: *UTEVATM*).

In weiteren Versuchen mit Bodenproben wurden Oxalatfällversuche mit einem Am-241-Tracer durchgeführt, um die Ausbeuten der Am-Fraktion direkt nach der Fällung mittels Gammamessung zu erhalten. Dabei stellte sich heraus, dass die Oxalatfällung, die nach dem Proben-Leaching erfolgt, unbedingt – nach Abkühlung auf Raumtemperatur – in einem pH-Bereich zwischen 1.5 und 2.0 durchgeführt werden muss, um optimale Ausbeuten von ca. 85% zu erreichen. Um die Ausbeuten noch weiter zu erhöhen, wurde die Fällung an mehreren Proben ein zweites Mal durchgeführt. Die Versuche ergaben jedoch, dass durch die zweite Fällung die Ausbeute nicht signifikant erhöht werden konnte. Dieser Befund zeigte somit, dass die fehlenden 15% im Leach-Rückstand verblieben waren. Die Versuche ergaben ferner, dass bei kalkarmen Böden – nach einem ersten Fällschritt – die Oxalatfällung nicht quantitativ verläuft (Folge: Reduktion der chemischen Ausbeute für die mitgefällten Aktiniden). Dies kann aber durch Zugabe von etwas Calciumnitrat verhindert werden. Bei sehr kalkreichen Böden hingegen muss auf Grund der grossen Menge von ausgefälltem Oxalat die Probeneinwaage verringert werden, weshalb zur Kompensation die Messzeit entsprechend zu verlängern ist.

Thema 05/2 (Anwendung elektrolytischer Methoden zur Trennung reiner α - und β -Strahler in Radionuklidgemischen)

Literaturrecherchen ergaben, dass die Redoxpotentiale (bezogen auf die Wasserstoffelektrode) in sauren Lösungen von $\text{Pu}^0 \rightarrow \text{Pu}^{3+}$ 2.03V (SHE) und von $\text{Am}^0 \rightarrow \text{Am}^{3+}$ 2.7V (SHE) betragen. Da beide Potentiale oberhalb 1V liegen, kann man in wässrigen Elektrolyten keine selektive Abscheidung erwarten, da bei 1V (SHE) die Wasserzersetzung erfolgt. An der Kathode werden Wasserstoffionen zu Wasserstoff reduziert, welcher aus der Lösung entweicht. Die Hydroxidionen werden an der Anode zu Sauerstoff oxidiert. Bei Vorhandensein von Kationen (Pu^{3+} , Am^{3+}) können sich diese mit den Hydroxidionen zu einem Hydroxid binden, welches sich an der Anode absetzt. Diese Reaktion wird bereits bei der Abscheidung der Aktiniden genutzt, was voraussetzt, dass das Americium vom Plutonium vorher getrennt werden muss. Eine Überlegung zur Auffindung schnellerer Analysemethoden war es, diesen Trennungsschritt einzusparen und durch Einstellen eines genauen spezifischen Abscheidopotentials die Radionuklide separat abzuscheiden. Auf Grund der hohen Abscheidopotentials der Aktiniden wird die Anwendung eines nichtwässrigen Elektrolyten notwendig. Dazu benötigt es aber eine spezielle Abscheideapparatur. Das Nassveraschen und Proben-Leaching erfolgt jedoch in wässrigen sauren Lösungen. Die Überführung der gelösten Radionuklide von einem wässrigen in einen nichtwässrigen Elektrolyten sowie die Handhabung spezieller wasserfreier Apparaturen sind Arbeitsschritte, die die vorhandene Vorschrift nicht unbedingt vereinfachen. Elektrolytische Trennmethode werden daher momentan nicht weiter verfolgt.

Thema 05/3 (Untersuchung von Wasserchemie-Korrosionsprodukten und -prozessen in Kernreaktoren)

Ein externer Auftrag über die Untersuchung der Zusammenhänge zwischen den existierenden Oxidformen, deren Ablagerungen und der Fahrweise im Primärkreislauf, um daraus gegebenenfalls Schlussfolgerungen zur Reduktion der Bildung und Ablagerung von aktivierten Korrosionsprodukten im Bereich des Reaktorkerns abzuleiten, wurde mit einer technischen Mitteilung (PSI-TM-96-05-06) [1] abgeschlossen.

Thema 05/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter)

Im ersten Quartal 2005 wurden aus einer zertifizierten PTB-Stammlösung zwei Gamma-Mischlösungen für definierte Probengeometrien hergestellt und vor der Weiterleitung zur HSK im Analytiklabor gemessen. Für fast alle Radionuklide ergab sich eine gute Übereinstimmung zwischen Soll- und Messwerten im Bereich von 1 bis 3 Prozent. Eine Excel-Tabelle mit allen Daten wurde der HSK zur Rückführbarkeit zugestellt.

Nationale Zusammenarbeit

Nagra-Migrationsprojekte: Seit einigen Jahren führt die Nagra Experimente zur Ermittlung von Diffusionsgeschwindigkeiten in Tongesteinen im Mont-Terri-Gesteinslabor (Kt. Jura) durch. Dazu werden Bohrlöcher mit leicht radioaktivem Gesteinswasser versetzt und die Abnahme der Tracer-Konzentrationen in der wässrigen Phase über lange Zeiträume (10–15 Monate) verfolgt. Im Frühjahr 2005 wurde das im letzten Jahr befüllte Bohrloch überbohrt und dieser Bohrkern vertikal in Teil-

stücke zerlegt, um die Diffusionsprofile der Tracer entlang der Gesteinsschichtung zu erhalten [2]. Typische Profile der ^3H -Gesteinswasserkonzentrationen aus der Überbohrung parallel zur Schichtung sind in Bild 5 dargestellt. Neben diesen Feldversuchen beteiligte sich die Radioanalytik auch mit Hilfe der hoch auflösenden Gamaspektrometrie an begleitenden Diffusions-Laborexperimenten am PSI [3].

ZWILAG AG und KKW Beznau: Das PSI-Routineprogramm zur Immissionsüberwachung auf Radionuklide schliesst die nähere Umgebung des PSI und des benachbarten Kernkraftwerkes Beznau ein. Zu fixen Zeitpunkten und an festgelegten Ortkoordinaten werden fortlaufend Umweltproben erhoben, wobei der Luftpfad (über Vaseline-Staubfangplatten und Luftfilter) sowie der Wasserpfad (via Regen- und Flusswassersammler) erfasst werden. Hinzu kommen noch Boden- und Grasproben. In diesen Proben werden Gammastrahler (wie ^{40}K , ^{137}Cs , U-Th-Zerfallsreihen) sowie reine β -Strahler ($^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$) und langlebige, vorwiegend über α -Strahlung zerfallende Aktinidenisotope wie ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ und ^{241}Am gemessen (Herkunft dieser anthropogenen

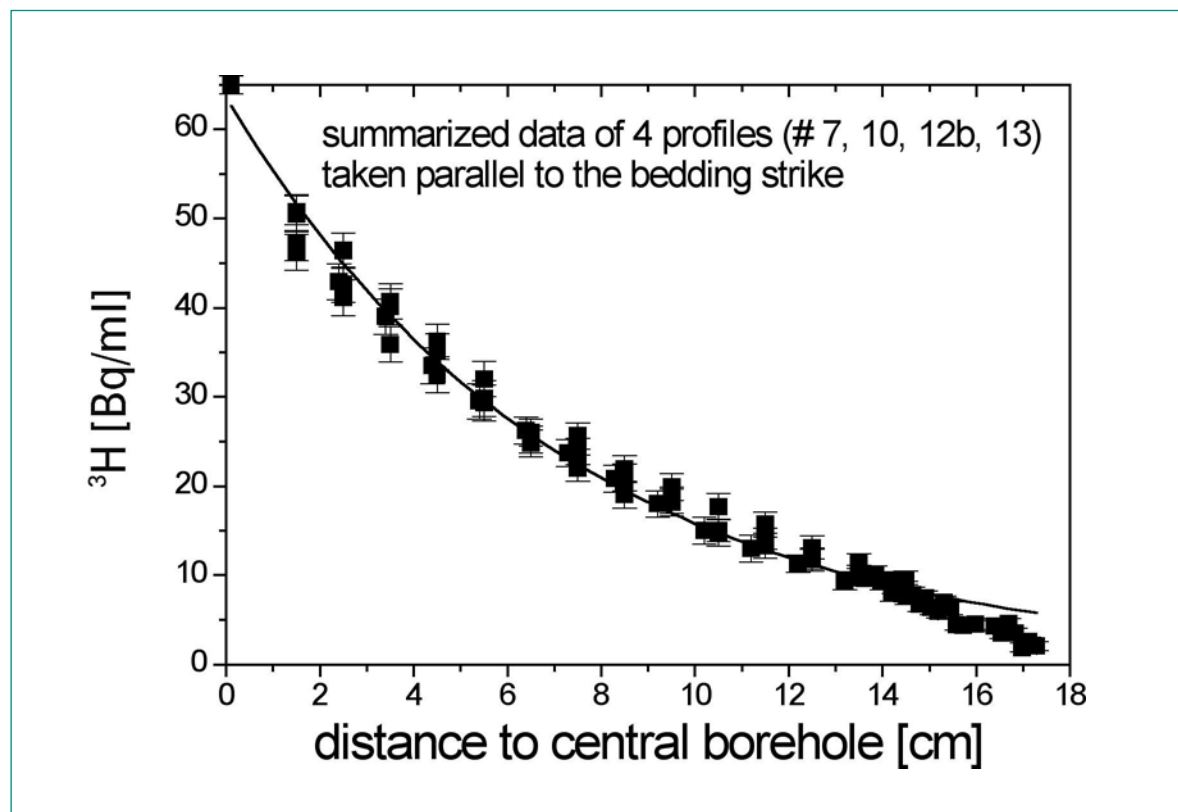


Bild 5: Aktivitätskonzentrationen des ^3H -Tracers im Porenwasser von verschiedenen Gesteinsprofilen aus der letzten Überbohrung eines Diffusionsbohrloches im Mont-Terri-Gesteinslabor der Nagra.

Aktiniden durch oberirdische Atomwaffentests vor ca. 50 Jahren). In Flusswasser-Proben und Wasser aus Regensammlern wird zusätzlich auch Tritium (^3H) bestimmt. Alle Resultate werden in den Quartalsberichten zur Immissionsüberwachung zusammengefasst.

KKW Leibstadt: Im Jahr 2005 führte das PSI mehrere nuklidspezifische Messungen an Kratzproben und Reaktorwasser zur Bestimmung von Aktiniden (^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm) durch. Alle Analysenresultate wurden termingerecht übermittelt.

Physikalisches Institut der Universität Bern: ^{14}C -Vergleichsmessung

Wie in den letzten Jahren wurden auch im laufenden Jahr Vergleichsmessungen mit dem physikalischen Institut der Universität Bern durchgeführt. Die Resultate der PSI-Immissionsmessungen für 2005 wurden der HSK bereits mitgeteilt, die Messwerte der Uni Bern werden Anfang 2006 veröffentlicht (daher in Tabelle 4 Vergleichswerte 2004). Für die Messkampagne 2004 ergab sich wie im Jahr 2003 eine gute Übereinstimmung beim Referenzstandard, diesmal aber auch bei allen Parallelproben Baumblätter Umgebung PSI. Im Gegensatz zu den

Konzentrationsdaten können die relativen Abweichungen ($\delta^{14}\text{C}$) gegenüber dem NIST-Referenzwert (Bezugsjahr 1950) wesentlich höher ausfallen, da der durch Kernwaffentests verursachte ^{14}C -Überschuss infolge der immensen Verbrennung fossiler Rohstoffe mittlerweile nahezu den Startwert von 1950 erreicht hat (ca. 65‰ im Jahr 2004 im Vergleich zu ca. 1000‰ im Jahr 1963).

Institut Radiophysique Appliquée (IRA) Lausanne: Ringvergleich Gamma-Strahler

(PSI Lab Code Nr. 11) Im Berichtsjahr führte das BAG (Abteilung Sektion Überwachung der Radioaktivität) in Zusammenarbeit mit der IRA-Lausanne einen nationalen Ringvergleich zwischen den Speziallabors des Bundes, kantonalen Laboratorien und weiteren Messorganisationen durch. Gemessen wurden anthropogene Gammastrahler in einer Grasprobe aus dem Tessin, die nach dem Chernobyl-Fallout 1986 erhoben wurde. Wie die nachstehende Tabelle zeigt, erhält man bei einer Auswertung mit Standard-Geometrie (d.h. Multilinenkalibrierung in wässriger Lösung) signifikant höhere Resultate im Vergleich zu korrigierten Werten. Diese Diskrepanz steigt mit sinkender Photonenenergie noch weiter an (z.B. Vergleich der ^{137}Cs -Daten, ausgewertet

Probe	$\delta^{13}\text{C}$ [‰]	^{14}C -Aktivität PSI [mBq/g C]	^{14}C -Aktivität Uni Bern [mBq/g C]	$\Delta^{14}\text{C}$ [‰] relativ NIST PSI	$\Delta^{14}\text{C}$ [‰] relativ NIST Uni Bern
Baumblätter Bern-Standard 2004	-30.1	239.0 ± 1.5	240.2 ± 0.8	58 ± 6	65 ± 3
Baumblätter Standort «Au» 2004	-28.6	249.4 ± 1.5	249.4 ± 0.8	105 ± 6	105 ± 3
Baumblätter Standort «Wasserkraftwerk» 2004	-29.2	243.9 ± 1.5	245.2 ± 0.8	79 ± 7	82 ± 3

Tabelle 4: Vergleichsmessung PSI – Universität Bern an Baumringen, Baumblättern und weiteren Standardmaterialien: Analysen im Jahr 2004.

Isotop	ohne Korrektur für Proben-Selbstabsorption			mit Korrektur für Proben-Selbstabsorption		
	γ -Messkette 3, Standard-500 ml-Geometrie	Detektor X-cooler Winner-Track™ Wasserproben-Geometrie	Winner-Track / Standard	Referenzwert	Detektor X-cooler Winner-Track™ Grasproben-Geometrie	PSI / Referenzwert
^{137}Cs	3510 ± 100	3550 ± 80	1.01	2970 ± 60	3090 ± 80	1.04
^{134}Cs	4.4 ± 2.0	(1)		3.94 ± 0.32	(1)	1.12
^{40}K	710 ± 70	(1)		690 ± 50	(1)	1.03

(1) Messung mit dem X-cooler-Detektor wurde ohne Abschirmung im PSI-Messraum durchgeführt. Durch die erhöhte Compton-Untergrundzählrate (^{40}K U-, Th-Serien aus dem Beton der benachbarten Wände) konnten die geringen Spuren von ^{134}Cs nicht mehr nachgewiesen werden. Für eine präzise ^{40}K -Messung war der Photopeak des Untergrundes zu hoch.

Tabelle 5: Ringvergleich IRA-Lausanne: Messwerte der PSI-Analytik im Vergleich zu den berechneten Werten mittels Winner-Track-Software sowie den Referenzwerten. Alle Messunsicherheiten: 2σ .

mit Standardgeometrie zum Referenzwert, Tabelle 5). Bei Verwendung der *Winner-Track-Software* (s. Kapitel *Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse*) und neu berechneter Efficiencykurve für Grasproben ergibt sich jedoch eine gute Übereinstimmung zwischen den PSI-Resultaten und dem Referenzwert. Da die Abschirmung für den neu erworbenen cryo-gekühlten Reinst-Ge-Detektor noch in der Bauphase war (wurde mittlerweile geliefert und installiert), liessen sich die Isotope ^{134}Cs und ^{40}K leider wegen der erhöhten Untergrundstrahlung nicht in der Messung mit dem neuen Detektor nachweisen. Wie man ferner sieht, ist die Photonen-Transmission von ^{40}K (hohe γ -Energie bei 1461 keV) für die Grasproben-Geometrie ähnlich wie für Standardmaterialien (wässrige Lösungen). Hier fällt eine Vernachlässigung der Korrektur nicht so stark ins Gewicht.

Internationale Zusammenarbeit (Ringvergleiche)

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) Berlin, Gamma-Strahler und $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$ in Reaktorwasser

(PSI-Lab Code Nr. 75) Es ergab sich eine gute Übereinstimmung sowohl für das Reaktorwasser wie auch für das synthetische Wasser bei allen gut nachweisbaren γ -Strahlern mit Aktivitäts-Konzentrationen >5 Bq/Liter. Die Übereinstimmung mit den entsprechenden Mittelwerten aller Teilnehmer (Ausreisser korrigiert) lag innerhalb von 10%. Neu an diesem Ringvergleich ist die Teilnahme des PSI an der simultanen Sr-89/Sr-90-Bestimmung

(zuvor wurde nur eine Analytik auf ^{90}Sr durchgeführt). Dazu wurde eine 3-Fenster Messtechnik verwendet (A: ^{85}Sr -Ausbeutetracer, B: ^{89}Sr und ^{90}Sr , C: ^{89}Sr). Die Resultate des PSI stimmen genau mit den Mittelwerten der Messlabors überein. Die Abweichung ist etwas höher zu den Sollwerten; die Resultate sind aber auf Grund der sehr hohen Schwankungen der Einzelwerte aller Teilnehmer klar innerhalb der Toleranzkriterien.

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) Berlin, C-14 in Urin

(PSI-Lab Code Nr. 3) Die Proben wurden direkt über Quenchkurven-Auswertung (2 ml Direktmessung) und zusätzlich mit interner Standardisierung gemessen. Bei der Standardisierung wird nach der Probenmessung ein geringes Volumen (0.1 ml) einer ^{14}C -Tracerlösung mit bekannter Aktivität zum Cocktail hinzugegeben und nach erneuter Messung dann die Zähl-Efficiency für jede Probe einzeln berechnet. Die Mittelwerte der PSI-Messungen und die Vergleichbarkeit mit den Sollwerten (Target) sowie den Mittelwerten der teilnehmenden Labors (Ausreisser korrigiert) sind in Tabelle 6 aufgeführt. Obwohl die ^{14}C -Aktivitäts-Konzentration von Probe 1 noch unterhalb der erforderlichen Messschwelle von 200 Bq/l gemäss Schweizer Dosimetrieverordnung lag, sind die Resultate sehr vergleichbar sowohl mit dem Sollwert sowie dem Mittelwert der teilnehmenden Labors (bei 2 ml Direktmessung entspricht das nur 0.2 Bq/Probe). Probe 2 zeigt dann deutlich, dass die Quenchkorrektur von der Software des Messgerätes korrekt berücksichtigt wird ($\text{PSI}/\text{Target} = 0.98$).

^{60}Co [Bq/l]	PSI / L.-M.	PSI / Target	^{88}Y [Bq/l]	PSI / L.-M.	PSI / Target	^{133}Ba [Bq/l]	PSI / L.-Mit.	PSI / Target	^{137}Cs [Bq/l]	PSI / L.-M.	PSI / Target
14 $\pm$ 1	1.03	1.01	6.3 $\pm$ 0.6	1.01	1.00	9.5 $\pm$ 0.7	1.00	0.97	9.8 $\pm$ 0.5	0.98	0.97

^{192}Ir [Bq/l]	PSI / L.-M.	PSI / Target	^{241}Am [Bq/l]	PSI / L.-M.	PSI / Target	^{89}Sr [Bq/l]	PSI / L.-Mit.	PSI / Target	^{90}Sr [Bq/l]	PSI / Lab.-M	PSI / Target
3.5 $\pm$ 1.0	0.87	0.78	3.2 $\pm$ 1.0	1.17	1.16	1.7 $\pm$ 0.3	1.00	1.15	2.6 $\pm$ 0.3	0.98	0.95

Tabelle 5a: BFS Synthetisches Wasser: Vergleichbarkeit mit den Labor-Mittel- und -Sollwerten (Target).

^{60}Co [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	^{65}Zn [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	^{134}Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	^{137}Cs [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.	^{241}Am [Bq/l]	PSI / Lab.-Mit.
4.3 $\pm$ 0.2	1.01	0.55 $\pm$ 0.15	1.02	1.2 $\pm$ 0.1	1.04	4.1 $\pm$ 0.2	1.03	< 1	

Tabelle 5b: BFS Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit den Labor-Mittelwerten.

Probe	¹⁴ C PSI [Bq/l]	¹⁴ C Target [Bq/l]	PSI / Target	PSI / Lab.Mittelw.
1	117 ±15	124	0.94	0.93
2	326 ±25	333	0.98	0.97

Tabelle 6: Ergebnisse des Ringversuches zur Bestimmung von C-14 in Urin, BFS-RV-2004-C-14.

#	²³⁴ U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	²³⁸ U [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	²³⁸ Pu [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	²⁴¹ Am [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.	²⁴⁴ Cm [mBq/g]	PSI / Lab.-Mit.
A	49 ±4	0.95	33 ±3	0.90	90 ±9	1.06	63 ±5	1.04		
B	55 ±5	1.04	38 ±3	1.02	<1		64 ±5	1.07	6.3 ±0.9	1.05
C	54 ±5	1.07	38 ±4	1.02	<1		<1		<1	

Tabelle 7a: Aktiniden in Stuhlasche, PROCORAD 2005: PSI-Resultate und Vergleich mit den Labor-Mittelwerten.

Probe	²³⁸ Pu [mBq/g]	PSI / Target	²⁴¹ Am [mBq/g]	PSI / Target	²⁴⁴ Cm [mBq/g]	PSI / Target
A	87.2 ±1.1	1.03	61.7 ±1.5	1.03		
B	<1		61.7 ±1.5	1.04	7.19 ±0.15	0.88
C	<1		<1		<1	

Tabelle 7b: Aktiniden in Stuhlasche, PROCORAD 2005: Sollwerte und Vergleich PSI/Sollwerte.

PROCORAD-CEA Paris, Radiotoxological Intercomparison Exercise: Aktiniden (U, Pu, Am) in Stuhl 2005

(PSI-Lab Code Nr. 35) Innerhalb der Messunsicherheiten ist eine gute Übereinstimmung zum Targetwert sowie den Labormittelwerten für ²³⁸Pu, ²⁴¹Am und ^{238,234}U feststellbar. Inkonsistent sind jedoch das PSI-Resultat sowie die Labormittelwerte zum Sollwert für ²⁴⁴Cm. Dies liegt sehr wahrscheinlich daran, dass für die α-Messung von ²⁴²Cm und ²⁴⁴Cm keinem der Teilnehmer ein geeigneter Cm-Tracer zur Verfügung steht (das Isotop ²⁴³Cm hat praktisch die gleiche α-Emissionsenergie, d.h. Verwendung nur möglich bei Massenspektrometrie). Zwar wird generell davon ausgegangen, dass sich Cm und Am bei der chemischen Analytik identisch verhalten, bei diesem Ringversuch ergibt sich aber wahrscheinlich auf Grund etwas unterschiedlicher Verteilungsgleichgewichte am Austauschharz eine systematische Abweichung von ca. 15% zwischen den beteiligten Labors und dem Sollwert.

Referenzen

- [1] Mailand, I.: Oxidcharakterisierung zur Minimierung von Co-58/Co-60 im KKB Beznau. PSI TM-9605-06, 18 Seiten.
- [2] Wersin, P., VanLoon, L.R., Soler, J.M., Eikenberg, J., Gimmi, T., Hernan, P., and Boisson, J.-Y.: Diffusion of HTO, BR, CS, SR, CO and EU in a clay formation: first results from an in-situ experiment in Opalinus Clay. Abstract, Migration 2005, Toulouse, September 5–9, 2005.
- [3] Van Loon, L.R., and Eikenberg, J.: A high resolution abrasive procedure for determining precise radioisotope diffusion profiles in dense argillaceous rocks. Applied Radiation Isotopes 63, Seiten 11–21, 2005.

Kombinierte anti-vaskuläre Tumorthherapie

Transport von Wirkstoffen zu Krebszellen hin

Autor und Koautoren	Kurt Ballmer-Hofer, Cornelia Marty, R. Schwendener
Beauftragte Institution	Molekulare Zellbiologie, Paul Scherrer Institut
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 41 65, kurt.ballmer@psi.ch, mcb.web.psi.ch
Dauer des Projekts	Juli 2003 bis Juni 2006

ZUSAMMENFASSUNG

Radiotherapeutische Behandlung von Tumoren ist in der heutigen Klinik eine erprobte und erfolgreiche Behandlungsmethode. Allerdings werden durch die Therapie auch Schäden im normalen Gewebe verursacht, die möglichst zu vermeiden sind. Eine kombinierte Therapie zusammen mit tumorspezifischen Makromolekülen wird deshalb in vielen klinischen Studien angestrebt. Das Ziel dieses Projekts ist, Wirkstoffe organspezifisch für therapeutische oder diagnostische Zwecke in ein Zielorgan zu transportieren. Dabei verwenden wir spezielle *Liposomen*, die mit Antikörpern oder Peptiden modifiziert wurden und dadurch im Zielorgan in einem lebenden Tier angereichert werden. Liposomen können mit einer Vielzahl von Reagentien wie Radionukliden oder zytotoxischen Substanzen beladen werden. Sie werden dann als therapeutisch oder diagnostisch anwendbare Vehikel eingesetzt.

Als Targetingmoleküle verwenden wir eine Serie von Antikörperfragmenten, so genannte *single chain Fv Fragmente (scFv)*, die in einem Screen einer Phagenbibliothek isoliert wurden. Die verwendeten Antikörper erkennen spezifisch Eiweisse, die in der Tumorumskulatur hoch exprimiert werden. Unsere Antikörper erkennen entweder Endothelzell-spezifische Rezeptormoleküle, insbesondere VEGF-Rezeptoren oder den Tumorendothelmarker, TEM-1, und ein Peptidhormon, VEGF, das die Bildung neuer Blutgefässe steuert. Um die Effizienz der Interna-

lisierung der Liposomen zu steigern, wurden diese ausserdem mit sog. *Proteintransduktionsdomänen*, PTD, versehen. PTDs sind kurze Peptidsequenzen, die an die Zelloberfläche via Heparansulfatgruppen ankoppeln. Sie erhöhen dadurch die Effizienz, mit der so modifizierte Reagentien in lebende Zellen aufgenommen werden.

In diesem Projekt wurde auch die Methode zur Beladung der Liposomen mit zytotoxischen Reagentien oder Radionukliden etabliert und an Zellen und in Tieren getestet. Erste Versuche in Mäusen zur Untersuchung der Verteilung solcher Liposomen auf die verschiedenen Organe wurden durchgeführt.

Als äusserst erfolgreich erwies sich schliesslich eine Kombinationstherapie zur Bekämpfung von Tumoren, die in einem Mausmodell getestet wurde. Dabei wurden neben den Tumorzellen selbst auch sog. *Tumor-assoziierte Makrophagen*, TAMs, als therapeutische Ziele mit Hilfe von zytotoxischen Reagentien eliminiert. Es konnte gezeigt werden, dass mit dieser Kombinationstherapie das Tumorstadium in Mäusen fast vollständig blockiert werden kann. In einem letzten Schritt soll diese Methode schliesslich mit Radiotherapie kombiniert werden.

Projektziele

Die Neubildung und Erhaltung von Blutgefässen ist ein komplexer Prozess, der das Zusammenspiel einer Vielzahl zellulärer Botensubstanzen erfordert. *Vascular endothelial growth factor* (VEGF) ist ein Peptidhormon, das eine wesentliche Rolle in diesem Prozess spielt und auch in der Klinik von Relevanz ist. Auch beim Wachstum von Tumoren ist die Bildung neuer Blutgefässe wichtig, werden im Allgemeinen doch nur gut durchblutete Tumoren eine klinisch relevante Grösse erreichen. Die Entwicklung von Therapien, mit deren Hilfe die Tumervaskulatur angegriffen und zerstört oder zumindest stark geschädigt werden kann, ist eine viel versprechende Methode der Tumorbekämpfung. In unserem Projekt wurden verschiedene rekombinante Antikörper gegen Oberflächenmoleküle in Endothelzellen hergestellt [1, 2]. Als Markermoleküle der Tumervaskulatur wurden VEGF, VEGF-Rezeptoren und das Oberflächenmolekül TEM-1, verwendet. Die rekombinanten Antikörper wurden isoliert, aufgereinigt und biochemisch charakterisiert und dann auch therapeutisch in Mäusen eingesetzt. Zytotoxisch wirksame Reagentien können nun mit Hilfe dieser Antikörper in die Tumervaskulatur geschleust werden.

Liposomen sind aus Lipiden aufgebaute Bläschen. Sie werden als Vehikel für die Auslieferung verschiedener Pharmazeutika in einen Organismus eingesetzt. Allerdings werden Liposomen in vielen Geweben nur schlecht in die Zellen aufgenommen. Eine Modifikation mit *Proteintransduktionsdomänen*, PTDs [3], kann hier Abhilfe schaffen. PTDs sind kurze Peptidsequenzen, die an die Zelloberfläche vieler Zelltypen binden. Liposomen, die mit solchen PTD-Peptiden modifiziert wurden, werden sehr viel schneller in die Zellen eines Zielorgans aufgenommen als normale Liposomen [4, 5]. In unserem Projekt haben wir den Mechanismus der PTD-vermittelten Aufnahme untersucht und gezeigt, dass PTDs via oberflächengebundene Heparansulfate in die Zellen aufgenommen werden. Wir konnten ausserdem nachweisen, dass PTD-modifizierte zytotoxische Liposomen in der Therapie von Tumoren erfolgreich eingesetzt werden können.

Schliesslich wird im laufenden Projekt eine kombinierte Therapie mit zytotoxischen, Tumervaskulatur-spezifischen Reagentien in einem Maustumormodell evaluiert. *Tumor-assoziierte Makrophagen*, TAMs, spielen beim Wachstum von Tumoren eine entscheidende Rolle [6].

Sie stellen viele Wachstumsfaktoren zur Verfügung, die das Wachstum der Tumorzellen beschleunigen und deren Eindringen in gesundes Gewebe ermöglichen. Wir konnten zeigen, dass zytotoxische Reagentien, die TAMs abtöten, das Tumorstadium stark einschränken. Dabei wurden tumortragende Mäuse mit Liposomen behandelt, die mit Tumervaskulatur-spezifischen Antikörpern modifiziert waren und mit zytotoxischen Substanzen wie Bisphosphonaten beladen waren. Solche Liposomen blockierten das Wachstum der TAMs und damit indirekt auch der Tumervaskulatur. In einem nächsten Schritt soll nun noch die besondere Empfindlichkeit der Tumervaskulatur bei der Bestrahlung therapeutisch genutzt werden.

Isolierung rekombinanter, Tumervaskulatur-spezifischer Antikörper am Beispiel von TEM-1

TEM-1 ist ein spezifisch auf der Oberfläche von Endothelzellen in der Umgebung von Tumoren vorkommendes Molekül. Rekombinante Phagen aus einer scFv Phagenbibliothek wurden auf Plastikröhrchen, die mit bakteriell hergestelltem TEM-1 beschichtet waren, gebunden und die nicht spezifischen Phagen gewaschen [7]. Aus den gebundenen Phagen wurde eine Serie spezifischer Antikörper isoliert und vermehrt. Einer

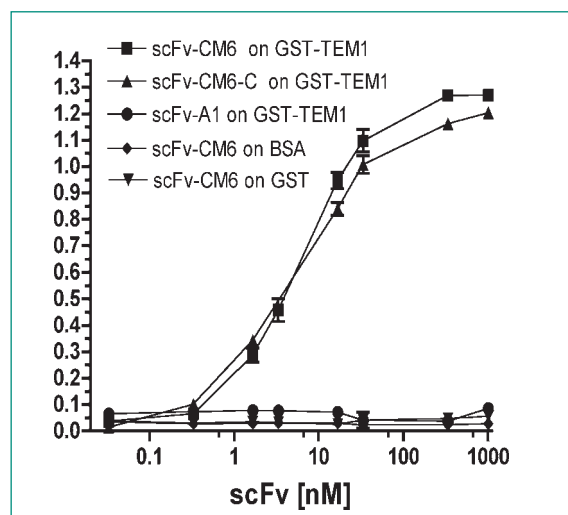


Bild 1: Bestimmen der Antikörperspezifität mit Hilfe eines Immunsorbensassays (ELISA). Die Antikörper wurden auf verschiedenen modifizierten Plastikoberflächen inkubiert und das gebundene Material mit einem sekundären Antikörper und alkalischer Phosphatase nachgewiesen. Die unspezifische Bindung wurde an GST- und BSA-beschichtetem Material bestimmt. scFv-A1 ist ein unspezifischer, scFv-CM6 der spezifische Antikörper.

der scFv-Antikörper, scFvCM6 [8], wurde wie in Bild 1 gezeigt im Detail charakterisiert. Der Antikörper erfüllt auf Grund seiner hohen Selektivität die Voraussetzungen für eine Anwendung in Tieren und wurde so modifiziert, dass er an Liposomen gekoppelt werden kann. Er wurde in der Folge in grossem Massstab in Hefe hergestellt.

In einem weiteren Test wurde, wie in Bild 2 gezeigt, die Bindung an Zellen untersucht, die TEM-1-exprimieren.

Unsere Daten zeigen, dass der von uns isolierte scFv-CM6-Antikörper spezifisch an TEM-1 exprimierende Zellen bindet und somit als Targetingmolekül zur Herstellung therapeutischer oder diagnostischer Liposomen einsetzbar ist.

PTD fördern die Aufnahme von Liposomen via oberflächengebundenes Heparansulfat

Die Aufnahme von Liposomen in die Zielzellen ist ein langsamer Prozess, der durch die Plasmamembran stark behindert wird. Proteine, die eine PTD-Domäne enthalten, werden dagegen sehr rasch durch die intakte Membran lebender Zellen geschleust. Wir haben Liposomen mit Peptiden modifiziert, die über eine PTD-Funktion verfügen. Solche Peptide wurden aus der Sequenz von Antennapedia (Antp) und HIV Tat (Tat) hergeleitet. Es handelt sich um die Sequenzen SGRQI-KIWFQN RRMKWKKC für Antp und SGYGRKKRRQRRRC für HIV Tat. Chemisch synthetisierte Peptide wurden wie beschrieben [9] an Liposomen gekoppelt, gereinigt und dann mit Zellen inkubiert. Bild 3 zeigt, dass PTD-modifizierte Liposomen wesentlich schneller in die Zellen aufgenommen werden als Kontrollliposomen.

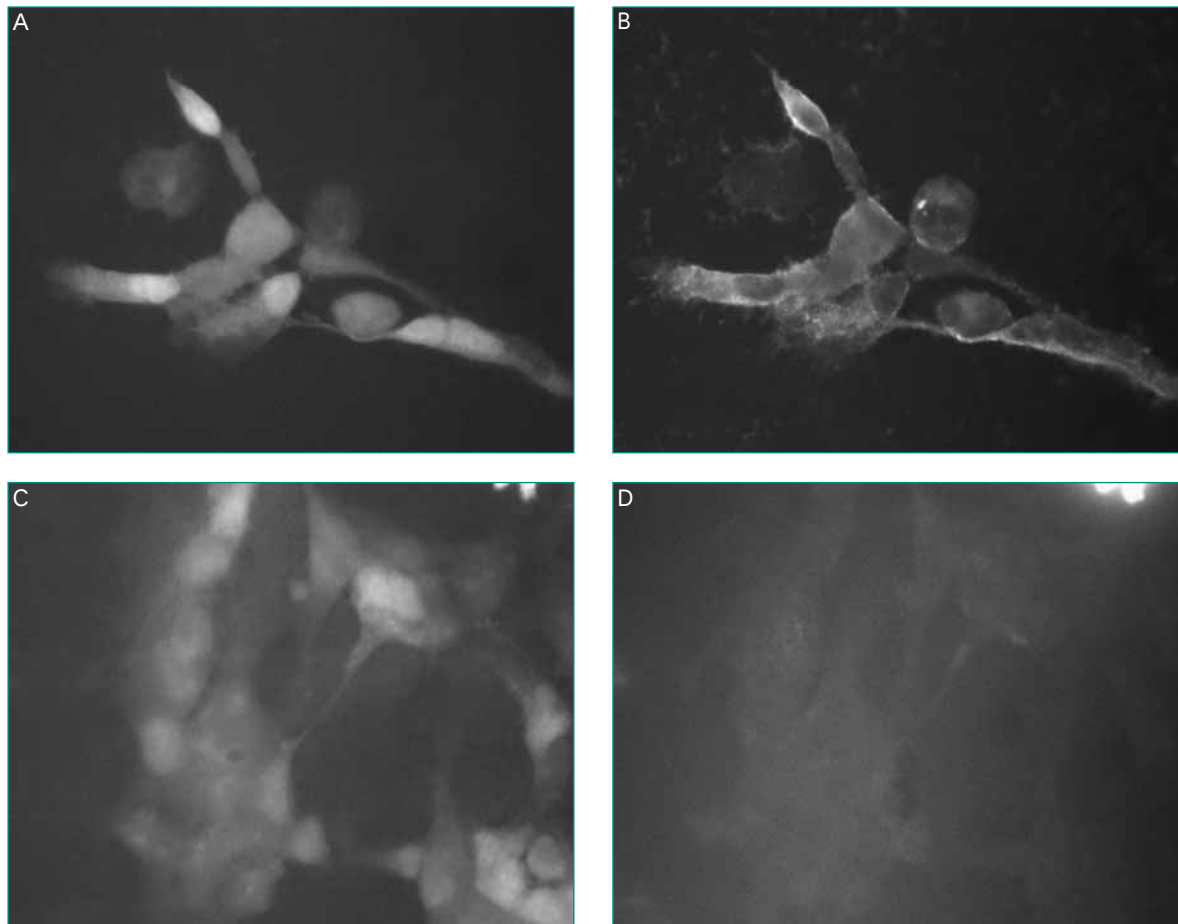


Bild 2: Nachweis der spezifischen Bindung von scFv-CM6 an TEM-1-exprimierende Zellen (C) und an Kontrollzellen (D). A und B zeigen ein Markermolekül (GFP), das zur Identifikation der entsprechend transfizierten Zellen verwendet wurde. A, C TEM-1-transfizierte, B, D untransfizierte Zellen.

Die Aufnahme der PTD-Liposomen konnte mit Heparansulfat blockiert werden. Verschiedene Zelltypen, die über unterschiedliche Heparansulfatzusammensetzung verfügen, zeigten unterschiedliche Aufnahme der Liposomen.

Schliesslich wurde die Zytotoxizität von Liposomen, die mit einem Toxin beladen und mit PTD modifiziert waren, an B16F1-Melanomazellen untersucht. Bild 4 zeigt am Beispiel von Antp PTD, dass eine kurze Behandlung von Zellen mit toxinbeladenen, PTD-modifizierten Liposomen gegenüber unmodifizierten Liposomen stark erhöhte Toxizität zeigt.

Unsere Daten zeigen, dass PTD-Peptide die Effizienz der Aufnahme von Liposomen in Zellen fördern. Der Mecha-

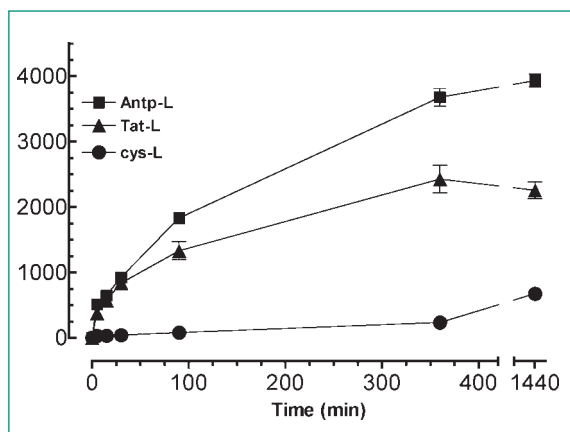


Bild 3: Unmodifizierte und PTD-modifizierte Liposomen wurden mit B16-Melanomazellen inkubiert und der Anteil der Bindung in einem Durchflusszytometer bestimmt. Die Liposomen waren mit einem Fluoreszenzfarbstoff markiert.

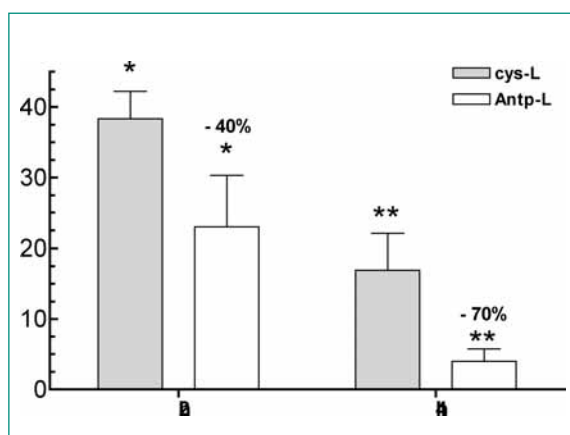


Bild 4: Zytotoxizität von PTD-modifizierten (weisse Blöcke) und unmodifizierten (graue Blöcke) toxinbeladenen Liposomen. Die Zellen wurden während 2 respektive 4 Stunden behandelt und das Überleben der Zellen 24 Stunden später bestimmt, dargestellt ist die Dosis, bei der 50% der Zellen überleben.

nismus basiert auf der Bindung von PTD-Peptiden an Heparansulfat, das auf der Zelloberfläche der meisten Zellen exprimiert wird. Unsere Arbeit belegt, dass PTD beladene Liposomen eine stark erhöhte Zytotoxizität zeigen und somit für die geplanten Tierversuche gut geeignet sind.

Tumor-assoziierte Makrophagen, TAMs, fördern die Bildung von Blutgefässen in Tumoren und damit das Tumorwachstum; Inhibition von TAMs mit einer kombinierten Bisphosphonat/VEGF-Antikörpertherapie

TAMs sind hematopoetische Zellen, die in das Tumorgeewebe infiltrieren und dort eine Vielzahl biologischer Prozesse auslösen, die zu erhöhtem Tumorwachstum führen. In unserer Studie wurden TAMs deshalb als mögliche therapeutische Ziele bei der Tumorthherapie in Betracht gezogen. TAMs wurden mit zwei Methoden abgetötet: einerseits mit einem in Liposomen verpackten Bisphosphonat (Clodronat), andererseits mit VEGF-spezifischen Antikörpern, die die Infiltration der TAMs ins Tumorgewebe reduzieren sollten. VEGF reguliert die Infiltration und das Wachstum von TAMs im Tumorgewebe. Die Untersuchungen wurden an Mäusen durchgeführt, denen ein Tumor eingepflanzt wurde.

Behandlung mit Clodronatliposomen führte zur Blockierung verschiedener Makrophagenpopulationen in der Milz und im Tumor (Bild 5). In diesen Experimenten wurden die Makrophagen mit histologischen Methoden bestimmt, bei denen einzelne Moleküle auf der Zelloberfläche nachgewiesen wurden. Es wurden, wie in Bild 5 dargestellt, histologische Untersuchungen an zwei Populationen von Makrophagen, F4/80- und MOMA-1-Makrophagen, gemacht. Diese gelten als repräsentativ für Makrophagen in Tumoren.

Das Tumorwachstum von Mäusen, die mit verschiedenen gegen TAMs gerichteten Reagentien behandelt wurden, wird in Bild 6 gezeigt. Dabei zeigt sich, dass eine Kombinationstherapie mit Clodronatliposomen und VEGF-neutralisierenden Antikörpern das Tumorwachstum am besten blockiert (Zeisberger et al., Manuskript eingereicht).

In diesem Projekt wurde eine Methode zur Blockierung des Tumorwachstums experimentell in Mäusen untersucht. Eine kombinierte Anwendung von Antikörpern

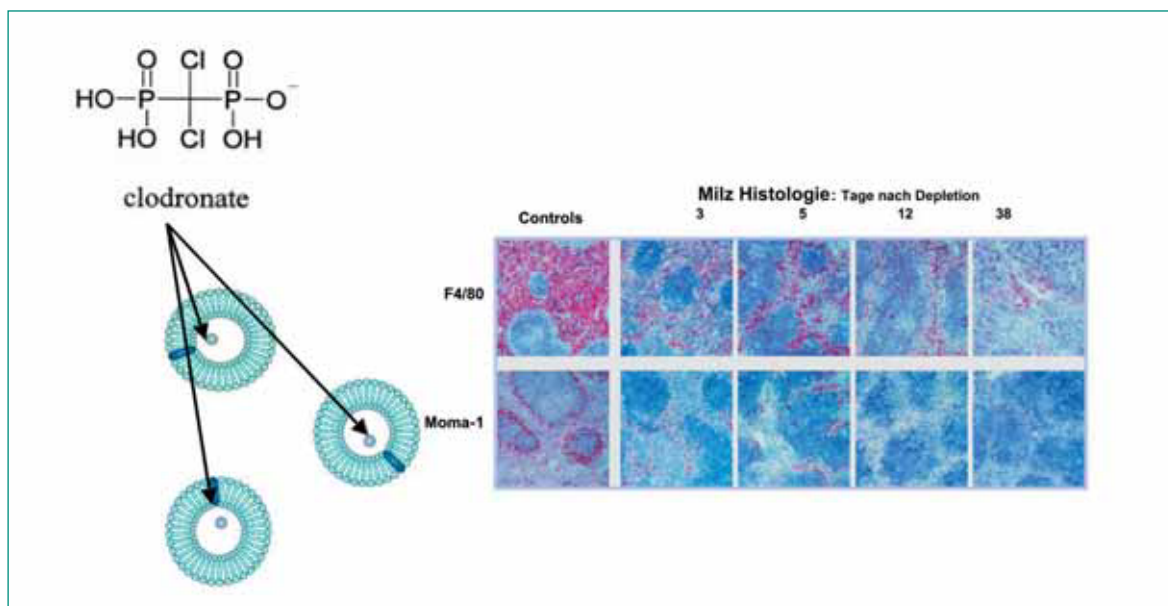


Bild 5: Links, Darstellung der Clodronatliposomen, rechts, histologischer Nachweis von F4/80- und MOMA-1-Makrophagen in der Milz von Mäusen, die mit Clodronatliposomen behandelt wurden.

und zytotoxischen Substanzen, die die Bildung der Tumervaskulatur beeinträchtigen, zeigte dabei die besten Ergebnisse. Diese Therapie sollte nun auch noch kombiniert mit Radiotherapie angewendet werden. Dabei er-

warten wir, dass die therapeutische Strahlendosis durch kombinierte Anwendung mit Antikörpern und Clodronatliposomen geringer gewählt werden kann und so die oft auftretenden Nebeneffekte durch Strahlenschäden verhindert werden können.

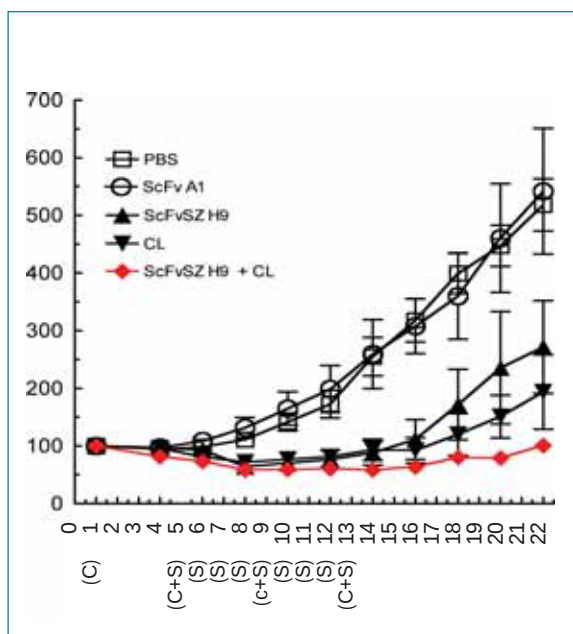


Bild 6: Inhibition des Tumorwachstums in Mäusen, die mit Clodronatliposomen (CL), Kontroll (A1) oder VEGF-Antikörper (SZH9) resp. einer Kombination von SZH9 und CL behandelt wurden.

Internationale Zusammenarbeit

Prof. H. Schott, Inst. für Org. Chemie
Universität Tübingen
Auf der Morgenstelle 18
D-72076 Tübingen

Entwicklung von neuen lipophilen zytostatischen Verbindungen und deren Formulierung in Liposomen

Bewertung 2005 und Ausblick 2006

Das Projekt wurde im Verlaufe dieses Jahres mit einer Serie von Publikationen abgeschlossen. Da die Beitrags-empfängerin in die Industrie gewechselt hat, wird das Projekt am PSI nicht mehr weitergeführt. Ein Folgeprojekt wird an der Universität Zürich durch R. Schwendener weiterbearbeitet.

Referenzen

- [1] Marty, C., & Schwendener, R.A.: Cytotoxic Tumor Targeting With scFv Antibody-Modified Liposomes. *Methods Mol. Med.* 109, 389–402 (2005).
- [2] Rubio Demirovic, A., et al.: Targeting human cancer cells with VEGF receptor-2-directed liposomes. *Oncol. Rep.* 13, 319–324 (2005).
- [3] Schwarze, S.R., Hruska, K.A., & Dowd, S.F.: Protein transduction: unrestricted delivery into all cells? *Trends Cell Biol.* 10, 290–295 (2000).
- [4] Console, S., Marty, C., Garcia-Echeverria, C., Schwendener, R., & Ballmer-Hofer, K.: Antennapedia and HIV TAT «protein transduction domains» promote endocytosis of high Mr cargo upon binding to cell surface glycosaminoglycans. *J. Biol. Chem.* 278, 35109–35114 (2003).
- [5] Marty, C., Meylan, C., Schott, H., Ballmer-Hofer, K., & Schwendener, R.A.: Enhanced heparan sulfate proteoglycan-mediated uptake of cell-penetrating peptide-modified liposomes. *Cell Mol. Life Sci.* 61, 1785–1794 (2004).
- [6] Pollard, J.W.: Tumour-educated macrophages promote tumour progression and metastasis. *Nat. Rev. Cancer* 4, 71–78 (2004).
- [7] Neri, D., Pini, A., & Nissim, A.: Antibodies from phage display libraries as immunochemical reagents. *Methods Mol. Biol.* 80, 475–500 (1998).
- [8] Marty, C., et al.: Isolation and characterization of a scFv antibody specific for tumor endothelial marker 1 (TEM1), a new reagent for targeted tumor therapy. *Cancer Lett.* (2005).
- [9] Marty, C., Scheidegger, P., Ballmer-Hofer, K., Klemenz, R., & Schwendener, R.A.: Production of Functionalized Single-Chain Fv Antibody Fragments Binding to the ED-B Domain of the B-isoform of Fibronectin in *Pichia pastoris*. *Protein Expr. Purif.* 21, 156–164 (2001).

Mont Terri

Endlagerung radioaktiver Abfälle im Opalinuston?

Author and Co-Author(s)	Prof. Dr. Simon Löw, Dr. Salina Yong, Dr. Corrado Fidelibus, Dr. Frank Lemy, Dr. Keith Evans
Institution	Chair for Engineering Geology, ETH Zürich
Address	ETH Hönggerberg, CH-8093 Zürich
Tel., E-mail, Internet address	+41 43 6332742, loew@erdw.ethz.ch, www.erdw.ethz.ch/loew
Duration of the Project	1 July 2002–30 June 2007

ABSTRACT

Clays and clay stones are considered suitable to host a repository of radioactive nuclear waste, provided the very low permeability and high retardation factor. Nevertheless, an excavation produces fractures (so-called EDZ fractures) which can eventually act as percolative features and cause an increase of the (global) permeability of the rock in the near-field of the opening. The EZ-B Experiment in Mont Terri URL was conceived in order to analyze the mechanical processes driving the development of these fractures and define the optimal strategies for quantitative estimates of the evolving fracture patterns through numerical modeling. Understanding of the processes and mechanisms influencing the generation of EDZ-fractures will also contribute to the design of excavation, support and sealing methods aimed at limiting the development of the EDZ fractures.

In 2005 the EZ-B experiment was performed as a staged excavation of a niche from the walls of the Gallery04 with a comprehensive spatial and temporal monitoring of several key variables including 1) 3D high-resolution displacements of the niche walls, floor, ceiling and face, 2) detailed mapping of the geometry and type of all the fractures and faults visible at the excavation surfaces and in monitoring boreholes, 3) pore pressures in the rock measured in slim diameter boreholes located around the niche, 4) time dependant seismic imaging of the rock mass and fractures surrounding the excavated niche. Moreover, the material sampled from cores of boreholes excavated along different orientations is stud-

ied in a rock mechanical laboratory to assess Fracture Mechanics (FM) parameters. This conspicuous and large data set collected in 2005 will be used to define the experimental and theoretical framework for the numerical simulations. Some of the measurements are repeated periodically to better understand the time-dependant evolution of the EZ-B niche EDZ.

Processing and interpretation of this data set is a long-term activity. A strong work of coordination is ascribed to ETH, given that the experimental work is shared with several international partners. Some of the data sets like seismics and laser scanning require substantial amounts of processing. Interpretation is difficult because each variable evolves in coupling with the others and a direct inferring of parameter values is not straight. Concepts of FM, geophysics and hydro-mechanical (HM) coupling in saturated and unsaturated rocks are needed to proceed successfully with the interpretation.

Up to date, after completion of the excavation, all the planned measurements have been accomplished, except from the long-term monitoring. The interpretation of the data set is still under way. In this report specific reference is made to the results from the interpretation of the displacement measurements via laser scanning and the outcome of the fracture mapping at the entrance of the niche. Furthermore, some information is given about the state of numerical analyses.

Review of Project Objectives and Components

The main purpose of the EZ-B experiment is to obtain as complete a description as possible of the active development of the EDZ about an excavation in clay-shale, bearing in mind the «discrete» nature of the disturbed material. The excavation will be a 5 m long, 3 m diameter circular niche which will be extended in 1.5 m steps with pauses for measurements. The insights gained from the experiment will assist in the definition of a theoretical framework for the fracture generation processes within the EDZ of the Opalinus Clay at the Mont Terri URL. Of particular interest are the factors that control fracture nucleation and growth, as well as the ultimate geometry and properties of the fractures. Although relatively homogeneous at the hectometer scale, the Opalinus Clay shows various types of heterogeneities at the centimeter to meter scales (e.g. sandstone lenses, extension and shear veins, tectonic joints, faults and fault zones). An important aspect of the experiment is to evaluate the effect these heterogeneities have on the EDZ development. It is well known that lenses of material of different stiffness may distort the stress trajectories, producing local tensile stresses, even in an overall compressive field.

The EZ-B project comprises several phases which may summarize as follows:

1. *Multi-Stage Field Investigations*: Detection of the progressive development of excavation-induced fractures during the stepwise extension of the niche by means of optical logging and seismic single and cross-hole measurements in boreholes, core logging, and detailed fracture mapping of the face and walls of the niche during pauses in its excavation. Mechanical index testing (Schmidt hammer) and detailed window mapping of sedimentological and tectonic heterogeneities on the excavation surfaces and on core. Continuous monitoring of the 3D tunnel surface displacements, fracture evolution, and pore pressures during and after the excavation.
2. *Fracture geometry analysis*: Digital analysis of optical and laser images of the excavation surfaces as recorded during the progressive excavation of the test niche. Application of inference procedures to produce the distributions of the 3D geometrical properties of the EDZ fractures (Warburton, 1980).
3. *Numerical Modelling*: Simulation of stresses, damage and displacements around the stepwise excavated

niche. Simulation of fracture nucleation and development around the excavation with a fracture mechanics code, whose input is based on the in-situ and mechanical lab data sets. Comparison of modelled displacements, damages and EDZ fracture patterns with the observations at Mont Terri.

Work Carried Out in 2005 and Results Obtained

In 2005 the multi-staged excavation of the EZ-B niche has been carried out and all the planned measurements have been accomplished, with the exception of the long-term monitoring. The interpretation of the data set is under way. As previously mentioned, the data collected refer to: 1) monitoring of (absolute) displacements of the walls of the niche; 2) fracture mapping of the walls; 3) core analysis; 4) geophysical investigation; 5) rock/fracture mechanical laboratory testing; 6) pore pressure monitoring. The numerical investigation is a complementary activity accomplished till now independently on the results excerpted from the EZ-B site. In what follows a description is given of some of the significant results obtained with respect to the issues for which the interpretation and analysis are advanced, that is to say:

- Measurement of displacements via Laser scanning (Reference n. 1);
- Fracture Mapping (Reference n. 2);
- Numerical analyses (Reference n. 3 to 6).

1. Monitoring of displacements

Laser scanning technology has been successfully applied to measure the absolute displacements of the EZ-B niche. A Zoller+Fröhlich Imager 5003 3D laser scanner has been used to provide realistic representations of the excavation surfaces at different time in order to derive the progression of displacements with stages. It does not require the installation of physical targets on the rock surface and for this reason has been selected to monitor the niche on a regular basis. The scanner is based on a deflecting technique where the laser beam is deflected by a mirror that rotates around two axes (a horizontal axis and a vertical axis). The distance measurement system is based on the phase-shift principle. The combination of the high-speed rotation of the mirror and the fast detection of distances by using the

phase-shift principle results in a high-performance laser scanner with a scanning rate of up to 625 000 points per second. Therefore, the minimum angle increment is 0.02° , thus achieving a point spacing of up to 3 mm in a distance of 10 m. The accuracy for single points is less than 1 cm within the specified range of 10 m.

Point clouds (i.e. the raw data) of the surfaces scanned after different phases of the excavation are first generated and pre-processed. A procedure has been developed which consists of a first pre-processing step of automatically or manually detecting and deleting points representing blunders. Then the orientation of the best-fit plane of the investigated area is calculated using the least-square method. Subsequently, the point cloud is converted into a grid where each point is assigned a value corresponding to the local elevation of the surface model. These elevation values are calculated through the interpolation of the original point cloud. Once the

pre-processing is complete, data processing can commence with the main objective of noise reduction by means of a filtering process, which brings to a more uniform arrangement of points. Finally, a map displaying the evolution of the surface topography is computed by comparing two point clouds representing the same area but acquired at different times.

With reference to a specific location (Figure 1a), the differential elevation maps of the point clouds are displayed respectively for scanning sessions 0 and 1 (Figure 1b) and 0 and 2 (Figure 1c). Most of the surface elevation variations occurring during the investigation period lie in a range of -5 to +5 mm. These variations are of the same order of magnitude as the accuracy of the laser scanning for the determination of the displacements of individual points. However, they are in conformity with the magnitude of the z-component of the displacement measured at less than +1 mm with the total station for an object point located near the centre of the investigated area (Figure 1a). Furthermore, changes in the distribution of the yellow zones characterized by differences lying between 0 and 5 mm suggest that displacements increased with time and with distance from the centre of the tunnel face.

The reliability of the method has been assessed by comparing displacement measurements provided by the laser scanner with those calculated from total station surveying of markers installed on the tunnel surfaces. Based on the comparison, the accuracy furnished by the scanner is less than 1 cm in the determination of the displacement of individual object points.

2. Fracture mapping

The EZ-B Experiment has been conceived to release a complete introspection of the rock mass structure around an excavation. In this sense, the excavated niche plays the role of both a «tunnel» (whose dimension is comparable to what is planned in NAGRA repository design) and an exploration window with respect to the fracturing induced by the excavation of Gallery 04. A small-scale mapping of the entrance of the niche has been carried out just after the completion of excavation works during the night of 9/10 December 2004 by the Geotechnical Institute Ltd. A wire made of strings has been installed on both side walls of the EZ-B niche. The wire is made of unit squares of 50×50 cm. The small-

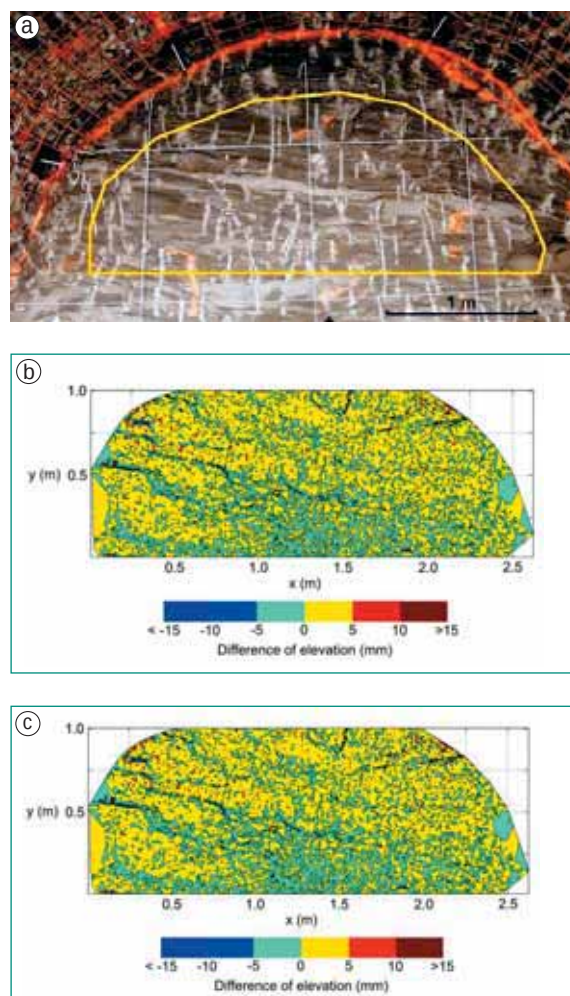


Figure 1: a) Location of the investigated area, b) differential elevation map of the point clouds acquired during scanning sessions 0 and 1, c) differential elevation map of the point clouds acquired during scanning sessions 0 and 2.

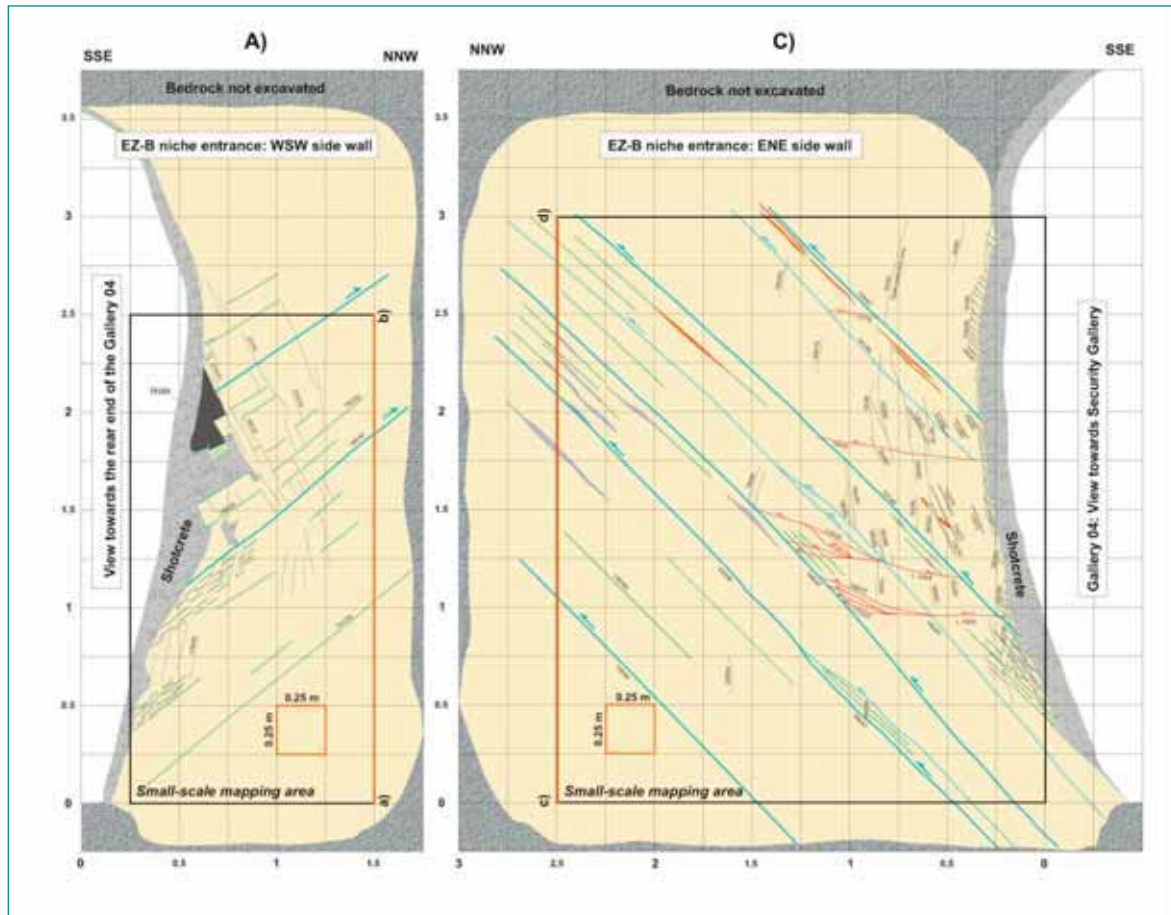


Figure 2: Small scale mapping at the entrance of the EZ-B Niche (Geotechnisches Institut).

scale mapping has enabled the elaboration of a detailed map which is presented in Figure 2. The tectonic and artificial (EDZ) fractures were carefully distinguished during the mapping. With respect to the EDZ features, it is possible to make the following distinction:

- Subvertical unloading joints, subparallel to the Gallery 04 axis
- Steeply ESE-dipping unloading joints, oblique to the Gallery 04 axis
- Brittle shear fractures reactivating the bedding planes

It is important to emphasize that the surfaces of the ESE-dipping joints are systematically affected by plumose structures made of concentric-elliptical steps (ripple marks) and radial traces (hackle marks). These structures are typical of pure extension opening mode. No plumose structures were identified on the joints parallel to the Gallery 04 tunnel axis. The analysis of the map reveals that the clays in favorable orientation to excavation surfaces (strike parallel to excavation axes) are often disturbed by reactivated bedding planes and unloading fractures normal to bedding.

The data set excerpted from the mapping will constitute a valuable information on which the numerical analyses will be based. The data set will be improved by means of a statistical analysis in terms of trace length, orientation and distribution of trace centers.

3. Numerical analyses

The fracturing of the Opalinus Clay at the sidewalls of the EZ-B niche in Mont Terri is an example of crack growth in brittle materials which can be potentially simulated by means of Fracture Mechanics (FM) algorithms. More specifically, the simulation of the crack growth in the compressive field at the niche sidewalls would require seeding the domain of simulation with representative cracks, which after the stress re-distribution following the excavation phases would elongate in stable manner to produce a series of artificial macrofractures, almost parallel to the walls. Both Linear Elastic (LEFM) and Non-Linear (NLFM) Fracture Mechanics may be utilized for the simulation. In the framework of

the EZ-B Experiment, two computer codes have been tested and compared in view of the final back-simulation of the fractures displayed at the site: the LEFM code FRACOD2D of Fracom Ltd. and the NLFM code ELFEN of Rockfield Software Ltd.

Several numerical tests have been performed to scrutinize the capability of ELFEN code to simulate the brittle fracturing of solids. Most of the algorithms of ELFEN are undoubtedly efficient and assist in solving with a moderate computational demand many complicated problems where fracturing of a solid is considered. Nevertheless, one of the major drawbacks of the code, the lack of mesh objectivity, leads to sort of unexpected results if a precise quantitative solution is required. For this reason the LEFM computer code FRACOD has been also considered in view of the simulation of the fracturing around the niche. In what follows explicit reference is given to FRACOD.

As a testing example, the simulation of the fracturing around a hole is illustrated as a typical example of brittle fracturing in compressive field. The domain is seeded by pre-existing cracks obeying a Poisson process of collocation. The cracks are indispensable to generate tensile stresses which give raise to the generation of macro-fractures. In FRACOD, both Mode-I and Mode-II fractures may grow, conformingly to a modified G-crit-

terion. The simulation refers to a drift of 1.5m radius of a material having the properties of a chert. The zone seeded with cracks is a square 1.5×1.5m close to the sidewalls of the drift. A deviatoric load is applied at the boundaries of the domain (horizontal load on the vertical edge 15% of the normal load applied on top). Only $\frac{1}{4}$ of the entire domain is simulated (the symmetry is false, given the random distribution of cracks, but it is forced here to reduce the computational demand).

A picture of the fracture pattern in the vicinity of a tunnel sidewall is shown in Figure 3. The coalescence of the various cracks drives to the generation of a rather articulated fracture pattern; as a practical consequence the resort to stochastic simulations may assist in the definition of the tendencies, when density and length of the cracks of the simulation change. However, a propensity of the material to generate long features more or less parallel to the sidewall is evident from the simulation. Both Mode-I (blue and red) and Mode-II (green) fractures exist. Fractures do not seem isolated but rather tends to form a network in 2D. It seems that the Mode-II fractures are less but still contribute to establish the connectivity. The existence of these connections may indicate connectivity also in the third direction.

In principle, in the framework of a design activity, the fracture pattern as delivered by the numerical simula-

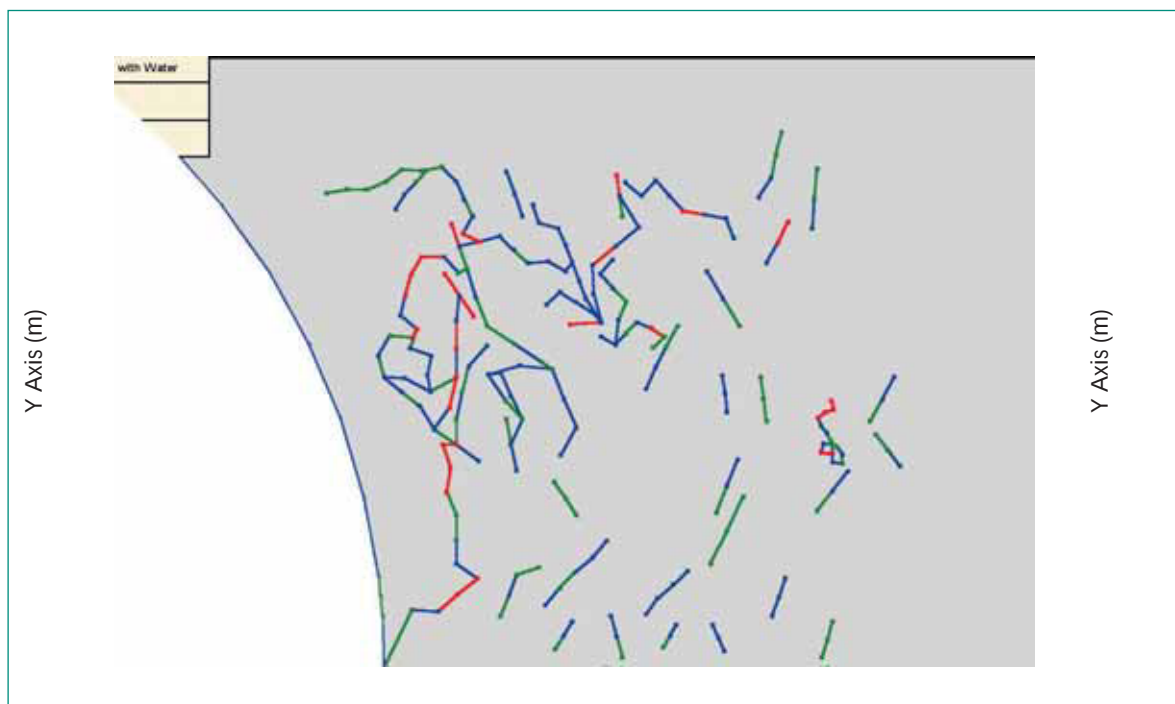


Figure 3: Fracture pattern at the sidewall of a drift as simulated by FRACOD.

tions might be used for the analysis of the near-field response of the rock after re-distribution of stress and pressure takes place after the excavation and closure of an opening due to hydro-mechanical coupling. A 2D numerical code has been written with the capability to simulate HM coupling in porous materials with some discrete fractures. The next step of this activity is to implement the code with the numerical algorithms required for thermal loads.

National Cooperations

HSK funds the EZ-B Experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. The Institute of Geodesy and Photogrammetry of ETH has furnished instrumentation and human resources for the measurement of the displacements. Substantial contributions to the solution of all the technical problems in relation with the excavation and the fracture mapping of the niche walls have been made by the Geotechnisches Institut in Bern.

International Cooperations

The institutions in contact with the Chair of Engineering Geology for supporting ETH are the following: 1) Laurentian University, Canada, through Prof. Peter Kaiser; 2) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Germany; 3) Gesellschaft für Reaktorforschung und Sicherheit (GRS), Germany; 4) GDR Forpro, France; 5) National Research Council, Italy; 5) FRACOM Ltd., Finland.

Assessment of 2005 and Perspectives for 2006

The goals defined for 2005 have been mainly reached. The excavation of the niche has been accomplished and a conspicuous and valuable data set is now available for post-processing and analyses. Also an optional lab testing campaign could be started in the framework of the EZ-B experiment in order to fulfill the lack of knowledge in terms of mechanical (FM) properties of the Opalinus Clay.

The next year will be spent on the interpretation of the field data. The interpretation of the data is complex due to the strong effect of anisotropy of the material, HM coupling and the time-dependent effects. Numerical

analyses will include modeling of the stress field and pore pressures using mechanical and HM coupled codes (Phases/Examine3D/Flac). FRACOD will be modified to take into account the anisotropy and will be used for 2D simulations of both the fracturing at the entrance and along the sidewalls of the EZ-B niche.

References

- [1] A case study of monitoring tunnel wall displacement using laser scanning technology, *F. Lemy, S. Yong and Thorsten Schulz*: IAEG2006 International Conference, paper number 482 (in press).
- [2] EZ-B experiment: Small-scale mapping of tectonic and artificial (EDZ) fractures of the EZ-B niche, *C. Nussbaum, P. Bossart, J. von Rutte, O. Meier and N. Badertscher*: Mont Terri Project Technical Note 2005–30.
- [3] A numerical technique for the prediction of the coupled hydro-mechanical response of rock fractures, *G. Cammarata, G. Barla, M. Cravero and C. Fidelibus*: IACMAG 11th International Conference.
- [4] The hydro-mechanically coupled response of rock fractures, *G. Cammarata, C. Fidelibus, G. Barla and M. Cravero*: submitted to Rock Mechanics and Rock Engineering.
- [5] Brittle fracturing around tunnels through numerical modeling, *C. Fidelibus*: ETH Report 3465-48 (Draft).
- [6] A BEM-FEM technique for the hydro-mechanically coupled response of a 2D assembly of rock blocks and fractures. *C. Fidelibus*: to be submitted to International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics.

Human Reliability Analysis

Wie verhalten sich Operateure bei Störfällen?

Author and Co-Author(s)	V.N. Dang
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 29 67, vinh.dang@psi.ch, www.psi.ch www.psi.ch und http://lww.web.psi.ch/lwi0.htm
Duration of the Project	2001–2004 (extended to 2005)

ZUSAMMENFASSUNG

Die Arbeiten im Jahr 2005 dienten dem Abschluss des laufenden Projektes sowie der Ableitung von Schlussfolgerungen. Wesentliche Ziele und Ergebnisse im Jahr 2005 waren:

- die Entwicklung einer Quantifizierungsmethode zur Schätzung von Wahrscheinlichkeiten von Durchführungen ungeeigneter Handlungen (Errors of Commission im internationalen Sprachgebrauch) und deren Anwendung für zwei Referenzfälle;
- die Anwendung der dynamischen Ereignisbaum-simulation in einer Studie für ein Szenario mit Frischdampfleitungsbruch, ausgehend von Tests und Modifizierungen des Softwarewerkzeugs ADS (Accident Dynamic Simulator).

Die Quantifizierungsmethode hat einen aktuellen Bezug zu Risiken im Zusammenhang mit Durchführungen ungeeigneter Handlungen. Ausgehend von einer generischen Fehlerwahrscheinlichkeit arbeitet die Methode mit Anpassungen, die anlagen- und situationsspezifische Faktoren berücksichtigen.

Die Simulationsstudie betrifft den zweiten Projektschwerpunkt im Hinblick auf Möglichkeiten, Analysen menschlicher Zuverlässigkeit sowie ungeeigneter Handlungen durch dynamische Szenarioanalysen zu unterstützen. Der zu ADS gehörige dynamische Ereignisbaum sowie die darin eingebundenen Modelle erlauben die Untersuchung von Interaktionen zwischen den technischen Systemen der Anlage und dem Betriebspersonal während des Ablaufs von Störfallszenarien.

Mit den vorliegenden Ergebnissen sind die Projektziele hinsichtlich 1) Analyse und Quantifizierung ungeeigneter Handlungen sowie 2) Entwicklung und Anwendung dynamischer Szenarioanalysen erreicht worden. Die Quantifizierungsmethode ist ein wesentlicher Fortschritt in der quantitativen Abschätzung des Risikobeitrags von Durchführungen ungeeigneter Handlungen. Die dynamische Szenarioanalyse bietet ein Werkzeug zur Unterstützung der Analyse von Handlungen des Betriebspersonals sowie der Gewinnung diesbezüglicher Erkenntnisse im Hinblick auf Störfallvorschriften und Training; die Ergebnisse sind einsetzbar in Analysen menschlicher Zuverlässigkeit im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen sowie in Studien über ungeeignete Handlungen. Die Elemente in den Bereichen Quantifizierungsmethode und dynamischer Szenarioanalysen bilden den Kern eines Vorhabens für ein Nachfolgeprojekt.

Summary

In 2005, the final year of the current project, the aim was to complete the project and draw conclusions from this work. The main goals and results achieved in 2005 were:

- the development of a method for the estimation of Error of Commission (EOC) probabilities and its application to quantify two reference cases;
- the application of dynamic event tree simulation in a study of Main Steam Line Break scenarios, which followed the testing and revision of the ADS software tool.

The EOC quantification method relates to the topical area of the project dealing with the analysis of the risks associated with EOC and their significance. The quantification method takes into account an overall, generic probability for EOCs and adjusts this probability for a given case based on examining a range of plant- and situation-specific factors.

The simulation study relates to the second project area on «dynamic scenario analysis» capabilities to support HRA and EOC analysis. The ADS dynamic event tree software and the models incorporated in this framework provide the means to examine the interactions of the plant technical systems and of the personnel during the evolution of accident scenarios.

With the results, the overall goals of this project addressing 1) the analysis and quantification of EOCs and 2) the development and application of a dynamic scenario analysis tool are met. The quantification method represents a notable progress for the calculation of the risk significance of EOCs. Dynamic scenario analysis is a tool with which safety analysts can examine the critical personnel responses and the role played by procedures and training in accident scenarios. The insights that may be gained support the analysis and quantification of human actions in HRAs within the usual scope of a PSA study and in EOC studies. These elements, the

quantification method and dynamic scenario analysis tool, comprise the core of a proposal for a follow-up project.

Project Goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of complex systems. In spite of technical improvements in hardware, enhancements of the human-machine ergonomics, the increased reliance on automation, and the safety gains achieved with these, the experience in the nuclear industry as well as other technologies continues to highlight the critical contributions of personnel both to safety and to risk.

Human Reliability Analysis (HRA) is an important part of Probabilistic Safety Assessment (PSA) and deals with the human element in the safety of human-technical installations. A realistic evaluation of the human contribution is key to a sound evaluation of safety and of the potential weaknesses of a facility. This soundness is important to licensee and regulatory decisions that support and enhance safety in all areas, e.g., plant design, operation, maintenance, and accident prevention and mitigation. In the Human Reliability Analysis (HRA) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated. The overall aims of the project are a) to reduce the uncertainties in the quantification of the probabilities of human errors, b) to provide insights on the contribution of potential EOCs, and c) to develop human performance models for dynamic risk assessments.¹

For 2005, the four main goals were:

«Errors of Commission» (EOC)

1. documentation of the method for quantifying EOCs and of the application of this method to estimate the probabilities of two reference cases;
2. finalization of the report on the pilot study of EOCs for a Swiss plant, in which the CESA method for the identification of EOCs was applied;

¹ In parallel to the research program, PSI/NES supports HSK through on-call tasks. The HRA-oriented tasks are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to HSK by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). During this year, these tasks addressed 1) an evaluation of selected HRA methods, 2) the review of the HRA in the PSA for the Gösgen nuclear power plant (low power and shutdown operation), and 3) the review of the Severe Accident Management Guidelines of the Gösgen plant. The work carried out within on-calls provides impulses for the research and is closely connected to the development work aiming at the enhancements of the current methods. Nevertheless, the on-call tasks have a separate funding, and their specific content and results are not further addressed in the present report.

3. evaluation of the applicability of the CESA method for the shutdown operating conditions.

«Dynamic PSA (dynamic scenario analysis)»

4. completion and report of the analysis of Main Steam Line Break scenarios using the dynamic scenario analysis tool.

Work Carried Out and Results Obtained

The description of the work and results follows the structure of the project goals for 2005. The four goals fall into the two main areas of work: EOCs and dynamic PSA (dynamic scenario analysis).

«Errors of Commission» (EOCs)

1. EOC quantification method and quantification of reference cases

Most HRA methods, reflecting the focus of state-of-the-art PSAs on the omission of actions that are required to bring the power plant to a safe state following a disturbance, focus on considering whether the elements supporting the performance of the actions are present, e.g. available time, procedural guidance. The analysis of EOCs, which deals with the probability that inappropriate actions are performed, presents several difficulties.

First, many EOCs are related to decision-making performance. A large number of factors can affect decision-making; moreover, the factors that are important for a given decision depend strongly on the context. The consequence is that the quantification of decisions has relied strongly on expert judgment. A second difficulty is that for some factors, the relationships that hold for omissions do not hold for EOCs (e.g. more available time, decreased failure probability).

A method for estimating the probability of EOCs has been developed in the HRA project. An overall, generic probability for EOCs was estimated first, based on operational experience events that included EOCs from different plants. To derive the plant- and scenario-specific EOC probabilities needed in safety studies, the method is used to adjust this probability based on the

examination of a range of plant- and scenario-specific factors. Examples of these factors include the information available for cross-checking a diagnosis and the apparent benefits of a course of action. The basis for both the generic probability and the identification of the factors to be examined is the earlier work analyzing a set of EOC events from the international experience. This analysis of EOC events is reported in [1].

The method defines a reliability index i , defined from 0 for strongly «error-forcing» contexts to 9 for contexts with very low EOC probabilities. The quantification assumes that $P(\text{EOC})$ has the form

$$P(\text{EOC}) = \sum_i P(\text{EOC} \mid i) \cdot P(i)$$

Values for $P(\text{EOC} \mid \text{context with index } i)$ and the generic distribution of $P(i)$, shown in Figures 1 and 2 respectively, have been developed by analyzing a set of operational experience events that included EOCs from different plants; together, these distributions represent the generic probability of EOCs.

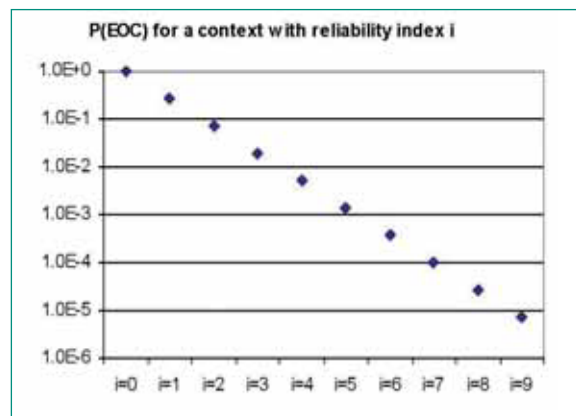


Figure 1: $P(\text{EOC})$ for a context with reliability index i .

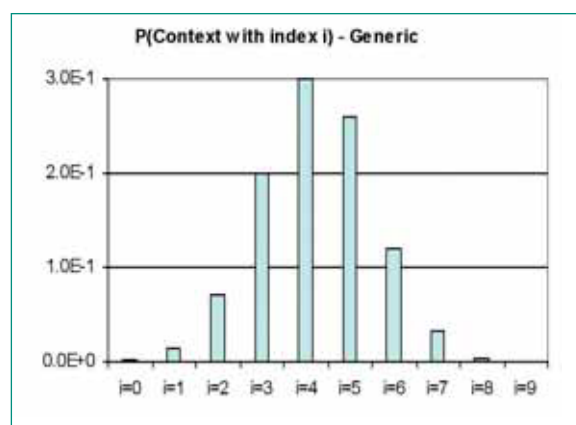


Figure 2: Generic $P(\text{Context with index } i)$.

To analyze a plant-specific situation of interest, the analyst performs a systematic check for EOC-motivating situational features. The generic distribution of $P(i)$ is then modified to obtain a posterior distribution of $P(i)$ that incorporates the results of the qualitative, situation-specific analysis. Figure 3 shows an example of how the $P(i)$ distribution is changed as a result of the update. In this example, the plant-specific factors identified tended to reduce the EOC potential. Consequently, the situation-specific distribution in Figure 3 shows that contexts with higher reliability indices are more likely than in the generic distribution. In this way, the method brings together the available data while allowing a large range of potential factors to be considered.

Reference [2] documents the technical basis of the method, outlines the method steps, and illustrates the application of the method in the quantification of two EOC scenarios (reference cases). The next steps in this work are to further elaborate the quantification method that has been outlined here, developing guidance for the qualitative and quantitative analyses.

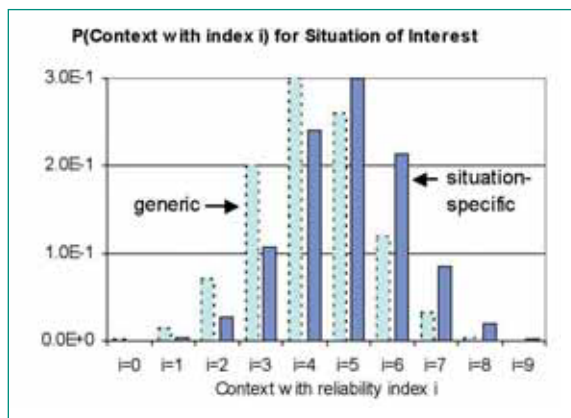


Figure 3: Probability distributions of the EOC quantification method.

2. Report on the pilot study of EOCs for a Swiss plant

A pilot study aimed at identifying the risk from potential EOC scenarios for a Swiss nuclear power plant was performed in earlier project work. The preliminary results and perspectives gained in this pilot study have been the basis for several elements of the work performed in 2005. In particular, the work on the EOC quantification methodology discussed above is a follow-up action to the pilot study and is motivated by EOC scenarios that were identified and the challenges encountered in the quantification of these scenarios.

The CESA methodology used in the pilot study, the application of CESA in the pilot study, and the pilot study results have been presented at conferences and workshops to obtain comments and responses from the HRA and PSA community. In 2005, the full report on the pilot study was finalized [3]. The report documents:

- the CESA methodology for identifying potential EOC situations, as applied in the pilot study;
- the 13 types of EOC actions (referred to as EOC top events) that were selected for the scenario search process;
- the 15 specific scenarios and associated EOCs (i.e. EOC split fractions) that were identified;
- the quantitative analysis performed for 4 of the 15 EOC split fractions; and
- conclusions on the risk associated with EOCs for this specific plant.

In addition to identifying specific risk-significant scenarios, the application of the CESA method was effective and showed that the types of EOC actions most likely to be risk-significant for this facility was 13, a relatively manageable number. In the identification of scenarios, no scenarios were identified for six of the thirteen types of EOC actions. The 15 scenarios that were identified were associated with the remaining 7 types of actions.

In view of the recognized shortcomings of the available methods for quantifying the scenarios, the 4 scenarios for which the EOC probabilities were estimated were chosen to ensure a diverse set of scenarios rather than focusing solely on the a priori most significant scenarios. The motivation for this selection was to identify the specific issues for quantification to be addressed in subsequent work, recognizing that significant uncertainties and a strong dependence on expert judgment could not be eliminated at this stage.

The report provides the overall conclusions and insights gained in the pilot study. From the methodological perspective, the CESA method was shown to be practical and able to prioritize the types of scenarios and EOC actions to be examined. In terms of risk significance, the quantitative analyses performed suggests that some EOC scenarios can be significant contributors to the facility risk. As expected for PSA studies, this conclusion is plant-specific and cannot be generalized to other facilities. On the other hand, the types of scenarios identified do provide some insights concerning what to look for in other plant-specific analyses.

3. Evaluation of the applicability of the CESA method for shutdown operating conditions

The pilot study discussed in the previous item concerned the application of the CESA method for identifying EOCs for a plant at full-power operating conditions. The applicability of the method for the facility during shutdown conditions was evaluated, as a first step towards evaluating the risk from EOCs associated with shutdown conditions.

The evaluation shows that the identification approach underlying the CESA method is applicable for shutdown conditions. The challenges that were identified relate to issues that have to be considered in the implementation of the CESA method. For instance, in selecting the types of actions to be examined in searching for EOC scenarios, CESA relies on the set of actions advised by the emergency operating procedures (EOPs). For full-power conditions, these actions provide a good starting point for the set to be examined, since the EOPs consider mainly emergencies for the plant at full-power operating conditions. The EOPs for shutdown conditions, on the other hand, may be less comprehensive. While fewer types of emergencies need to be considered during shutdown, the number of plant and system configurations is larger, making it difficult to have detailed EOPs that apply in all of the possible configurations.

Another challenge relates to differences in the accident initiators that may occur during full-power and shutdown conditions. The full-power EOC analyses are aimed at EOCs that are inappropriate actions in response to initiating events. For shutdown, a significant effort is expected to be needed to search for EOCs that lead to initiating events. Shutdown operations in a nuclear power plant require a larger number of personnel interactions with the plant, to take the facility through the different configurations needed to access the systems and, naturally, to perform the maintenance and testing scheduled during the shutdown period.

The evaluation of the applicability of the CESA method for shutdown operating conditions is documented in [4].

Dynamic scenario analysis

4. Analysis of Main Steam Line Break scenarios

In the earlier project years, a major component of the work related to the dynamic scenario analysis concerned the development of the ADS software tool. The ADS tool provides a simulation framework based on dynamic event trees. For dynamic scenario analyses, in which the interactions of the personnel with the nuclear power plant are of interest, a model of the personnel's performance (an operator model) is coupled to the model of the plant thermal-hydraulic processes, which simulates the evolution of the plant parameters (flows, temperatures, pressures, etc.) during the accident.

In 2005, the current phase of ADS development was completed. In addition, the application of the ADS software in a case study was completed. The study examined a set of Main Steam Line Break scenarios. The results demonstrate the benefits of simulation modeling to examine the interactions of the plant response and of the personnel in the evolution of accident sequences. The dynamic event tree simulation provides

- information on the timing of the tasks performed by personnel, which allows the analyst to examine the performance conditions predicted for each task; and
- insights on the accident scenario issues being managed by the operators during the evolution of the scenario, which can influence the likelihood of detecting problems and adequately understanding the plant state and the required actions.

In addition, the dynamic event tree provides this information for a range of scenarios that can vary in terms of the system failures or the degree of degradation of system performance, of the strategies and specific actions taken by the personnel, and of the timing of these actions. By doing so, the capability for dynamic scenario analysis provided by the ADS tool can enhance HRA, including the analyses of EOC scenarios. This capability significantly augments the ability of the analyst to examine the different performance conditions that may arise in a PSA. It supplements the manual, paper-and-pencil-analysis of the dynamic interactions between the plant and personnel responses. In this way, the analysis can consider more thoroughly the performance conditions that may arise in a scenario and a larger number of alternative accident evolutions.

The methodology for the use of dynamic event trees for dynamic scenario analysis, the model of the personnel response, and the application of the ADS for dynamic scenario analysis of the MSLB scenarios are presented in [5].

National Cooperation

The research within the project is oriented to issues relevant for the Swiss nuclear power plants and to the conditions at these facilities. Although events from the international experience are used in the work, e.g. to identify error mechanisms in a broad range of settings, the interpretation and application of this information accounts for the procedures and practices at each of the Swiss plants.

For practical reasons related to the availability of the plant thermal-hydraulic model and previous work performed by our partners at the University of Maryland, the ADS application study (the Main Steam Line Break study) deals with a scenario at a U.S. nuclear power plant. The emphasis at this stage was on the development of the methodology and of the software tool. For the future, a Swiss case would generally be preferred because of the potential safety insights. A doctoral dissertation research project was planned and approved. The proposal is entitled «Modeling human performance and human-machine system dynamics using the dynamic event tree methodology» and will relate to a Swiss nuclear power plant, which has agreed to support the work with information on plant behavior, plant procedures, training and practices.

The HRA project and Project STARS (also a PSI NES project) have developed a proposal to address thermal-hydraulic modeling and computational issues in the dynamic event tree framework. The aim is to exploit the framework not only to support HRA and in view of dynamic risk assessment but also to make advances in transient modeling. In particular, the framework may allow for a more efficient, systematic treatment of stochastic events and human actions in transient modeling. The HRA project provides human models and the dynamic event tree framework while STARS provides the system (thermal-hydraulic) models and expertise.

International Cooperation

As noted above, the research related to dynamic risk assessment is being performed together with the University of Maryland (Prof. A. Mosleh). In the cooperation and in the on-going application case study, PSI has the lead responsibility for the development of the human performance models within the framework and for the human factors analyses. The Maryland team has the main responsibility for the integration of the human and machine models and for the development of the software, currently aimed at providing analysis support features and implementing parallel processing.

A second international initiative is a task group within the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI). The PSI proposed and coordinates a task on Human Reliability Analysis, «Outlining a Framework for HRA Information Exchange» [6], in which regulatory, research, and industry viewpoints are represented. After evaluating the data needs and potential sources of information, the task group decided to focus on the issues connected with simulator data collection. The aim is to share the experience within member countries with the development of scenarios appropriate for PSA and the collection and analysis of performance data.

Third, the project was active in its cooperation with the OECD Halden Reactor Project, of which Switzerland is a signatory. The HRA-related studies at Halden provide results that are valuable for the HRA field because the findings and conclusions may be shared and reviewed among the member countries. In addition, studies specifically performed for research can be conceived to target particular issues and uncertainties and to maximize their statistical value. The project staff are regularly providing inputs to the Halden Project on these studies. In addition, the data and information obtained in these studies are then reviewed for their applicability and used to support the research.

More recently, a cooperation has been developed with the «Politecnico di Milano» Technical University (Prof. E. Zio) on the application of risk and reliability methods and algorithms in connection with HRA and dynamic reliability problems. The emphasis of this work is on supporting the analysis of dynamic event tree results. The challenges are 1) to identify error-likely performance situations among the numerous scenario variants

modeled in the dynamic event tree, and 2) to group scenarios that are similar in order to analyze the contribution and importance of specific components and personnel actions to accidents.

Assessment 2005 and Perspectives for 2006

The project goals for 2005 are used to structure this section. The completion of these tasks establishes the basis for a follow-up project for 2006–2008, which is outlined following the assessment of the 2005 achievements.

«Errors of Commission» (EOCs)

1. EOC quantification method and quantification of reference cases

A new method for the quantification of EOCs has been developed. The principles of the method have been demonstrated in the quantification of the two reference cases. The elaboration of the method steps and guidance and its publication in peer-reviewed journals are the next steps.

2. Report on the pilot study of EOCs for a Swiss plant

This work concludes a first, plant-specific assessment of the risk from EOCs for a Swiss nuclear power plant. The study indicates that the CESA method for identifying EOCs, by focusing on the importance information from a PSA, can be applied to efficiently identify EOC situations. In view of the quantification issues that remain, further work is needed on quantification, in order to reduce the reliance on expert judgment and to increase the transparency and repeatability of the quantification procedure. In spite of the quantification issues, the study suggests that some EOC scenarios may contribute significantly to risk.

The identification of specific EOC scenarios provided safety insights for the plant, indicating both situations for which measures may be needed to reduce the risk as well as situations and actions for which a vulnerability to EOC is not apparent. For other facilities, the identified EOC situations are not directly applicable; at the same time, they provide valuable inputs about the types

of plant and procedural issues that may contribute to an EOC vulnerability.

The application of the CESA method in this plant-specific EOC analysis was tailored with respect to the information available in this plant's PSA model. The upcoming work includes an EOC study for a second Swiss plant with several aims:

- to extend the insights on the risks associated with EOC situations for an additional plant;
- to increase the application experience with the CESA method and its maturity;
- to ensure that the CESA method is not excessively reliant on the features of a particular PSA study or of a risk profile.

3. Evaluation of the applicability of the CESA method for shutdown operating conditions

The objective of this evaluation was to provide a basis for a future study of EOC risks for nuclear power plants in shutdown operating states. Due to the limitations of project resources, a pilot study for shutdown is not scheduled at this time. This evaluation suggests that the CESA method will be generally applicable but that the level of effort dedicated to each of the method steps will need to be modified. In addition, the CESA method, which currently focuses on EOC contributions in the response to accident initiators, would have to be extended to consider potential EOC contributions to accident initiators.

Dynamic scenario analysis

4. Analysis of Main Steam Line Break scenarios

The analysis of these scenarios using the ADS software tool has principally been a demonstration of dynamic scenario analysis and of the software. The upcoming PhD dissertation work, to be performed in the frame of the follow-up project, will concern a Swiss nuclear power plant.

Follow-up project

A proposal for a follow-up project for 2006–2008 [7] has been developed in 2005 on the basis of the results of this work. The goals for the proposed project are to:

1. Elaborate the EOC quantification method outlined in the previous work [2] and prepare for a pilot application and external review
 - evaluate additional sources of data
 - develop user guidance
 - prepare materials for application by prospective users and for an external review.
 2. Perform a second plant-specific study to identify potential EOC vulnerabilities
 - review external developments in EOC methods and possibly modify CESA, if warranted
 - quantify the EOC situation identified in this second pilot using the new EOC quantification method.
 3. Further develop and apply the dynamic scenario analysis tool in a case study, in order to support the prediction and assessment of human performance conditions
 - identify the human performance issues in the scenario to be examined in a case study for a Swiss plant
 - prepare the inputs of the simulation model, extending the crew model if necessary, and apply the dynamic scenario analysis tool
 - compare the insights obtained using the dynamic scenario analysis tool with the HRA analysis from the PSA.
- [5] *V.N. Dang, Y.H. Chang: A Case Study of Main Steam Line Break Scenarios Based on an Application of the ADS Dynamic Event Tree Tool.* Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2006.
 - [6] *V.N. Dang: Outlining a Framework for HRA Information Exchange, Proposal for Task 2002(1) of the Working Group on Risk Assessment, OECD Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, June 2002.*
 - [7] *Human Reliability Analysis (HRA-II), Project Proposal, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2006.*

References

- [1] *B. Reer, V.N. Dang: Situational Features of Errors of Commission Identified From Operating Experience, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2005.*
- [2] *B. Reer: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2005.*
- [3] *B. Reer., V.N. Dang: A Pilot Analysis of Errors of Commission for a Swiss Nuclear Power Plant, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2005.*
- [4] *B. Reer: Applicability of the CESA Method for Identifying Errors of Commission in Shutdown Scenarios, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Switzerland, 2005.*

OECD HALDEN REACTOR PROJECT

Author and Co-Author	Thorbjörn J. Björlo
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O. Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Telephone, E-mail, Internet address	+47 69 21 23 74, thorbjorn.bjorlo@hrp.no, www.ife.no
Duration of the Project	2003–2005

ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a jointly financed programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The Halden Project research programme utilises the Halden test reactor for fuel and materials investigations, and the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) and Virtual Reality Centre for human factors studies and control room advances.

The research in the fuel and materials area aims at generating key information for safety and licensing assessment. This includes basic data on how the fuel performs in commercial light water reactors (LWRs), both at normal operation and transient conditions, with emphasis on extended fuel utilisation (high burnup), and knowledge of plant materials behaviour under the combined deteriorating effects of radiation, water chemistry and stress. During 2005 about 15 experimental assemblies were loaded in the Halden reactor under the joint programme of the OECD Halden Project, out of which about half were loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests provided fuel behaviour data at high burnup for PWR, BWR and WWER fuel rods, and both UO₂, MOX and inert matrix fuel were studied. In the LOCA test series an experiment with pre-irradiated fuel rod was successfully performed, and materials testing providing data on stress corrosion cracking of reactor materials for plant lifetime assessments was carried out.

The research in the Man-Technology-Organisation (MTO) area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and the supervision and control systems at their disposal. Experiments are carried out to investigate in which way introduction of new technologies in the control room affects the operator's performance in critical situations. The experimental data are used as technical basis for guidelines and standards for control room design and also provides inputs to human reliability assessment (HRA) as part of probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants. In 2005 several experiments to this end were carried out in HAMMLAB and the VR centre with operators from Swedish NPPs. Further, development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimisation, including sensor validation, early fault detection and diagnosis, thermal performance monitoring, maintenance optimisation and computerised procedures, were addressed, as well as methods and techniques for assessment of digital systems safety.

Project Goals

The main goals of the R&D work in the fuels and materials area are to provide:

- fuel property data needed for design and licensing of high burnup reactor fuel
- experimental data on fuel response to transients, in particular on phenomena occurring during loss-of-coolant accidents
- data on cladding corrosion to determine mechanisms and operational conditions that affect cladding performance, e.g. water chemistry issues
- validated data on stress corrosion cracking of reactor materials at representative stress conditions and water chemistry environments for plant lifetime assessments, including issues related to pressure vessel embrittlement.

The main goals of the R&D work in the MTO area are to:

- provide knowledge on how and why accidents occur, with the aim to prevent them from happening
- carry out experiments in HAMMLAB and the VR Centre to establish empirical knowledge about human potentials and limitations as operators in a control room setting
- develop advanced information and support systems for use in plant optimisation, operation and maintenance
- develop methods and tools to improve the reliability of safety related computer systems, with particular emphasis on safe and reliable software.

Work Carried Out and Results Obtained

Fuels and Materials area

During 2005 about 15 experimental assemblies were loaded in the Halden reactor as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments comprised studies of different types of reactor fuel at normal operating conditions, with emphasis on studies of high burnup fuel. The experiments were performed during two operating cycles of the Halden reactor from mid January until late April and from mid July to late October and comprised studies of UO₂ fuel, MOX fuel, inert matrix fuel and gadolinia

doped fuel. Several of the fuel rods investigated were commercial fuel irradiated in power reactors before being re-instrumented at Institutt for energiteknikk (IFE) hot lab and then used in the experiments at the Halden Project. Two tests with highly instrumented fuel rods were started in which gadolinia bearing fuel and fuels with additives are irradiated. These tests in the Halden reactor provided important data on fuel mechanical and thermal properties, like densification, creep, thermal conductivity, and fission gas release. The experimental data are used to validate computer codes used for licensing and safety analysis of the different fuel types.

The experiments in the Halden reactor also addressed fuel reliability issues related to cladding corrosion of different zirconium-based cladding materials at increased burnup levels, and axial offset anomalies caused by crud deposit and resulting flux depression due to boron hideout. Further, the behaviour of fuel rods under loss-of-coolant conditions was investigated. The first test with a pre-irradiated fuel rod was carried out in the Project's LOCA test series. This rod which had been pre-irradiated to high burnup (approx. 82 MWd/kgU) was subjected to a LOCA sequence in a specially designed loop system and reached a peak cladding temperature of about 800 °C. Rod burst was observed at ~770–780 °C. The data from the LOCA tests in the Halden reactor are very important for a better understanding of the phenomena taking place during a LOCA and for validation of codes used in safety analyses.

MTO area

Experiments were performed in the HAMMLAB and the VR centre to study the performance of reactor operators in control room settings. An exploratory study on *Extended Teamwork* (i.e. cooperation between the control room operators, the field operators and the automatic systems at their disposal) was carried out in a large scale experiment involving combined use of the HAMMLAB and the VR Centre. Altogether, six crews from a Swedish power plant took part in this experiment.

Several user tests of prototypes of different types of innovative displays were performed in HAMMLAB. Both task-based displays, ecological displays and function-

oriented displays were investigated. The user tests provided important feedback to the further development and improvements of these display concepts.

In the area of Virtual Reality much effort was devoted to the development of tools supporting collaborative multi-user applications, e.g. team training of maintenance operations. Further, a number of technologies have been tested and integrated in the field of wireless technology to provide field operators with context related information presented on head-up displays when performing their duties in the plant.

Further development of robust systems and techniques for monitoring process, instrumentation and component states in power plants took place in 2005. A new and promising technique for detecting and locating electrical cable defects and aging conditions has been investigated, and very promising results have been obtained in tests of cables subjected to inflicted local insulation degradation. The TEMPO system for monitoring thermal efficiency of nuclear power plants has been further improved and successfully tested in pilot installations at several plants.

The activities in the area of digital systems safety continued in 2005 looking into both process and product oriented methods for assuring that safety-related software systems are safe and reliable. Particular emphasis was placed on methods for specification and analysis of system requirements. A lessons-learned report summarizing the findings of the Halden Project research in the field of digital systems safety during the last ten years has been compiled and issued.

National Cooperation

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful for HRA practitioners, the Halden Project has established close contact with HRA specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and HSK in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also heading a task force within the NEA work group, WGRISK, on HRA information exchange where also the Halden Project is participating, and this further enhances the cooperation with PSI in this area.

A very fruitful visit to Halden by a Swiss utility group led by Dr. Märzendorfer, Leibstadt NPP, took place in September to discuss how the Swiss nuclear power plants can make the best use of the results from the research at Halden.

The Fuels & Materials programme has made good use of LOCA calculations performed by PSI.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a jointly financed research programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. In the execution of the programme the Halden Project maintains close contacts with its member organisations in these countries and with NEA and its relevant working groups. A technical steering committee, the Halden Programme Group, with members from the participating organisations, approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

Assessment 2005 and Perspectives for 2006

The activities in 2005 of the Halden Project progressed mostly according to schedules. A major event was the Enlarged Halden Programme Group meeting arranged at Lillehammer, Norway, in October 2005. This conference, which was attended by about 160 persons from the member organisations in addition to about 100 Halden Project staff members, provided a thorough reporting of the results from the research activities at the Project through presentations of more than 70 reports and papers. The experiments in the Halden reactor have provided valuable data on the behaviour of reactor fuel and materials during both normal operating conditions and transients which are used to improve and validate safety analysis codes. The experiments in HAMMLAB have provided useful data for HRA modelling and to technical bases for human factors guidelines for design and evaluation of control room solutions and human-system interfaces. Further, methods and systems developed for plant surveillance and optimisation have been taken into use in NPPs in member countries.

The joint programme of the OECD Halden Reactor Project is renewed every three years. 2005 is the last year of the current 3-year period 2003–2005. The Project has prepared a proposal for a continued international programme in the period 2006–2008 and through negotiations with the participating organisations a continuation of the Halden Project with the same participants in the 2006–2008 timeframe has been established. The research activities at the Project will thus continue in 2006 in accordance with the 2006–2008 frame programme and the annual programme for 2006 approved by the Halden Programme Group.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2005, HP-1166.
- [2] Status Report January–June 2005, HP-1184.
- [3] Status Report July–December 2005, HP-1203 (to be issued in 2006).
- [4] Halden Reactor Project Programme Proposal 2003–2005.
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2006, HP-1189.
- [6] Halden Reactor Project Programme Proposal 2006–2008, HP-1165.

Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien

Arbeitsgruppe	Gremium	Fachgebiet
IAEA		
CSS	Committee on Safety Standards	Allgemein
RASSC	Radiation Safety Standards	Strahlenschutz
TRANSSC	Transport Safety Standards	Transport und Entsorgung
WASSC	Waste Safety Standards	Transport und Entsorgung
NUSSC	Nuclear Safety Standards	Reaktorsicherheit
IWG-LMNPP	Life Management	Reaktorsicherheit
Control & Instrumentation	Control & Instrumentation	Reaktorsicherheit
Transport Regulations	Transport Safety	Transport und Entsorgung
RTSG	Radioactive Transp. Safety	Transport und Entsorgung
IRS	Incident Reporting System	Allgemein
INES	International Nucl. Event Scale	Allgemein
IWG-NPPPTQ	Training & Qualification	MOS
OECD-NEA		
CNRA	Nuclear Regulatory Activities	Allgemein
CNRA-WGIP	Work. Group Inspect. Practices	Reaktorsicherheit
CNRA-WGPC	Work. Group on Public Communications	Allgemein
CRPPH	Radiation Protection & Public Health	Strahlenschutz
CRPPH-ISOE	Occupational Exposure	Strahlenschutz
CRPPH-EMEX	Emergency Exercises	Strahlenschutz
RWMC	Radioactive Waste Management	Transport und Entsorgung
RWMC-FSC	Forum on Stakeholder Confidence	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC	Integr. Group Safety Case	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / Clay Club	Integr. CLAY CLUB	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / TDB	Thermodynamic database	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / AMIGO	Geol. information for the safety case	Transport und Entsorgung
CSNI	Safety of Nuclear Installations	Reaktorsicherheit
CSNI-SEGFSM	Fuel Safety Margins	Reaktorsicherheit
CSNI-WGOE	Operating Experience	Allgemein
CSNI-GAMA	Acc. Analysis & Management	Reaktorsicherheit

Arbeitsgruppe

Gremium

Fachgebiete

CSNI-IAGE	Integrity and Aging	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Metals	IAGE Subgroup Metals	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Seismic	IAGE Subgroup Seismic	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE / SG Concrete	IAGE Subgroup Concrete	Reaktorsicherheit
CSNI-WGRisk	Risk Assessment	Reaktorsicherheit
CSNI-SEGHOF	Human & Organism. Factors	MOS
CSNI-ICDE	CCF Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-OPDE	Piping Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-Fire	Fire Safety	Reaktorsicherheit
OECD-IRSN CABRI Waterloop	Steering Committee	Reaktorsicherheit
OECD-IRSN CABRI Waterloop	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project	Halden Programme Group (HPG), MTO	Allgemein
OECD Halden Project	Halden Programme Group (HPG), Fuels+Mat.	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
OECD Halden Project / COMPSIS	COMPSIS Steering Group (SG)	Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum (GIF)	Risk and Safety Working Group (RSWG)	Allgemein

EU

EC-NRWG	European Commission's Nuclear Regulators Working Group	Allgemein
---------	---	-----------

Fachverbände

IUPAC	Int. Union Pure & Appl. Chem	Transport und Entsorgung
Fachverband Strahlenschutz	Dosimetrie (N) AKD	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Inkorporationsüberwachung AKI	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Umweltüberwachung (N) AKU	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Ausbildung (H) AKA	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Praktischer Strahlenschutz	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Notfallschutz (N) AKN	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Entsorgung (N) AKE	Transport und Entsorgung
Fachverband Strahlenschutz	Beförderung (H) AKB	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen (H) AKR	Strahlenschutz
	Strahlenbiologie AKS	Strahlenschutz
	Nachweisgrenze AKSIGMA	Strahlenschutz

Arbeitsgruppe	Gremium	Fachgebiete
	Natürliche Radioaktivität AKNAT	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz AKP	Strahlenschutz
	Umweltüberwachung AKU	Strahlenschutz
Internat. Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety, CNS	Ständige Kontaktgruppe der CNS (NCP)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Ständige Kontaktgruppe	Transport und Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic, OSPAR	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association, WENRA	Main WENRA Committee	Allgemein
WENRA-WGWD	Working Group on Waste & Decommissioning	Transport und Entsorgung
WENRA-Reactor Safety	Working Group on Reactor Safety Harmonisation	Reaktorsicherheit
NERS	Reg. with Small Nuclear Programs	Allgemein
Normenvereine		
IEC	Intern. Electrotechnical Commission	Reaktorsicherheit
ADR/RID	Int. Vereinb. Transp. Rad. S.	Transport und Entsorgung
AD-Merkblätter	AD-Merkblätter	Reaktorsicherheit
ASME-Code	ASME-Code	Reaktorsicherheit
DIN-Ausschuss / Mechanik	DIN Normen	Reaktorsicherheit
DIN-Ausschuss / Elektrik	DIN-Normen	Reaktorsicherheit
VDI	VDI	Allgemein
KTA	KTA	Allgemein
IEEE	IEEE	Reaktorsicherheit
SNV	Schweizerische Normenvereinigung	Allgemein

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2005

Publikationen

Autoren HSK	Publikation
Bitterli, P.	Bitterli-Dreher, P.: «Die geologische Geschichte der Landschaft des Hochrheingebietes», in: Der Rhein – Lebensader einer Region, Neujahrsblatt der Naturforschenden Gesellschaft in Zürich, 208. Stück, ISSN 0379-1327, 2005
Beutler, R.	Hulsmans, M.; Beutler, R.: «Risk-Based Precursor Analysis», Report of the Association Vinçotte Nuclear authorized Inspection Body, Brüssels, Nov. 2005
Bucher, B.; Schwarz, G.:	Bucher, B.; Butterweck, G.; Rybach, L.; Schwarz, G.: «Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM04», Bericht Nr. 05-10 ISSN 1019-0643, 2005
Bucher, B.; Schwarz, G.:	Bucher, B.; Rybach, L.; Schwarz, G.: «In-flight, online processing and mapping of airborne gamma spectrometry data», Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Vol. 540 Issues 2–3, 21 March 2005, 495-501
Faust, B.	Fricke, C.; Faust, B.: «Knowledge Transfer Acquiring Implicit Knowledge», International Journal of Nuclear Knowledge Management Vol. 2 n° 1, 2005
Jahn, S.G.	Jahn, S.G.: «Workers Internal Contamination: Practices Survey», Contribution to OECD/NEA-ISOE Information Sheet Nr. 40, August 2005
Jahn, S.G.	Jahn, S.G.; Sölter, B.; Vogt, H.G.: «Harmonisierung der Strahlenschutz Ausbildung», Beitrag in der Zeitschrift Strahlenschutzpraxis Heft ISSN 0947-434X, Feb. 2005
Jahn, S.G.	Jahn, S.G., Cartier, F., Leupin, A.: «Erfahrungen mit dem schweizerischen Aufsichtsverfahren bei der Freigabe von grossen Materialmengen», 37. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz «Strahlenschutzaspekte bei der Entsorgung radioaktiver Stoffe», Basel, ISSN 1013-4506, 20.–23. Sept. 2005
Kalkhof, D.R.	Nanstad, R.; Niffenegger, M.; Kalkhof, D.R.; Miller, M.; Sokolov, M. and Tipping, P.: «35. Fracture Toughness, Thermo-Electric Power and Atom Probe Investigations of JRQ Steel in I, IA, IAR and IARA Conditions», Journal of ASTM International Vol. 2 n° 9, October 2005
Rahn, M.	Rahn, M.: «Apatite fission track ages from the Adula nappe: late-stage exhumation and relief evolution», Schweizerische Mineralogisch-Petrographische Mitteilungen, 2005
Rahn, M.	Vernon, A.J.; Sinclair, H.D.; Rahn, M.K.; van der Beek, P.A.: «Towards testing the hypothesis of climatically-induced Pliocene exhumation in the European Alps». EGU General Assembly Vienna, EGU05-A-05235, 24 th to 29 th April 2005
Rahn, M.	Reinecker, J.; Rahn, M.; Spiegel, C.; Weh, M.; Frisch, M.: «Quantifying erosion and exhumation history along the Lötschberg base tunnel», Symposium Geologie Alp-transit, Zürich, Program Abstracts, 26 th to 30 th September 2005, 84
Rahn, M.	Rahn, M.: «A revised late-stage exhumation history of the Aar and Gotthard crystalline rocks based on FT data», 3 rd Swiss Geoscience Meeting, Zürich, 18 th to 19 th November 2005, 77–78
Schmocker, U.	Schmocker, U.; Veyre, J.C.: «A Management System for Nuclear Regulators: Swiss Approach», Intern. Conference on Operational Safety Performance in Nuclear Installations», Vienna IAEA-CN-133, 30 th Nov. to 2 nd Dec. 2005
van Aarle, J.	van Aarle, J.: «Transport radioaktiver Stoffe in der Schweiz», Strahlenschutzpraxis, 11. Jahrgang Heft 2/2005, 9–10

Autoren HSK	Publikation
Wanner, H.	Popov, K.I. and Wanner, H.: «Stability Constants Data Sources: Critical Evaluation and Application for Environmental Speciation», Biogeochemistry of Chelating Agents (Nowack, B. and VanBriesen, J.M., eds.), ACS Symposium Series no. 910, Washington, D.C., American Chemical Society, 2005, 458
Wanner, H.	Powell, K.J.; Brown, P.L.; Byrne, R.H.; Gajda, T.; Hefter, G.; Sjöberg, S.; Wanner, H.: «Chemical Speciation of Environmentally Significant Heavy Metals with Inorganic Ligands», Part 1: The Hg^{2+} - Cl^- , OH^- , CO_3^{2-} , SO_4^{2-} and PO_4^{3-} Aqueous Systems, Pure Appl. Chem., 77(4), 2005, 739–800
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Storage versus Geological Disposal», EUROSAFE Tribune: Nuclear Waste Disposal – Safety and Acceptance, Issue No. 8, 2005

Vorträge

Autoren HSK	Vortrag
Baggenstos, M.	Baggenstos, M.: «Aufbau und Einsatz der Kontaktstelle» Pressekonferenz KRONOS II, November 2005
Faust, B.	Faust, B.; Fricke, C.; Ryser, C.: «Knowledge Transfer within the Swiss Nuclear Safety Inspectorate», International Workshop on Human Resource Management in Safety and Regulation – Committee on Nuclear Regulatory Activities, 25 th to 26 th October 2005
Faust, B.	Wagenknecht, M.; Faust, B.; Gocht, U.; Lyubarski, A.: «Fuzzy Decision-Making Approaches in NPP Cause-Effect Analysis» to appear in IPMU-conference proceedings, Paris (France), December 2005
Frank, E.	Bossart, P.; Hugli, M.; Frank, E. and Thury, M.: «The Mont Terri Rock Laboratory: Research in an Argillaceous Formation for Repository Characterization», Swiss Geoscience Meeting, Zürich, 18 th to 19 th November 2005, 352–353
Gisin, P.	Gisin, P.; Uboldi, P.: «Fachreferat Notfallschutz KKW», Ausbildungen des BABS in Schwarzenburg, 2005
Navert, S.	Navert, S.: «Determination and justification of the reference scenarios and associated source terms for emergency planning in Switzerland», OECD/NEA Seminar Petten, Mai 2005
Navert, S.	Navert, S.: «Organisation und Kommunikation bei der Bewältigung von nuklearen Notfällen», Zürcher Hochschule Winterthur, August 2005
Scheidegger, R.:	Scheidegger, R.: «Risk estimation in Case of Medical Diagnostic Radiation Exposure», Annual Meeting of the Swiss Society of Radiology (SGR-SSR), Zürich, 16 th June 2005
Scheidegger, R.:	Scheidegger, R.: «Die IARC-Studie», 37. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz Basel, 23 rd Sept. 2005
Scheidegger, R.:	Scheidegger, R.: «Strahlenschutz-Grundlagen», Fortbildung des Verwaltungsstabes des Landratsamtes Waldshut, 13 th October 2005
Schmocker, U.	Schmocker, U.: «Integraler Aufsichtsansatz der HSK – Motivation, Ziele, Stand der Umsetzung», Seminar beim Umweltministerium Baden Württemberg, Stuttgart, 23. Juni 2005
Schulz, S.	Schulz, S.: «Behördliche Aufsicht bei der Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Schweizer Kernanlagen – Richtlinien und Vorgehen der HSK», GRS-Behördenseminar Alterungsmanagement, Köln (D), 21. – 22. Februar 2005
Schulz, S.	Schulz, S.: «Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate's Guideline for Ageing Surveillance of Mechanical and Electrical Equipment and Civil Structures in Nuclear Installations», NuPEER Symposium Dijon (F), 21 st to 24 th June 2005

Autoren HSK	Vortrag
Schwarz, G.	Schwarz, G.: «FOCA Workshop on Infrastructure Certification: Experience from nuclear regulation». Tagung des Bundesamtes für Zivilluftfahrt Bazl, Murten, 1.11.2005
Tipping, P.	Tipping, P.: «Real Experiences in Swiss Ageing Surveillance Programmes Concerning Reactor Pressure Vessel Integrity», «Regulatory Use of Databanks for Ageing Surveillance Programmes in Nuclear Power Plants», «Regulatory Aspects for Ageing Surveillance Programs», IAEA Technical Training and Co-operation Activity, presented at Paks NPP, Hungary, 27 th June to 1 st July 2005
Tipping, P.	Tipping, P.: «European Policies and Other International Perspectives Regarding Nuclear Power Plant Long-Term Operation», Korean Hydro and Nuclear Power (KHNP)/ Korean Nuclear Society (KNS) Meeting, Taejeon (South Korea), 31 st August to 2 nd September 2005
Tipping, P.	Tipping, P.: «Ageing Damage Mitigation Strategies for Increasing Safety and Reliability in Nuclear Power Plants», 31. MPA Seminar in conjunction with the Symposium Materials and Components Behaviour in Energy and Plant Technology, Stuttgart, 13 th to 14 th October 2005
Theiss, S.	Theiss, S.: «Aufsicht über die Rückführung von Wiederaufarbeitungsabfällen in die Schweiz», 5. Gemeinsame Jahrestagung der D-A-CH Fachverbände für Strahlenschutz, Basel, ; 20 th to 23 rd September 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Historischer Abriss und HSK-Gutachten zum Entsorgungsnachweis», Informationsveranstaltung zum Entsorgungsnachweis für Gemeinden und Medien, Marthalen (ZH), 12. September 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Historischer Abriss und HSK-Gutachten zum Entsorgungsnachweis», Informationsveranstaltung zum Entsorgungsnachweis für die Bevölkerung, Marthalen (ZH), 17. September 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Entsorgungsnachweis aus der Sicht der Sicherheitsbehörde», Freisinnig-Demokratische Partei, Bezirk Andelfingen, Öffentliche Veranstaltung über die Endlagerung für radioaktive Abfälle, 20. Sept. 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Überprüfung des Entsorgungsnachweises durch die HSK», Sitzung des Bau- und Umweltausschusses des Landkreises Waldshut, 21. September 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Überprüfung des Entsorgungsnachweises durch die HSK», Sitzung des Bau- und Umweltausschusses des Kreistages des Landkreises Konstanz, 14. November 2005
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Sicherheitstechnische Beurteilung des Endlagerprojekts aus Sicht der Schweizer Behörden», Öffentliche Informationsveranstaltung zum beantragten Entsorgungsnachweis der Nagra, Blumberg, 15. November 2005

Anhang D: Richtlinien der HSK

Die gültigen Richtlinien sind auf der HSK-Website unter «www.hsk.ch» abrufbar

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bau- vorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasser- reaktoren	Mai 1985
R-07/d	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Juni 1995
R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-11/d	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen	Mai 2003
R-12/d	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
R-13/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	Februar 2002
R-14/d	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	März 2004
R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	November 2004
R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-17/d	Organisation von Kernkraftwerken	Juni 2002
R-17/e	Organisation of Nuclear Power Plants	June 2002
R-18/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	November 1993
R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	Novembre 1993
R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Januar 2003

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-25/d	Berichterstattung über den Betrieb der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	Mai 2005
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
R-29/d	Anforderung an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	März 2004
R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
R-35/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
R-37/d	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-41/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 2000
R-42/e	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	July 2003
R-45/d	Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen	Januar 2004
R-45/e	Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	October 2004
R-45/f	Planification et exécution d'exercices d'urgence dans le domaine des installations nucléaires suisses	Janvier 2004
R-46/d	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter, rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken.	April 2005

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-47/d	Prüfungen von Strahlungsmessgeräten	Oktober 1999
R-48/d	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
R-49/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	Dezember 2003
R-50/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
R-51/d	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen	November 2004
R-52/d	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	Juli 2003
R-52/e	Transport and Storage Casks (T/S-Casks) for interim storage	November 2003
R-60/d	Überprüfung der Brennelementherstellung	März 2003
R-61/d	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
R-100/d	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)	Dezember 2004
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1987
R-101/e	Design Criteria for Safety Systems of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors	May 1987
R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
R-102/e	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in Nuclear Power Stations against the Consequences of Airplane Crash	December 1986
R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Anhang E: Struktur und Umsetzungsplan für die neuen Richtlinien

(Stand: Februar 2006¹⁶)

Für die zeitliche Umsetzung wurden folgende Prioritäten definiert:

- Priorität 1: Richtlinie bis Ende 2006 für gültig erklärt
- Priorität 2: Richtlinie bis Ende 2006 in der HSK-externen Vernehmlassung
- Priorität 3: Richtlinie wird 2007 oder danach erarbeitet

Richtlinien der Kategorie G (Generelle Anforderungen)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in	Umsetzung gemäss Priorität
G01	Art. 10 Abs. 2 und Anhang 4 KEV	Sicherheitstechnische Klassierung für Leichtwasserreaktoren	R-06	3
G02	Art. 10 Abs. 2 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasser-Reaktoren	R-04, R-16, R-40, R-46, R-49, R-50, R-101, R-102, R-103	3
G03	Art. 11 Abs. 3 KEV, Art. 7, 8 und 94 StSV, Anhang DMK VEOR)	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager	(R-10), R-16, R-21, R-49, R-50	2
G04	Art. 12 Abs. 3 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Zwischenlager	R-16, R-29, R-49, R-50, R-52, R-102	3
G05	Art. 12 Abs. 3 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	R-52	2
G06	Art. 27 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Dokumentation für Projektierung und Bau	R-04, R-05, R-30, R-31, R-35, R-46 R-60	3
G07	Art. 30 Abs. 5 KEV	Organisation von Kernanlagen	R-17	2
G08	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen	(R-59)*	2

¹⁶ Änderungen in der Struktur und im Zeitplan für die Umsetzung bleiben vorbehalten

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in	Umsetzung gemäss Priorität
G09	Art. 41 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Betriebsdokumentation	R-04, R-30, R-35, R-50, R-61	3
G10	Kein direkter Auftrag; (Art. 5 Abs 1 KEV)	Aufsicht über die Sicherheitskultur in Kernanlagen	(R-56)*	1
G11	Neue VBRK	Anforderungen an die Sicherheit der Druckgeräte	R-05, R-06, NE-Festl.	3
G12	Art. 58, 69 und 75 Abs. 2 StSV	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	R-07	2
G13	Neue Messmittel-Verordnung	Anforderungen an Strahlenmessgeräte	R-47	2
G14	Art. 94 Abs. 8 und Art. 7 StSV, Art. 18 VEOR, Art. 22 Abs. 2 KEV	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	R-41	2
G15	Art. 7 Abs. 2+3 sowie Art. 6 Abs. 2 StSV	Strahlenschutzziele für Kernanlagen im Normalbetrieb	R-11	3

Richtlinien der Kategorie A (Anlagebegutachtung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in	Umsetzung gemäss Priorität
A01	Art. 94 Abs. 8 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse, Quelltherme	R-100, (R-55)*	2
A02	Art. 24 Abs. 3, KEV, Art. 26 Abs. 3 KEV, Art. 28 Abs. 2 KEV, Art. 29 Abs. 3 KEV, Anhang 3 und 4 KEV	Gesuchsunterlagen für die Bau- und Betriebsbewilligung und der damit verbundenen Freigaben	R-04, R-05, R-08, R-17, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60	3
A03	Art. 34 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	R-48	3
A04	Art. 40 Abs. 5 KEV	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	R-04, R-05, R-18, R-23, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60, R-61	3
A05	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen an Inhalt und Qualität der probabilistischen Sicherheitsbewertungen	R-58	2
A06	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anwendungen der PSA im Rahmen der Aufsicht über Kernkraftwerke	(R-59)*	2
A07	Art. 22, Abs. 2 KEV, Art. 7 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential	Art. 18 VEOR, R-100 (R-55)*	3

Richtlinien der Kategorie B (Betriebsüberwachung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in	Umsetzung gemäss Priorität
B01	Art. 35 Abs. 4 KEV	Anforderungen an die Alterungsüberwachung von Kernanlagen	R-51	3
B02	Art. 37 Abs. 2 KEV	Anforderungen an die periodische Berichterstattung der Kernanlagen	R-15, R-25	1
B03	Art. 38 Abs. 5 KEV, Art. 49 KEV, Art. 38 Abs. 1 StSV	Anforderungen an die Meldungen der Kernanlagen im Sicherheitsbereich während des Betriebs	R-15, R-18, R-23, R-25, NE-14	1
B04	Art. 53 Abs. 3 KEV, Art. 72 Abs. 3 StSV	Anforderungen zum Freimessen von Materialien	R-13	3
B05	Art. 54 Abs 6 KEV	Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen	R-07, R-14	1
B06	Neue VBRK	Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen der Druckgeräte	NE-14, R-18	3
B07	Neue VBRK	Anforderungen an die Qualifizierung der Prüfverfahren	NE-14, (R-53)*	1
B08	Neue VBRK	Anforderungen an Risikoinformierte Prüfprogramme	(R-24)*	3
B09	Art. 42 StSV	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals in Kernanlagen	R-12	3
B10	Diverse Artikel der neuen VAPK	Ausführungsbestimmungen zur Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen VAPK	R-27	2
B11	(Art. 96 Abs. 6 StSV), Art. 18 VEOR	Anforderungen an die Planung und Durchführung von Notfallübungen	R-45	1
B12	Art. 10 und 6 AV	Alarmierungskriterien bei schnellen Störfällen und Unfällen	R-42	1
B13	Art. 18 Abs. 1 StSV	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und Fortbildungen	R-37	3
B14	Kein direkter Auftrag, Bezug auf Art. 32 KEV	Anforderungen an die Instandhaltung von elektr. Ausrüstungen	R-23	3

Impressum

HSK Erfahrungs- und Forschungsbericht 2005

Herausgeber

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen (HSK)
CH-5232 Villigen-HSK
Telefon ++41(0)56 310 38 11
Telefax ++41(0)56 310 39 95

zu beziehen bei

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen
Informationsdienst
CH-5232 Villigen-HSK
oder per E-Mail
infodienst@hsk.ch

Zusätzlich zu diesem Forschungsbericht...

...informiert die HSK in drei weiteren
jährlichen Berichten aus ihrem
Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

abrufbar unter

www.hsk.ch

HSK-AN-5801
ISSN 1661-2892

© HSK, April 2006