



# Erfahrungs- und Forschungsbericht 2004

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht



Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen · Division principale de la Sécurité des Installations Nucléaires  
Divisione principale della Sicurezza degli Impianti Nucleari · Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate

## **Erfahrungs- und Forschungsbericht 2004**

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

## **Rapport sur la Recherche et les Experiences en 2004**

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

## **Research and Experience Report 2004**

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

# Inhaltsverzeichnis

<b>Einleitung</b>	<b>4</b>
<b>Zusammenfassung</b>	<b>5</b>
<b>Introduction</b>	<b>8</b>
<b>Résumé</b>	<b>9</b>
<b>Introduction</b>	<b>12</b>
<b>Summary</b>	<b>13</b>
<b>1. Regulatorische Sicherheitsforschung</b>	<b>16</b>
1.1 Reaktorsicherheit	16
1.1.1 RIKORR-II: Chlorid kann Risse verursachen	16
1.1.2 DIAGNOSTIK: Materialermüdung zerstörungsfrei erkennen	18
1.1.3 STARS-IV - Safety Research in relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland: Know-how für Störfallanalysen	19
1.1.4 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Wechselwirkung von Kernschmelze und Wasser während eines schweren Reaktorunfalls	21
1.1.5 OECD-MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction: Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Betonboden	23
1.1.6 OECD-OPDE – OECD Piping Failure Data Exchange Project: Datenbank über Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden	24
1.1.7 OECD-ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange: Erfahrungsaustausch von Ereignissen mit gleichartigen Fehlern	25
1.1.8 OECD-FIRE – Fire Incident Record Exchange: Daten zu Brandereignissen in Kernanlagen	26
1.1.9 OECD-NEA-IRSN CABRI-Wasserloop-Projekt: Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben	27
1.1.10 NESC III-ADIMEW: Alterung von Schweiss-Mischnähten	28
1.1.11 Phébus Fission Products: Untersuchung von Spaltprodukten im Forschungsreaktor	29
1.2 Strahlenschutz	31
1.2.1 Dosimetrie: Messung von Strahlung und Radioaktivität	31
1.2.2 Radioanalytik: Radioaktivität in Material, Mensch und Umwelt	32
1.2.3 Radiosensitivität: Molekularbiologische Untersuchungen der zellulären Strahlenempfindlichkeit	34
1.2.4 Evaluation einer kombinierten Therapie mit tumorvaskulaturspezifischen Reagentien und ionisierender Strahlung	35
1.2.5 Aeroradiometrie III: Luftgestützte radiologische Messungen	36
1.2.6 ADPIC – Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell: Aktualisierung der Winddatenbank für die Berechnung der atmosphärischen Ausbreitung	37
1.2.7 ARTIST – Aerosol Trapping in a Steam Generator: Rückhaltung von Aerosolen im Dampferzeuger	38
1.3 Transport und Entsorgung	40
1.3.1 Mont Terri: Endlagerung radioaktiver Abfälle im Opalinuston?	40
1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	41
1.4.1 Human Reliability Analysis: Wie verhalten sich Operateure bei Störfällen?	41

<b>2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen</b>	<b>43</b>
2.1 Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus	43
2.2 Kabelbrand in einer elektrischen Durchführung	45
2.3 Abweichung von der Spezifikation bei Befestigungen von Pumpen und Motoren sicherheitstechnisch wichtiger Systeme	46
2.4 Ionentauscherharze im Primärkreislauf eines Druckwasserreaktors	47
2.5 Deformation eines Brennelementes beim Brennelementwechsel	49
<b>3. Internationale Zusammenarbeit</b>	<b>51</b>
3.1 Multilaterale Zusammenarbeit	51
3.1.1 International Atomic Energy Agency (IAEA)	51
3.1.2 Organization for Economic Cooperation and Development/ Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)	54
3.1.3 Europäische Kommissionen	58
3.2 Bilaterale Zusammenarbeit	59
3.2.1 Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS)	59
3.2.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	60
3.2.3 US-Nuclear Regulatory Commission (NRC)	60
3.3 Osthilfe	61
3.3.1 SWISRUS	61
3.3.2 Center for Nuclear Safety (CENS)	62
<b>4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht</b>	<b>63</b>
4.1 Kernenergiegesetz und Kernenergieverordnung	63
4.2 Richtlinien der HSK	64
4.3 Weitere schweizerische Regelwerke	65
<b>5 Analyse und Ausblick</b>	<b>66</b>
<b>Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte</b>	<b>68</b>
<b>Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien</b>	<b>217</b>
<b>Anhang C: Publikationen und Vorträge 2003 und 2004</b>	<b>219</b>
<b>Anhang D: Richtlinien der HSK</b>	<b>222</b>

# Einleitung

Das neu eingeführte Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen informieren. Wir nehmen diese Aufgabe seit Jahren umfassend wahr. Inskünftig berichten wir jährlich mit vier Jahresberichten über verschiedene Themen unseres Aufsichtsbereichs.

Der bisherige Jahresbericht der HSK wird neu zum «Aufsichtsbericht» über die Sicherheit und den Strahlenschutz in den schweizerischen Kernanlagen. Er beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den verschiedenen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich. Neu werden wir einen eigenen «Strahlenschutzbericht» veröffentlichen, in dem der radiologische Zustand innerhalb und ausserhalb der schweizerischen Kernanlagen beschrieben wird. Als dritten Bericht werden wir einen eigenen «Geschäftsbericht» veröffentlichen, in dem wir über die Finanzsituation der HSK und über die Zwischenbewertung der in der Leistungsvereinbarung getroffenen Ziele berichten.

Der vorliegende Bericht entspricht dem bisherigen Forschungsbericht. Er wurde stark erweitert und zeigt anhand der im Jahr 2004 in den Bereichen Forschung, Vorkommnisauswertung, internationale Zusammenarbeit und Regelwerk durchgeführten Arbeiten auf, wie die HSK die Grundlagen ihrer Aufsicht dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik anpasst.

Die regulatorische Sicherheitsforschung spielt dabei eine zentrale Rolle, da ihre Ergebnisse dazu dienen, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben der Aufsicht verfügbar zu machen. Kapitel 1 enthält eine Auswertung der von der HSK im Jahre 2004 begleiteten Forschungsprojekte. Die entsprechenden Forschungsberichte sind im Anhang A enthalten.

Die Auswertung von Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen (Kapitel 2) liefert wichtige Erkenntnisse über mögliche Störfälle und deren Vermeidung. Mit Hilfe von Ursachenanalysen (so genannter «root-cause»-Analysen) klärt die HSK die Bedeutung jedes Vorkommnisses für die Schweizer Kernanlagen ab. Bei Bedarf veranlasst sie Abklärungen und ordnet Sicherheitsmassnahmen an. Bei ungenügendem Kenntnisstand liefert die Vorkommnisanalyse zudem neue Impulse für die regulatorische Sicherheitsforschung.

Über die internationale Zusammenarbeit (Kapitel 3) mit Aufsichtsbehörden anderer Länder und internationalen Organisationen erhält die HSK wichtige Informationen über aktuelle und zukünftige Entwicklungen. Sie profitiert von den Ergebnissen gemeinsamer Forschungsvorhaben und sie fördert die Harmonisierung internationaler Sicherheitsstandards. Im Anhang B sind die Mitgliedschaften der HSK in internationalen Gremien aufgeführt.

Im Kapitel 4 sind die im Jahre 2004 am eigenen Regelwerk vorgenommenen Änderungen wiedergegeben. In ihren Richtlinien (Anhang D) konkretisiert die HSK ihren gesetzlichen Auftrag. Sie bilden deshalb eine wichtige Grundlage sowohl für die Betreiber von Kernanlagen als auch für die Öffentlichkeit.

# Zusammenfassung



**Bild 1:** Aare unterhalb des Areals von PSI und HSK  
Quelle: PSI

## 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 hat sich im Jahr 2004, abhängig von den praktischen Bedürfnissen sowie aktuellen und künftigen Herausforderungen der Kernenergienutzung, auf die nachfolgend aufgeführten Fachgebiete konzentriert:

- **Reaktorsicherheit:** Die Reaktorsicherheit beinhaltet die Sicherheit des Gesamtsystems wie auch der einzelnen Komponenten. Durch das zunehmende Alter der Kernanlagen stehen die Materialforschung (mechanische, thermische, chemische und strahleninduzierte Alterung bzw. Versprödung der Werkstoffe) und die Stör- und Unfallforschung (wesentlich unterstützt durch die deterministische und probabilistische Sicherheitsanalyse) im Vordergrund.
- **Strahlenschutz:** Der Strahlenschutz dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung. Dieser Bereich umfasst zudem auch radiologische und sicherheitstechnische Aspekte der Wasserchemie. Neben konkreten Projekten zur Klärung messtechnischer Fragen in den Bereichen Radioanalytik, Dosimetrie und Aeroradiometrie unterstützt die HSK Vorhaben zum Studium von Ausbreitungsphänomenen sowie zur Wirkung kleiner Strahlendosen.

■ **Radioaktive Abfälle, Stilllegung und Endlagerung:** Für den Schutz der Bevölkerung und der Umgebung vor radioaktiver Strahlung sind das koordinierte Sammeln radioaktiver Abfälle, deren Behandlung bzw. Konditionierung, deren Zwischenlagerung und schliesslich deren endgültige Lagerung in einem geologischen Tiefenlager zentral wichtige Aufgaben, die mit der entsprechenden Sorgfalt ausgeführt werden müssen. Im Bereich der Endlagerung beteiligt sich die HSK am internationalen Forschungsprojekt Mont Terri. Das Ziel dieses Projekts ist die Erfassung geologischer, hydrogeologischer und felsmechanischer Eigenschaften des Opalinustons als potenzielles Wirtgestein für ein geologisches Tiefenlager.

■ **Mensch, Organisation und Sicherheitskultur:** Der Mensch und die Organisation haben wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage – eine Erkenntnis, die in den letzten Jahren stetig gewachsen ist. In diesem Bereich unterstützt die HSK das Paul Scherrer Institut bei seinen Forschungsaktivitäten zum Thema «Human Reliability Analysis». Dabei geht es um die (quantitative) Bewertung menschlicher Handlungen, im Speziellen von Operateurhandlungen. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen fliessen direkt in die probabilistischen Sicherheitsanalysen ein. Mit der Unterstützung des OECD-Halden-Projekts im Bereich «Mensch-Technik-Organisation» (siehe Kapitel 3) fördert die Schweiz grundsätzliche Studien zum Einfluss des Menschen auf die Sicherheit von Kernanlagen.

Die Forschungsprojekte der HSK konnten im Berichtsjahr planmässig abgewickelt werden. Sie lieferten wichtige wissenschaftliche Grundlagen, welche direkt oder indirekt in die Aufsichtstätigkeit der HSK einfliessen. Der Transfer der wissenschaftlichen Ergebnisse in die Aufsichtstätigkeit der HSK erfolgt dank der engen Zusammenarbeit mit den Projektleitern und ihren Teams reibungslos. Dies ist ein wichtiger Baustein für den Kompetenzerhalt und -ausbau der Aufsichtsbehörde. Die HSK ihrerseits kann auf Grund ihrer Tätigkeit den Wissenschaftlern immer wieder Hinweise geben auf interessante Forschungsthemen. Der Trend zu vermehrten internationalen Forschungsk Kooperationen setzte sich auch in diesem Jahr fort.

Die Forschungsprojekte, welche im Jahr 2005 gestartet werden, orientieren sich inhaltlich ebenfalls an den oben beschriebenen Schwerpunkten. Grösstenteils handelt es sich dabei um Nachfolgeprojekte der im Berichtsjahr abgeschlossenen Aktivitäten.

## Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Der internationale Austausch von Betriebserfahrungen hat zum Ziel, voneinander zu lernen, den Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und damit die Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernanlagen zu erhöhen. Von besonderem Interesse sind dabei die Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen, da aus diesen auch Hinweise auf Verbesserungen in der eigenen Anlage resultieren können. Im vorliegenden Bericht werden fünf lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen näher diskutiert. Unter diesen hat das Ereignis in der japanischen Druckwasserreaktoranlage Mihama-3 vom 9. August 2004 in der öffentlichen Wahrnehmung am meisten Beachtung gefunden. Vier Arbeiter wurden getötet und sieben weitere wurden schwer verletzt, weil heisser Dampf als Folge des Bruchs einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus freigesetzt wurde. Obwohl sich der Unfall im nicht-nuklearen Teil der Anlage ereignete, hat die HSK entsprechende Abklärungen zum Stand der Überwachung vergleichbarer Komponenten in den schweizerischen Kernkraftwerken vorgenommen.

Die vier weiteren Vorkommnisse betreffen sehr unterschiedliche Systeme. Sie können jedoch alle auf eine ungenügende Konzeption oder Durchführung einer Änderung in den betreffenden Kernkraftwerken zurückgeführt werden. Aus Sicht der HSK zeigen die Vorkommnisse die Notwendigkeit eines umfassenden Qualitätsmanagements unter Einbezug von Fremdfirmen und der umfassenden Analyse aller Auswirkungen von Änderungen.

## 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 stellt sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den inter-

nationalen Stand der Technik verfolgt und diesen für die nukleare Aufsicht anwendet.

Die Safety Standards der Internationalen Atomic Energy Agency (IAEA) geben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der nuklearen Sicherheit wieder und sind eine wichtige Basis für die nationalen Regelwerke. Die HSK beteiligt sich intensiv an der Erarbeitung dieser Standards und sorgt dafür, dass sie in der Schweiz umgesetzt werden. Im Berichtsjahr konnten fünf wichtige Standards verabschiedet werden. Im Rahmen der Convention on Nuclear Safety wurde der dritte Länderbericht eingereicht. Er wird im April 2005 durch die übrigen Unterzeichnerländer überprüft.

Die Mitgliedschaft der HSK in der «Nuclear Energy Agency» (NEA) der OECD stellt sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit mit andern Staaten gut vernetzt ist. Schwerpunkte der OECD/NEA sind die nukleare Sicherheit von Kernanlagen, der Strahlenschutz und die Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die OECD/NEA unterstützt auch eine Reihe von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten.

Die HSK arbeitet zudem in europäischen Kommissionen mit und pflegt die bilaterale Zusammenarbeit insbesondere mit Frankreich, Deutschland, Finnland, Schweden und den USA. In Osteuropa und Russland bietet sie den Aufsichtsbehörden technische Unterstützung an.

## Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Kernenergie ist in der Öffentlichkeit und Politik in den letzten Jahren wieder vermehrt zu einem Thema geworden. Dies vor allem auf Grund der Moratoriums- und Ausstiegsinitiativen und des Kernenergiegesetzes (KEG). Das KEG und die dazugehörige Kernenergieverordnung (KEV) wurden am 1. Februar 2005 in Kraft gesetzt. Neu im KEG und in der KEV sind im Wesentlichen die Bestimmungen über die Stilllegung von Kernanlagen und zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die Bestimmungen zum Bau, zur Inbetriebnahme und für den Betrieb von Kernanlagen sind weitgehend geltendes Recht oder entsprechen der bisherigen Praxis der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden.

Mit der Inkraftsetzung des KEG und der KEV sind wichtige Schritte hin zu einem umfassenden und vollständigen nuklearen Regelwerk getan. Vieles bleibt indessen

noch zu tun: auf Grund des KEG und der KEV sind im Sicherheitsbereich noch zwei Bundesratsverordnungen zu den Themen «Qualifikation und Ausbildung des Personals von Kernanlagen» sowie zur «Sicherheit nuklearer Druckgeräte» zu verfassen. Zudem sind drei Departementsverordnungen sowie zu rund 20 Artikeln Ausführungen in Richtlinien neu zu schreiben oder anzupassen. Dabei ist der aktuelle Stand der Technik zu berücksichtigen, wie er sich aus der Forschung und der Erfahrung entwickelt.

## Analyse und Ausblick

Die Initiative der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zur Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen in den Bereichen Reaktorsicherheit sowie der Entsorgung und Stilllegung bot eine Gelegenheit zum Vergleich und zur Harmonisierung des eigenen Regelwerks mit denjenigen anderer europäischer Länder. Die bisher vorliegenden Ergebnisse zeigen, dass die Schweiz mit dem KEG und der KEV über

eine moderne Gesetzgebung verfügt und die wichtigen Aspekte im nuklearen Bereich geregelt sind.

Die Einführung des KEG und der KEV erfordern eine Vielzahl von Anpassungen an den Richtlinien der HSK. Die heutigen Richtlinien der HSK sind historisch gewachsen. Es mangelt ihnen stellenweise an Durchgängigkeit und Systematik, was deren Verständlichkeit erschwert. Die HSK hat sich deshalb im Zuge der Einführung der neuen Gesetzgebung zum Ziel gesetzt, ihr Regelwerk grundlegend zu erneuern und ein neues Aufsichtskonzept, die «Integrierte Aufsicht», zu entwickeln, um für die heutigen und zukünftigen Herausforderungen besser gewappnet zu sein.

Auch die Forschungsstrategie der HSK wird an die neuen gesetzlichen Grundlagen angepasst werden. Aus laufenden Forschungsarbeiten konnten zum Beispiel in den Bereichen Spannungsrisskorrosion, Massnahmen gegen schwere Unfälle und Reaktivitätsstöße Ergebnisse direkt in die Aufsichtstätigkeit der HSK integriert werden.



Ab dem Berichtsjahr 2004 erweitert die HSK ihre Berichterstattung auf vier Berichte



# Introduction

La nouvelle loi sur l'énergie nucléaire (LENu) exige que les autorités compétentes informent régulièrement le public de l'état des installations nucléaires. Nous assumons cette tâche depuis des années. Désormais, chaque année, nous vous tiendrons au courant de nos activités à l'aide de quatre rapports annuels traitant des différents thèmes de notre domaine de surveillance. Le rapport annuel de la DSN publié jusqu'à présent devient le «rapport de surveillance» sur la sécurité et la radioprotection dans les installations nucléaires suisses. Il décrit et évalue les résultats d'exploitation et les événements les plus importants, les améliorations et les mesures de maintenance réalisées, les résultats des examens périodiques relevant de l'inspection en service, la situation radiologique et les exercices en cas d'urgence, de même que la formation continue en place dans les différentes installations nucléaires. Il comprend en plus les activités réalisées dans le domaine du transport et de l'évacuation. Nous publierons désormais notre propre «rapport de radioprotection» qui décrira la situation radiologique à l'intérieur et à l'extérieur des installations nucléaires suisses. Le troisième rapport que nous publierons sera notre propre «rapport de gestion» qui vous informera de la situation financière de la DSN et de l'évaluation intermédiaire des objectifs de notre mandat de prestations.

Le présent rapport correspond à l'ancien rapport sur les expériences. Nous en avons largement étendu le champ. Il montre, sur la base des travaux réalisés en 2004 dans les domaines de la recherche, de l'évaluation des événements, de la coopération et de la réglementation internationale, comment la DSN adapte les principes de sa surveillance au niveau international de la science et de la technique.

La recherche en matière de sécurité joue ici un rôle capital; ses résultats servent en effet à déterminer et à

étendre l'actuel niveau des connaissances techniques et scientifiques et à le mettre à la disposition des tâches de surveillance. Le chapitre 1 présente une évaluation des projets de recherche que la DSN a gérés en 2004. Les rapports de recherche correspondants figurent dans l'annexe A.

L'évaluation des événements survenus dans des installations nucléaires étrangères (chapitre 2) fournit d'importants résultats sur des incidents possibles et le moyen de les éviter. La DSN étudie à l'aide d'analyses des causes (les dites «root-cause analysis»), la signification que revêt chaque événement pour les installations nucléaires suisses. Elle ordonne si nécessaire des études et impose des mesures de sécurité. En cas de niveau de connaissances insuffisant, l'analyse des événements fournit par ailleurs de nouvelles impulsions à la recherche en matière de sécurité.

La coopération internationale (chapitre 3) avec des autorités de surveillance d'autres pays et des organisations internationales permet à la DSN d'acquérir des informations importantes sur des développements actuels et futurs. La DSN profite ainsi des résultats de projets de recherche communs et encourage l'harmonisation de normes de sécurité internationales. L'annexe B indique quelles sont les participations de la DSN à des comités internationaux.

Le chapitre 4 rend compte des modifications réalisées en 2004 dans notre propre réglementation. La DSN concrétise son mandat légal dans ses directives (annexe D). C'est pourquoi ces dernières constituent une base importante tant pour les exploitants d'installations nucléaires que pour le public.

# 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 de la surveillance. En 2004, la recherche en matière de sûreté nucléaire s'est concentrée, en fonction des besoins pratiques et des défis actuels et futurs de l'utilisation de l'énergie nucléaire, sur les domaines suivants:

- **Sûreté des réacteurs:** la sûreté des réacteurs comprend la sûreté de l'ensemble du système ainsi que de chacune de ses composantes. Du fait du vieillissement des installations nucléaires, la recherche sur le matériel (vieillesse ou fragilisation mécanique, thermique, chimique et induit par rayonnement des matériaux) et la recherche des pannes et des accidents (sur la base essentiellement de l'étude déterministe et probabiliste de la sécurité) sont des thèmes importants.
- **Protection contre le rayonnement:** la protection contre le rayonnement sert à protéger le personnel, la population et l'environnement des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. Ce domaine comprend en plus aussi des aspects radiologiques et de sûreté de la chimie de l'eau. A côté de projets concrets permettant d'étudier des questions de technique de mesure dans les domaines radioanalytique, dosimétrique et aéroradiométrique, la DSN soutient des projets sur l'étude de phénomènes de propagation ainsi que sur l'effet de faibles doses de rayonnement.
- **Déchets radioactifs, démantèlement et stockage final:** le ramassage coordonné des déchets radioactifs, leurs traitement et conditionnement, leur stockage intermédiaire et finalement leur stockage définitif dans un dépôt géologique profond, sont des tâches d'une importance capitale pour la protection de la population et de l'environnement contre le rayonnement radioactif; ces tâches doivent être réalisées avec le soin qui se doit. Dans le domaine du stockage final, la DSN participe au projet de recherche international du Mont Terri. Ce projet a pour objectif d'identifier les caracté-

ristiques hydrogéologiques et géomécaniques des argiles à Opalinus en tant que roches potentielles d'accueil pour un dépôt géologique profond.

- **Hommes, organisation et culture de la sûreté:** les hommes et l'organisation ont une influence essentielle sur la sûreté d'une installation nucléaire. Dans ce domaine, la DSN soutient l'Institut Paul Scherer et ses activités de recherche sur le thème «Human Reliability Analysis». Il s'agit d'évaluer ici (quantitativement) des actions humaines, notamment des actions d'opérateurs. Les résultats de ces recherches servent directement aux études probabilistes de sécurité. En soutenant le projet Halden de l'OCDE dans le domaine «homme – technique – organisation» (voir chapitre 3), la Suisse encourage des études fondamentales sur l'influence qu'exercent les hommes sur la sûreté des installations nucléaires.

En 2004, les projets de recherche de la DSN se sont déroulés conformément au calendrier fixé. Ils ont permis d'acquérir des bases scientifiques importantes, que la DSN a utilisées directement ou indirectement dans son activité de surveillance. Le transfert des résultats scientifiques à l'activité de surveillance de la DSN se déroule sans difficulté, grâce à l'étroite coopération entre les chefs de projets et leurs équipes. C'est un pilier important de l'acquisition et du développement des compétences de l'autorité de surveillance. En raison de son activité, la DSN peut quant à elle toujours donner aux scientifiques des informations sur des sujets de recherche intéressants. La tendance à des coopérations internationales accrues dans la recherche s'est poursuivie cette année aussi.

Les projets de recherche qui commenceront en 2005 se concentreront également sur les thèmes essentiels décrits ci-dessus. Il s'agit en grande partie de projets faisant suite à des activités terminées en 2004.

## Evénements instructifs survenus dans des installations nucléaires étrangères

L'échange international d'expériences d'exploitation a pour objectif de tirer un enseignement des événements se produisant, de vérifier le niveau de la science et de la technique et d'accroître ainsi la sûreté et la disponibilité des installations nucléaires. Les événements survenus

dans les installations nucléaires étrangères sont donc d'un intérêt particulier, vu qu'il peut en résulter aussi des informations sur des améliorations pour sa propre installation. Dans le présent rapport, on discutera plus en détail de cinq événements instructifs survenus dans des installations nucléaires étrangères. L'événement survenu le 9 août 2004 dans l'installation japonaise du réacteur à eau sous pression, Mihama-3, a marqué fortement le public. Quatre morts, sept blessés graves suite à la libération de vapeur chaude due à la rupture d'une conduite d'eau alimentaire dans la salle des machines. Bien que l'accident se soit produit dans la partie non nucléaire de l'installation, la DSN a procédé aux études correspondantes sur l'état de la surveillance de composantes similaires dans les centrales nucléaires suisses.

Les quatre autres événements ont concerné des systèmes très différents. Tous sont pourtant dus à la conception ou la réalisation insuffisante d'une modification dans les centrales nucléaires concernées. Du point de vue de la DSN, les événements montrent la nécessité d'une gestion complète de la qualité associant des firmes étrangères et l'analyse complète de toutes les répercussions que peuvent avoir des modifications.

## Coopération internationale

La DSN coopère activement avec des organisations internationales afin d'harmoniser les bases de sa surveillance et consolider l'échange d'expériences au-delà des frontières nationales. La coopération avec des organisations internationales garantit que la Suisse respecte le niveau international de la technique dans le domaine de la sûreté nucléaire et qu'elle l'applique à la surveillance nucléaire.

Les Safety Standards de l'Agence internationale de l'énergie nucléaire (AIEA) rendent compte du niveau actuel de la science et de la technique dans le domaine de la sûreté nucléaire et sont une base importante des réglementations nationales. La DSN participe intensivement à l'élaboration de ces standards et veille à ce qu'ils soient appliqués en Suisse. Au cours de l'exercice sous revue, il a été décidé de cinq importants standards. Dans le cadre de la Convention sur la sûreté nucléaire, le troisième rapport des Etats a été présenté. Il sera vérifié en avril 2005 par les autres pays signataires.

La participation de la DSN à l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE garantit les bonnes relations de la Suisse avec d'autres Etats dans le domaine de la sûreté nucléaire. L'AEN de l'OCDE se concentre principalement sur la sûreté nucléaire des installations nucléaires, la radioprotection et l'évacuation des déchets radioactifs. L'AEN de l'OCDE soutient aussi toute une série de projets de recherche dans ces domaines.

La DSN collabore en plus dans des commissions européennes et veille à la coopération bilatérale notamment avec la France, l'Allemagne, la Finlande, la Suède et les Etats-Unis. En Europe de l'Est et en Russie, elle offre un soutien technique aux autorités de surveillance.

## Bases de la surveillance nucléaire

Ces dernières années, l'énergie nucléaire a de nouveau beaucoup fait parler d'elle au sein de la population et du monde politique, en raison surtout des initiatives sur le moratoire et l'abandon du nucléaire, mais aussi de la nouvelle loi sur l'énergie nucléaire (LENu). La LENu et l'OENu (ordonnance sur l'énergie nucléaire) qui lui est attachée sont entrées en vigueur le 1<sup>er</sup> février 2005. Elles sont innovantes au niveau essentiellement des dispositions sur le démantèlement des installations nucléaires et sur l'évacuation des déchets radioactifs. Les dispositions relatives à la construction, l'entrée en service et l'exploitation des installations nucléaires correspondent largement au droit en vigueur ou à l'actuelle pratique des autorités concédantes et de surveillance.

Avec l'entrée en vigueur de la LENu et de l'OENu, d'importantes étapes en vue d'une réglementation nucléaire large et complète ont été franchies. Mais il reste encore beaucoup à faire: sur la base de la LENu et de l'OENu, il faut encore rédiger, dans le domaine de la sûreté, deux ordonnances fédérales sur les thèmes «qualification et formation du personnel des installations nucléaires» et «sûreté des cuves de pression». Il faut par ailleurs rédiger ou adapter trois ordonnances de département ainsi que des passages de 20 articles de directives et tenir compte ainsi du niveau actuel de la technique tel qu'il se développe à partir des recherches et des expériences.

## Analyse et perspectives

L'initiative de la Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) sur l'harmonisation des impératifs de sûreté dans les domaines de la sûreté des réacteurs, de l'évacuation et du démantèlement, a été l'occasion de comparer et d'harmoniser sa propre réglementation avec celles d'autres pays européens. Les résultats actuels montrent que la LENU et l'OENU offrent à la Suisse une législation moderne, réglant des aspects importants du domaine nucléaire.

Comme on l'a déjà mentionné, l'introduction de la LENU et de l'OENU requiert de nombreuses adaptations des directives de la DSN. Les directives actuelles sont à la hauteur, mais manquent par endroits d'esprit général et systématique, ce qui rend leur compréhension plus

difficile. Dans le cadre de l'introduction de la nouvelle législation, la DSN s'est ainsi donné pour objectif de rénover fondamentalement sa réglementation et de développer un nouveau concept de surveillance, la «surveillance intégrée», afin d'être mieux armée face aux défis actuels et à venir.

De même, la stratégie de la recherche de la DSN sera adaptée aux nouvelles bases légales. Les travaux de recherche en cours ont permis par exemple, dans le domaine de la corrosion fissurante sous contrainte, des mesures contre les accidents graves et des accidents de réactivité, d'intégrer directement les résultats dans l'activité de surveillance de la DSN.

# Introduction

Switzerland's new Nuclear Energy Act (KEG) requires the relevant authorities to provide the public with regular information on the state of nuclear facilities. Our previous reports already took account of this requirement. However, in the future, we shall provide four separate reports every year, each covering a specific area of our surveillance. The previous Annual Report of the Inspectorate will now take the form of an oversight report on safety and radiation protection in Swiss nuclear facilities. It will describe and assess the main operating events and incidents, the associated remedial and maintenance work, the results of in-service inspections, radiological data, together with emergency exercises and training in the various nuclear facilities. It will also report on transport and disposal activities. In addition, we will publish a «Radiation Protection Report» with details of radiation levels inside and outside Swiss nuclear facilities. The third report will be a «Business Report» of the Inspectorate, with details of our financial situation and an interim assessment of the targets set out in the Performance Agreement.

The present report corresponds to the previous Research Report. It has been significantly expanded and in describing the work undertaken by the Inspectorate in 2004 in research, incident analyses, international cooperation and regulation it shows how the Inspectorate is adapting the principles underpinning its oversight activities to reflect the global state of science and technology.

Regulatory safety research plays a central role in this respect. It serves to identify and develop knowledge and

expertise so that it can be made available for regulatory purposes. Chapter 1 is an evaluation of the individual research projects in which the Inspectorate has been involved in 2004. The full research reports are contained in Appendix A.

The evaluation of incidents in foreign nuclear facilities (Chapter 2) provides important data on potential accidents and how to avoid them. The Inspectorate uses what are known as «root-cause analyses» to evaluate the relevance of individual incidents to nuclear facilities in Switzerland. If necessary, it seeks clarification and orders the introduction of safety measures. If the incident analysis identifies an inadequate level of knowledge, this provides an additional impetus for further regulatory safety research.

The Inspectorate co-operates with regulatory authorities in other countries and international organisations (see Chapter 3). This cooperation provides it with important information on current and future developments. The Inspectorate benefits from the results of joint research projects and promotes the harmonisation of international safety standards. Appendix B contains a list of the international bodies of which the Inspectorate is a member.

Chapter 4 details the changes made in 2004 to the Inspectorate's regulatory framework. It issues regulatory guides (see Appendix D), which substantiate its statutory functions. These regulatory guides are an important reference tool for the operators of nuclear facilities and for the public.

# Summary

## Regulatory safety research

In terms of regulatory safety research, the Inspectorate commissions and coordinates research projects in order to identify and develop the current state of the art in science and technology. It then uses the findings in its regulatory oversight. In 2004, the regulatory safety research, responding to both practical requirements and current and future challenges in the field of nuclear energy, concentrated on the following specific areas:

- **Reactor safety:** Reactor safety covers the safety of entire systems and individual components within them. With the increasing age of nuclear facilities, research has focussed on materials (mechanical, thermal, chemical and radiation-induced ageing or embrittlement of materials) as well as on incident and accident-related research (primarily supported by deterministic and probabilistic safety analyses).
- **Radiological protection:** Radiological protection is designed to protect staff, local inhabitants and the vicinity of a nuclear facility from ionising radiation. It also includes the radiological and nuclear safety of water chemistry. In addition to specific projects looking at the metrology of radio analysis, dosimetry and aero-radiometry, the Inspectorate supports research into dispersion phenomena and the effect of small doses of radiation.
- **Radioactive waste, decommissioning and final storage:** In order to protect the public and the environment from possible radiation, the coordinated collection of radioactive waste, its treatment or conditioning, interim storage and final storage in a geological repository are of fundamental importance and the handling of this work requires a commensurate level of care. In the field of final disposal, the Inspectorate is involved in the international research project at Mont Terri. The aim of this project is to identify the geological and hydro-geological properties and rock mechanics of Opalinus clay and evaluate it as a potential host rock for a geological repository.
- **Human influence, organisation and safety culture:** People and organisational structures play a major role

in the safety of a nuclear facility – the realisation of this has increased steadily in recent years. The Inspectorate is supporting the Paul Scherrer Institute in its research into «Human Reliability Analysis»: this is a (quantitative) evaluation of human behaviour, in particular operator behaviour. The results of this work will feed directly into the probabilistic safety analyses. Switzerland, in supporting the OECD's Halden Project, which is looking at the interaction between the factors of organisation, man and technology (see Chapter 3), is promoting basic research into the impact of human behaviour on the safety of nuclear facilities.

During 2004, the Inspectorate completed its research programme for the year. This produced important scientific data that will flow directly or indirectly into the regulatory activities of the Inspectorate. Close cooperation with project managers and their staff ensured that results from research merge seamlessly into the regulatory activities of the Inspectorate. This is an important building block to ensure that the knowledge and skills of the Inspectorate are maintained and expanded. In turn, the activities of the Inspectorate allow it to draw the attention of researchers to research topics of potential interest. The trend towards more international cooperation in the field of research continued in 2004.

The research projects planned for 2005 will similarly focus on the above issues. Generally the projects for 2005 are a follow-up to research conducted in 2004.

## Instructive events in nuclear installations abroad

The goal of international exchange of operating experience is to learn from others, to verify the state of the art in science and technology and so increase the safety and performance of nuclear facilities. Incidents in foreign nuclear facilities are of particular interest as they can provide information on how we might improve our own facilities. This report discusses in greater detail five instructive events in foreign nuclear facilities. Of these, the incident on 9<sup>th</sup> August 2004 at Mihama-3, a pressurised water reactor plant in Japan, attracted the most public attention. Four workers were killed and a further seven were seriously injured when hot steam was re-

leased into the turbine hall as a result of a fractured feed water line. Although the accident occurred in the non-nuclear part of the plant, the Inspectorate sought clarification of the way similar components are monitored in Swiss nuclear power plants.

The four other incidents occurred in very different systems but could all be traced back to poor planning or execution of modifications to a nuclear power plant. From the Inspectorate's standpoint, the incidents confirm the need for a comprehensive quality management system that includes the work of external companies and a comprehensive analysis of all effects of any modification.

## International cooperation

The Inspectorate is an active participant in international organisations. This ensures that its regulatory functions are the subject of extensive coordination and harmonisation and allows the Inspectorate to benefit from international information exchanges. Cooperation with international organisations ensures that Switzerland tracks developments in science and technology and applies them to nuclear oversight.

The Safety Standards of the International Atomic Energy Agency (IAEA) reflect the current state of the art in science and technology in the field of nuclear safety and as such provide an important base for the regulatory framework in Switzerland. The Inspectorate is closely involved in the development of these standards and ensures that they are implemented in Switzerland. During 2004, five important standards were agreed on. Switzerland submitted its third national report to the Convention on Nuclear Safety to be reviewed by the other signatory countries in April 2005.

Membership of the «Nuclear Energy Agency» (NEA) of OECD allows the Inspectorate to network effectively with other countries in the field of nuclear safety. The prime focus of OECD/NEA is the safety of nuclear facilities, radiological protection and the disposal of radioactive waste. OECD/NEA also supports a series of research projects in these fields.

The Inspectorate is a member of various European committees and maintains bilateral cooperation, particular-

ly with France, Germany, Finland, Sweden and the USA. In addition, it offers technical support to the regulatory authorities in Eastern Europe and Russia.

## Legal basis of nuclear oversight

In recent years, nuclear energy has re-emerged as an issue, both in the minds of the public and politicians, partly because of attempts to introduce a moratorium or complete stop on the use of nuclear energy and partly because of the new Nuclear Energy Act (KEG). The KEG and the associated Nuclear Energy Ordinance (KEV) came into effect on February 1<sup>st</sup> 2005. The changes compared with previous legislation relate primarily to the decommissioning of nuclear facilities and the disposal of radioactive waste. In contrast, the legislation on construction, commissioning and operation of nuclear facilities is largely unchanged or corresponds to the previous practice of licensing and surveillance authorities.

The introduction of the KEG and KEV means that the main elements of a full and comprehensive regulatory framework in the nuclear field are now in place. However, much remains to be done. Just in the field of safety, the KEG and KEV will necessitate two new Federal Council Ordinances, one on «Education and training of personnel in nuclear facilities» and the other on the «Safety of pressurised nuclear equipment». In addition, three Departmental Ordinances and implementing provisions for 20 articles will have to be rewritten or revised. The revised guidelines will also need to reflect the scientific and technological results of research and experience.

## Analysis and Outlook

The initiative by the Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) to harmonise safety standards in the areas of reactor safety and disposal and decommissioning offers an opportunity to compare and harmonise the regulatory framework in Switzerland with those in other European countries. Comparisons to date have shown that the KEG and KEV provide Switzerland with modern legislation that covers all important aspects of nuclear activity.

As mentioned above, the introduction of the KEG and KEV will necessitate numerous changes to guidelines issued by the Inspectorate. Its existing guidelines have evolved over time and in some cases, they lack transparency and a systematic approach, which makes them more difficult to understand. With the introduction of the new legislation, the Inspectorate has embarked on a root-and-branch revision of its regulatory framework. It is developing a new regulatory concept – «Integrated

Supervision». This will ensure that it can deal more effectively with current and future challenges.

In the same way, the Inspectorate will need to adapt its research strategy to the new legal framework. From its current research work, e.g. in the field of stress corrosion cracking and measures to avoid serious accidents and reactivity anomalies, the results should be fed directly into the surveillance activities of the Inspectorate.



# 1. 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 ihrer Aufsicht verfügbar zu machen. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen bei und ermöglichen die Identifikation von potenziellen Problembereichen, die Erarbeitung von möglichen Lösungen, die Verringerung von Unsicherheiten und die Verbesserung von Verfahren. Die Projekte leisten zudem einen Beitrag zum Erhalt des Wissens und zur Nachwuchsförderung in der Schweiz.

Die HSK beteiligt sich gezielt an internationalen Projekten. Durch Kooperation mit ausländischen Hochschulen und Behörden erhält sie gut abgesicherte Ergebnisse und kann Synergien nutzen. Besonders wichtig ist der Erfahrungsaustausch mit anderen Sicherheitsbehörden.

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: Chlorid kann Risse verursachen

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut**

**Anhang A Seite 69**

#### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Die HSK verfolgt im Rahmen ihrer Forschungsstrategie Untersuchungen über das Verhalten von Werkstoffen, welche für die Integrität des Primärkreislaufs von Kernanlagen von Bedeutung sind. Die Forschungsprojekte behandeln Themen wie Versagensmechanismen, Korrosion, Versprödung und zyklische Ermüdung.

Im Forschungsprojekt RIKORR-II des PSI Labors für Werkstoffverhalten werden in einem ersten Teil das Risskorrosionsverhalten von niedrig legierten Reaktor-druckbehälter(RDB)-Stählen und von RDB-Schweissgutwerkstoffen unter transienten und stationären Siedewasserreaktor(SWR)- Betriebsbedingungen bei Normalwasserchemie (NWC) und Wasserstoffchemie (HWC)- Fahrweise experimentell untersucht.

Versuche zum Risskorrosionsverhalten im Inconel-182-Schweissgut von Mischnähten und im Übergangsbereich zum angrenzenden RDB-Stahl unter SWR/NWC-Bedingungen im Rahmen eines internationalen Ringversuchs sowie die Zusammenarbeit mit der Tohoku-Universität aus Japan bilden einen zweiten Teil des Forschungsprojektes.

#### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Im Bereich der Reaktorsicherheit erlangen die Fragen der physikalischen Alterung sicherheitsrelevanter Komponenten unter Betriebs- und Störfalllasten mit zunehmendem Alter der Kernanlagen eine hohe Bedeutung. Von Seiten der Betreiber und Systemlieferanten werden grosse Anstrengungen unternommen, um möglichen Korrosionsschäden aktiv vorzubeugen oder bestehende Schadensmechanismen zu begrenzen, dies unter anderem mit strikter Kontrolle sowie Änderungen der Wasserchemie (zum Beispiel durch Wasserstofffahrweise, Zinkdosierung und Edelmetallzugaben). Dabei sollen nebst den strukturtragenden Wandungen auch Funktionselemente im Primärkreis, wie Durchdringungen aus Inconel, Kerneinbauten oder Mischverbindungen an Stützen, geschützt werden.

Das Programm RIKORR-II behandelt diese Aspekte mit dem Schwerpunkt auf den ferritischen Bauteilen des Druckgefässes für Siedewasserreaktoren unter verschiedenen Fahrweisen der Wasserchemie. Die eigenen Forschungsarbeiten werden ergänzt durch die Beteiligung an einem international gut abgestützten Ringversuch über Inconel-182-Mischverbindungen.

## Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

Die wesentlichen Zielsetzungen und geplanten Arbeiten für das Jahr 2004 umfassten:

- Abschluss der Untersuchungen zum Einfluss von Chlorid-Transienten bei tiefen Chlorid-Konzentrationen im Bereich von 5 bis 10 ppb.
- Risskorrosionsexperimente mit einer Wärmeinflusszone (WEZ) mit hoher Aufhärtung und hohem Schwefel-Gehalt.
- Start erster Experimente zur Untersuchung von Spannungsrisskorrosion und Schwingrisskorrosion unter kritischen SWR-Bedingungen, mit einem Wechsel von der NWC- zur HWC-Fahrweise zur Überprüfung der HWC-Schutzwirkung.
- Abschluss der ersten Spannungsrisskorrosions-Untersuchungen in der Übergangszone zwischen Inconel-182-Schweissgut und RDB-Grundwerkstoff unter SWR/NWC-Bedingungen.
- Abschluss der Spannungsrisskorrosions-Experimente mit kaltverformten Inconel-600 unter SWR/NWC-Bedingungen.
- Start des ersten SpRK-Langzeitexperimentes mit Inconel-182-Schweissgut unter SWR/NWC-Bedingungen.
- Einreichen einer Publikation im Journal of Nuclear Materials.

Die Zielsetzungen und Meilensteine für 2004 wurden erreicht. Durch den Abschluss der Umbauarbeiten an der Versuchsanordnung Ende 2003 konnten ab Beginn des Jahres 2004 auch Risskorrosionsexperimente unter simulierten HWC-Bedingungen bei unterschiedlichen Wasserstoff-Sauerstoff-Konzentrationsverhältnissen durchgeführt werden. Dies ist von grosser Bedeutung für die Schweizer SWR, da das Kernkraftwerk Mühleberg seit kurzem die HWC-Fahrweise einsetzt und das Kernkraftwerk Leibstadt einen Wechsel von der NWC- zur HWC-Fahrweise auf 2006 vorsieht.

Die Untersuchungen der Inconel-182-/RDB-Stahl Mischnaht unter SWR/NWC-Bedingungen weisen darauf hin, dass ein schnelles Spannungsrisskorrosions-

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 Spannungsrisskorrosions-Risswachstumsanfälligkeit von RDB-Stählen und der Betriebserfahrung von Mischnähten überein, wo sich das Korrosionsrisswachstum jeweils auf das Inconel-182-Schweissgut beschränkte.

## Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die Aufsicht im Bereich der nuklearen Sicherheit erfordert Kriterien zur Beurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten und Systeme bezüglich ihrer Integrität sowie vertiefte Kenntnisse des Verhaltens und des Zustands der verwendeten Werkstoffe im Langzeitbetrieb.

Die Auslegung der Komponenten des Primärkreises und deren Zustandsbeurteilung basieren unter anderem auf den Risswachstumskurven des ASME Code Section XI für zyklische Belastungen und den BWRVIP-60 (Boiling Water Reactor Vessel Inspection Program) Kurven für Spannungsrisskorrosion. Die durchgeführten Versuche haben diese Grundlagen grundsätzlich bestätigt.

Unter gewissen kritischen Kombinationen von Umgebungs-, Belastungs- und Materialparametern konnte jedoch ein beschleunigtes Risswachstum oberhalb der bekannten Risswachstumskurven festgestellt werden. Dies war insbesondere der Fall bei NWC-Fahrweise und bei Chloridkonzentrationen über 5 ppb. Solche Chloridkonzentrationen treten im Normalbetrieb nicht auf, können aber bei Wasserchemietransienten (z. B. auf Grund eines Filterversagens) nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Weitere Untersuchungen zeigten, dass unter simulierter Wasserstoffeinspeisung auch bei diesen kritischen Kombinationen keine Überschreitung der Risswachstumskurven feststellbar war. Dieses Erkenntnis ist umso wichtiger, als in den Siedewasseranlagen von Mühleberg und Leibstadt die Wasserstoff-fahrweise bereits eingeführt oder geplant ist.

Die als Beurteilungsgrundlagen für die Integrität von Reaktordruckgefässen verwendeten BWRVIP-60 Spannungsrisskorrosions- und ASME XI Ermüdungsris-

wachstumskurven für niedrig legierte Stähle erweisen sich somit über einen weiten Bereich von SWR/NWC-Bedingungen als konservativ.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Das Projekt wird Ende 2005 termingerecht abgeschlossen werden. Für das Jahr 2005 sind neben dem Abschlussbericht noch folgende Arbeiten geplant:

- Bestimmung der kritischen Chlorid-Konzentration für schnelles Spannungsrisskorrosions-Risswachstum bei tieferen Korrosionspotenzialwerten ECP von -100 und -300 mV<sub>SWE</sub>.
- Kontrollversuche in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem Wasser bei einem stöchiometrischen Sauerstoffüberschuss.

## **1.1.2 DIAGNOSTIK: Materialermüdung zerstörungsfrei erkennen**

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
Anhang A Seite 91**

### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Die Früherkennung von Ermüdungsschädigungen an rostfreien austenitischen Bauteilen ist für die Alterungsüberwachung mechanischer Ausrüstungen von Kernkraftwerken von grosser Bedeutung, da insbesondere die thermische Ermüdung durch Temperaturschichtungen und Temperaturmischzonen mit den bestehenden Ermüdungsrechnungen oft nur unzureichend erfasst wird. Deshalb besteht Bedarf, den Schädigungsprozess besser zu verstehen und zerstörungsfreie Werkstoffprüfungen zur Früherkennung von Ermüdungsschädigungen zu entwickeln. Das Projekt DIAGNOSTIK befasst sich mit rostfreien austenitischen Stählen, welche unter bestimmten Werkstoff- und Belastungsbedingungen bei Ermüdung eine deformationsinduzierte Martensitbildung in der Austenitmatrix zeigen. Der Martensitgehalt eines austenitischen Werkstoffs lässt sich durch magnetische Methoden sehr genau bestimmen.

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Die im Projekt untersuchten Stahlsorten und Produktformen sind typisch für die in Kernkraftwerken eingesetzten austenitischen Rohrleitungssysteme, welche im

Primärkreislauf oder in Sicherheitssystemen eingesetzt werden. Der Beitrag dieses Projektes zur nuklearen Sicherheit besteht in einer Verbreiterung der Wissensbasis über das Materialverhalten in solchen Systemen. Die Ergebnisse des Projektes wurden auf internationalen Fachkonferenzen über die Integrität von Kernkraftwerkskomponenten vorgestellt.

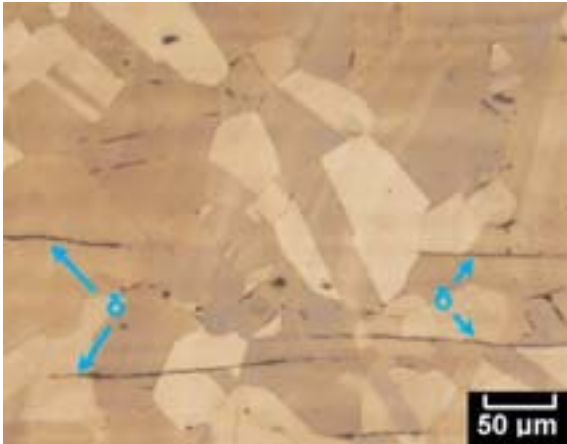
### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Berichtsjahr 2004 wurden die umfassenden Untersuchungen verschiedener Qualitäten des Stahls X6CrNiTi18-10 (1.4541, AISI 321) abgeschlossen und Schlussfolgerungen zu den Mechanismen und zur Martensitbildungs-Anfälligkeit der verschiedenen Materialien gezogen. Die Modellierung des Werkstoffverhaltens bei Ermüdung wurde weiterentwickelt, und mit der Untersuchung weiterer Stahlsorten wurde begonnen.

Für die letzten sechs Monate des verbleibenden Projektzeitraums ist die Verbreiterung der Datenbasis durch Untersuchung weiterer austenitischer Werkstoffe vorgesehen. Es wurden dafür Rohrmaterialien aus den rostfreien Stählen 1.4306 (AISI 304L), 1.4404 (AISI 316L), 1.4550 (AISI 347) und 1.4541 (AISI 321H) beschafft, welche ebenfalls häufig in Kernanlagen eingesetzt werden.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Bisher konnte gezeigt werden, dass die durch Ermüdung hervorgerufene Martensitbildung mit ansteigender Schwingungszahl (und damit mit zunehmender Lebensdauer) monoton zunimmt und somit der Martensitgehalt im Stahl zur Lebensdauerbestimmung genutzt werden kann. Ein genaueres Verständnis der Mechanismen von Bildung und Wachstum der Mikrorisse (ca. 100 µm) bis hin zum technischen Anriss (ca. 1 mm) sowie des Zusammenhangs mit der ermüdungsbedingten Martensitbildung könnte die Lebensdaueranalyse von Rohrleitungsstählen weiter verbessern. Insbesondere für hochzyklische thermomechanische Belastungen, welche typischerweise bei Strömungsvermischungen an T-Stücken auftreten, sind die Mechanismen der Rissbildung und Rissausbreitung noch nicht ausreichend bekannt: Hier gibt es bisher nur wenig Materialdaten und keine Bewertungskriterien. Auch der Einfluss der Umgebungsbedingungen (Reaktor-Kühlwasser) könnte bei weiteren Untersuchungen berücksichtigt werden.



**Bild 2:** Aufnahme im Lichtmikroskop: Austenitkörner von Rohrmaterial mit Zwillingen und Deltaferrit, siehe Forschungsprojekt «Diagnostik», Anhang A Seite 91 Quelle: PSI.

### Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das Projekt DIAGNOSTIK wird Ende 2005 abgeschlossen. Im Hinblick auf mögliche Folgeprojekte sollte neben einer quantitativen Methode auch die Entwicklung qualitativer Prüfverfahren ins Auge gefasst werden (zum Beispiel die Interpretation von Martensitbildungsmustern als Indikator für akkumulierte Beanspruchung, Veränderungsmonitoring des Martensitgehaltes), wenn auf Grund fehlender Basismessungen oder Analysewerte eine quantitative Bewertung nicht möglich ist. Die technische Simulation typischer Beanspruchungsmuster für Rohrleitungskomponenten mit Temperatur-Wechselbeanspruchung kann dazu wertvolle Beiträge liefern.

### 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 113**

#### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit dem Projekt STARS-IV werden gegenüber dem Vorgängerprojekt STARS-III 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 KKW's bei Störfällen mit hochabgebrannten Brenn-

stäben und die Weiterentwicklung der Methodik zur Bestimmung der Rechenunsicherheit durchgeführt werden. Letztlich soll zur besseren Nutzung von Ressourcen die internationale Zusammenarbeit sowie der fachliche Erfahrungsaustausch stimuliert werden.

### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die durch die Forschungsarbeiten im STARS-Projekt zur Verfügung stehenden Methoden zusammen mit dem hochqualifizierten Personal erlauben es der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit über die Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen, im Bedarfsfall Expertisen zu spezifischen Fragen in Auftrag zu geben. So wurden in der Vergangenheit unter anderem eine Reihe von Untersuchungen zur Unterkritikalität von Brennelementlagerbecken nach Abbrand- und Anreicherungserhöhungen durch das STARS-Projekt angestellt.

Über die Einbindung der STARS-Gruppe in das Paul Scherrer Institut und deren internationaler Zusammenarbeit (CSNI, OECD, EPRI, Los Alamos National Laboratory, OECD-Haldenprojekt, US-NRC, CABRI-Waterloop Projekt, Studsvik/Scandpower usw.) hat die HSK Zugang zu den für die Aufsichtstätigkeit erforderlichen Informationen über den Stand von Wissenschaft und Technik.

### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

In den Jahren 2001 bis 2004 hat die STARS-Gruppe eine Reihe von Expertisen für die HSK erstellt. Aus der umfangreichen Liste seien die folgenden zwei besonders hervorgehoben.

- Das Programmpaket CASMO-4/SIMULATE 3K für die Kernüberwachung wurde bewertet, wobei zur Absicherung der Bewertung eigene Überprüfungsrechnungen durchgeführt wurden. Die HSK konnte auf der Basis der vom Betreiber eingereichten Unterlagen und der Expertise des STARS-Projekts das Programmpaket für die Kernüberwachung im Kernkraftwerk Beznau freigeben.
- Im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung für das Kernkraftwerk Beznau (KKB) hat die HSK Fragen zur sicherheitstechnischen Bewertung einer Rückschlagarmatur in der KKB spezifischen probabilis-

tischen Sicherheitsanalyse gestellt. Mit der Analyse für ein abdeckendes Spektrum von Kühlmittelverluststürfällen konnte die STARS-Gruppe bestätigen, dass das Notkühlsystem im KKB auch bei dem auslegungsüberschreitenden Ausfall dieser Rückschlagarmatur unter konservativen Annahmen die Kernkühlung in jedem Fall gewährleistet ist.

Die in der Einleitung aufgeführten übergeordneten Projektziele wurden für das Jahr 2004 in Form von Jahreszielen konkretisiert. Diese Ziele werden im Folgenden mit ihrer Bedeutung für die Aufsicht der HSK erläutert. Eine weitergehende detaillierte Berichterstattung über die Umsetzung der Projektziele kann dem Jahresbericht der STARS-Gruppe im Anhang A entnommen werden.

- Entwicklung und Validierung einer Monte-Carlo-basierten Methode (MCNP) zur Sicherheitsüberprüfung von neutronenphysikalisch kritischen Anordnungen.

Mit der Validierung dieser Methode durch Nachrechnungen einer grösseren Anzahl von Experimenten mit neutronenphysikalisch kritischen Anordnungen zeigte die STARS-Gruppe, dass sie über eine Methode verfügt, die nicht nur dem Stand von Wissenschaft und Technik, sondern auch höchsten Anforderungen an die Rechengenauigkeit entspricht, und dass sie diese Methode erfolgreich anzuwenden weiss. Auf dieser Basis ist eine erste Berechnung für KKG geplant.

Die HSK kann damit zukünftig im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit eine der modernsten Methoden zur Berechnung der Unterkritikalität von z. B. Brennelementlagerbecken oder Brennelementlagerbehältern mit dem entsprechend qualifizierten Personal der STARS-Gruppe einsetzen.

- Validierung und Anwendung eines CFD-Programms (Computational Fluid Dynamics) für eine reaktor-druckbehälterspezifische Geometrie.

Die STARS-Gruppe hat mit der Anwendung eines dreidimensionalen fluiddynamischen Programms, das auf der Computational Fluid Dynamics (CFD) Methode beruht, erste Erfahrungen gesammelt. Es wurde eine für reaktor-druckbehälterspezifische Geometrie modelliert. Für das folgende Jahr hat die HSK vorgesehen, die STARS-Gruppe mit rechnerischen Untersuchungen zu Entmischungsvorgängen von Bor innerhalb des Reaktor-druckbehälters eines Druckwasserreaktors zu

beauftragen. Die Untersuchung soll bestätigen, dass selbst bei der Entmischung von Bor während eines Störfalles der Reaktor abgeschaltet bleibt und nicht mehr kritisch werden kann. Derartige Analysen, die dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen, können nur unter Verwendung von dreidimensionalen fluiddynamischen Programmen durchgeführt werden.

- Durchführung von Analysen mit dem Programm TRACE für Druckwasserreaktoren (Transienten bei geringer Reaktorleistung, Drucktransienten), Vorbereitung von Datensätzen für Analysen für Siederwasserreaktoren, Berechnung des Standardproblems ISP 13 (Versuch zum Kühlmittelverlust).

Das thermohydraulische Programm TRACE ist eine Neuentwicklung, die im Auftrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde (US-NRC) erfolgte und das zur Simulation von Transienten und Kühlmittelverluststürfällen in Kernkraftwerken dient. Die STARS-Gruppe hat dieses Programm übernommen und Verifikationsrechnungen durchgeführt. Nach Abschluss dieser Arbeiten steht dem STARS-Projekt ein Programm zur Verfügung, das für die Beurteilung einer grossen Anzahl von Auslegungsstürfällen eingesetzt werden kann und das dem letzten Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

- Abschluss der Forschungsarbeiten zur Abschätzung der Rechenunsicherheit bei der Berechnung von reaktorphysikalischen Problemen mittels statistischer Methoden mit dem Analyseprogrammssystem SUSA (BEMUSE Phase II) und Fortführung der Forschungsarbeiten.

Die Anwendung statistischer Methoden zur Quantifizierung von Unsicherheiten von deterministischen Analysen stellt eine neuere Entwicklung in der Sicherheitsforschung dar. Die STARS-Gruppe hat sich diesem Thema angenommen und sich im Rahmen des Projekts BEMUSE auch in diesem Bereich der Sicherheitsforschung qualifiziert. Auf der Basis des statistischen Analyseprogrammsystems SUSA können nun Abschätzungen der Rechengenauigkeit bzw. Rechenunsicherheit bei der Durchführung von deterministischen «best estimate» Analysen auf dem Gebiet von reaktorphysikalischen Problemen vorgenommen werden. Diese Forschungstätigkeit ist für die HSK deshalb von Bedeutung, weil diese neue Praxis, d. h. die Nachweisführungen der Betreiber bzw. Hersteller für

die Einhaltung von Sicherheitskriterien mit deterministischen «best estimate» Analysen, anstatt wie bisher mit abdeckenden konservativen Analysen, nun von der HSK bei ihrer Aufsicht adäquat beurteilt werden kann. Es ist jedoch erforderlich, diese Forschungstätigkeit fortzuführen, um neben der Reaktorphysik auch weitere Analysebereiche abdecken zu können.

- Analyseberechnungen zu einzelnen CABRI RIA-Versuchen (Uranoxid oder Plutonium/Uran Mischoxidbrennstäben) unter Verwendung des Programms FALCON oder SCANAIR.

Die Analysen von RIA-Versuchen bildeten die Grundlage für die Übertragung der Versuchsergebnisse mit Hilfe von analytischen Methoden auf die Untersuchung von RIA und LOCA Transienten. Dazu ist es erforderlich, das transiente Brennstoffverhalten insbesondere bei hohen Abbränden beschreiben zu können. Für die HSK werden diese Analysen als Grundlage dienen für die Auswertung geplanter weiterer RIA-Versuche zum Zweck, die kürzlich für die schweizerischen KKW eingeführten Sicherheitsgrenzwerte auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu halten.

- Mitarbeit bei den Halden-LOCA-Experimenten mit thermohydraulischen und brennstabmechanischen Analysen (LOCA bei hochabgebrannten Brennstäben).

Im Rahmen der experimentellen Untersuchung des Verhaltens von Brennstäben bei Kühlmittelverluststörfällen arbeitet das STARS-Projekt mit Analyserechnungen bei der Versuchsvorbereitung mit dem Haldenprojekt zusammen. Dies bildet die Grundlage für die Beurteilung von hochabgebranntem Brennstoff bei Kühlmittelverluststörfällen und ist somit für die Aufsicht der HSK von hoher Bedeutung. Einen besonderen Aspekt bildet die Tatsache, dass mit Brennstoff aus schweizerischen KKW experimentiert wird.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Beispielhaft seien die Arbeiten der STARS-Gruppe zum Thema RIA genannt. Die Festlegung neuer Sicherheitsgrenzwerte für Reaktivitätsstörfälle für die schweizerischen Kernkraftwerke im Jahr 2004 durch die HSK erfolgte auf der Basis von internationalen Versuchsergebnissen und auf einem theoretischen Modell, das noch in

den USA entwickelt wurde. Es entspricht zurzeit dem heutigen Stand der Technik. Die STARS-Gruppe hat im Rahmen dieser Entwicklung mehrere Expertisen erstellt. Dazu wurden grundlegende Berechnungen mit dem Programm FALCON und Studien zur Pulsbreite mit dem Programm CORETRAN durchgeführt. Damit wurde im STARS-Projekt die Grundlage geschaffen, in Zukunft nach Vorliegen weiterer Versuchsergebnisse das Modell selber weiter zu entwickeln. Die HSK wird damit in die Lage versetzt, die Sicherheitsgrenzwerte an die neuesten Erkenntnisse anzupassen.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

STARS-IV wird zunächst bis Ende des Jahres 2005 verlängert. Während des Jahres 2005 wird ein Folgeprojekt unter der Bezeichnung «NEW STARS» definiert werden. Dabei wird der Schwerpunkt der Sicherheitsforschung für Transientenanalysen erhalten bleiben. Weiter werden sowohl thermohydraulische Anlage-transienten als auch deren Auswirkung auf das transiente Brennstoffverhalten, gekoppelt mit der Neutronenphysik, enthalten sein. Damit wird für die HSK wichtiges Expertenwissen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen bereitgestellt.

Bei der Definition der «neuen» Forschungsschwerpunkte der STARS-Gruppe für die Periode von 2006 bis 2008 wird durch die Mitarbeit des im Frühling 2005 tagenden Labor-Advisory-Komitees die Verbindung zu aktuellen internationalen Entwicklungen in der Sicherheitsforschung berücksichtigt.

### **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 131**

### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Das Programm MSWI wird vom schwedischen Royal Institute of Technology (RIT) in Stockholm an der «Division of Nuclear Power Safety, Department of Energy Technology» durchgeführt. Neben der HSK fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde

(SKI) sowie schwedische Kraftwerksbetreiber die Projektarbeiten. Seit dem 01.01.1996, 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 MSWI liefert wichtige Erkenntnisse zu den Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden zum Beispiel besser abgesicherte Risikoberechnungen auf Basis probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) möglich. Letztere spielen eine wesentliche Rolle bei Entscheiden über technische Nachrüstungen sowie bei der Optimierung von Unfallbeherrschungstrategien und Notfallplanungen. So liefern die Resultate beispielsweise Erkenntnisse darüber, wie ein geschmolzener Kern nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekühlt, und wie dabei das Risiko von Dampfexplosionen im Reaktordruckbehälter und im Containment verringert werden kann.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Jahre 2004 wurden die Experimente zur Kühlbarkeit eines zerstörten Kerns innerhalb und ausserhalb des Reaktordruckbehälters fortgesetzt. Sowohl im numerischen wie auch im experimentellen Bereich wurden Fortschritte erzielt, und die Projektziele konnten weitgehend erreicht werden. Die wichtigsten Arbeiten und Ergebnisse im Jahre 2004 waren:

■ **Experimentelle Untersuchung der Kühlbarkeit eines radial geschichteten Partikelbetts.** Bei der Flutung von oben hängt die Abkühlzeit wesentlich von der Partikelgrösse ab. Durch zusätzlich seitliche Wassereinspeisung kann eine deutlich schnellere Abkühlung erzielt werden. Mit Abstand am effektivsten erwies sich aber eine gleichzeitige Kühlung von oben und unten.

■ **Kühlbarkeit einer Kernschmelze ausserhalb des Reaktordruckbehälters** sowie Eindringfähigkeit von Wasser in die Schmelzoberfläche. In diesen Experimenten wurde ein binäres Oxidgemisch mit ähnlichen Eigenschaften wie Kernschmelzmaterial von oben ge-

kühlt. Die Experimente zeigten, dass das Wasser rund 120 mm tief in die Schmelze eindringt und das Kernmaterial dabei stark fragmentiert wird.

■ **Kühlbarkeit eines Kernschmelzepools im Druckwasser-Reaktordruckbehälter durch konvektive Wärmeübertragung von aussen.** Die Grenzschicht zwischen den verschiedenen Materialien beeinflusst die Wärmeübertragung massgeblich (thermischer Widerstand). Dies gilt insbesondere für die Schmelze mit zwei Schichten. Die Verteilung der Wärmestromdichte (nicht aber der Maximalwert) ist ähnlich für die zwei- bzw. dreischichtige Konfiguration.

■ **Einfluss von Nanopartikeln auf Dampfexplosionen mit Hochtemperatur-Schmelze.** Winzige Partikel im Wasser verursachen einen stabileren Dampf Film um die Schmelzpartikel. Demzufolge finden Dampfexplosionen später statt als bisher angenommen. Ferner konnte gezeigt werden, dass auch die Intensität der Explosion geringer ausfällt als bei reinem Wasser.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der nuklearen Aufsicht**

Das Projekt liefert insbesondere wichtige Erkenntnisse im Bereich der Grundlagenforschung. Die Resultate können teilweise für Stufe-2-PSA wie auch für «Severe Accident Management Guidance» (SAMG) verwendet werden.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Das Projekt wird sehr effizient und effektiv geführt und bringt hervorragende Ergebnisse. Im Jahr 2005 werden die Versuchsreihen fortgeführt. Durch die Übernahme des Projektes durch einen neuen Leiter ergibt sich 2005 die Möglichkeit, dem Projekt neue Ausrichtungen zu geben. Es war schon immer ein Anliegen der HSK, die Untersuchungen möglichst direkt auf aktuelle Fragen in den Bereichen PSA und Unfallmanagement auszurichten.

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

Auftragnehmer: OECD

#### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Projekt Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) wurde von den daran beteiligten Ländern Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Korea, Norwegen, Schweden, Schweiz, Spanien, Tschechien, Ungarn und den USA im Januar 2002 in Angriff genommen und soll Ende 2005 abgeschlossen werden.

Es beinhaltet vier Versuchsreihen, welche folgenden Problemstellungen Rechnung tragen sollen:

- Verifikation, dass geschmolzene und auf den Containmentboden ausgetretene Kernschmelze stabilisiert und von oben mit Wasser gekühlt werden kann.
- Untersuchung der langfristigen Wechselwirkung zwischen der Kernschmelze und dem Betonboden des Containments (zum Beispiel über mehrere Tage).

Sämtliche Versuche werden am Argonne National Laboratory (ANL) bei Chicago/USA durchgeführt. Die HSK beteiligt sich an dem Projekt, um physikalische und thermohydraulische Abläufe bei schweren Unfällen in der ex-Vessel-Phase im Zusammenhang mit verschiedenen Möglichkeiten der Kernkühlung besser zu beschreiben. So verbessern die durchgeführten Versuche nicht nur die verfügbare Datenqualität und -menge, sondern es lassen sich auch Modellunsicherheiten reduzieren.

#### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt OECD-MCCI hat zum Ziel, durch Experimente noch vorhandene Unsicherheiten bezüglich des Unfallverlaufes in der ex-Vessel-Phase aktueller Computercodes (wie zum Beispiel in «MELCOR») zu verkleinern. Dadurch können PSA-Studien der Stufe 2 optimiert werden, was zu einem Sicherheitsgewinn der Kernanlagen führt. Daher ist dem Projekt eine grosse Bedeutung beizumessen.

### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

#### Small-Scale Water Ingression and Crust Strength Tests (SSWICS-Tests)

Bis jetzt wurden 6 SSWICS-Tests erfolgreich durchgeführt und vorläufig ausgewertet. Diese Testreihe hat mit der vorläufigen Auswertung gezeigt, dass der Betonanteil der Schmelze die Eindringmöglichkeit von Wasser und somit deren Kühlbarkeit stark beeinflusst. Hingegen scheint die Festigkeit der sich bildenden Kruste nicht wesentlich vom Anteil des Betons abhängig zu sein.

Bereits am vierten Treffen des Steering Committee wurde beschlossen, dass ein zusätzlicher siebter Versuch (SSWICS-7) mit sehr geringem Betonanteil in der Schmelze durchgeführt werden soll. Dieser Versuch ist für Ende 2004 geplant, erste Resultate sollten Anfang 2005 verfügbar sein.

#### Melt Eruption Tests (MET)

Der ursprünglich bereits für das Jahr 2004 vorgesehene MET-1 ist ins Jahr 2005 verschoben worden. Weil beim kürzlich abgeschlossenen MACE<sup>1</sup>-Programm ein ähnlicher Test mit kalksteinhaltigem Beton durchgeführt wurde, soll beim MET-1 silikonhaltiger Beton verwendet werden. Die Auswertung der Daten aus diesen beiden Experimenten soll zeigen, ob ein weiterer Melt Eruption Test (MET-2) erforderlich sein wird.

#### Large Scale Crust Failure Tests (LSC-Tests)

Die mechanischen Analysen der Kruste werden, gemäss einem bereits vor zwei Jahren gemachten Beschluss, parallel zu den anderen Experimenten durchgeführt: Die während der SSWICS- und CCI-Experimente entstehende Kruste wird anschliessend auf ihre Festigkeit und mechanische Belastbarkeit ausgemessen.

#### 2D-Molten Core Concrete Interactions (CCI-Tests)

Die beiden Tests CCI-1 und CCI-2 wurden Ende 2003 und im August 2004 erfolgreich durchgeführt. Die Resultate des ersten Tests wurden am Treffen des Steering Committee in Pertuis (F) vorgestellt. Beim CCI-1 ist trotz des symmetrischen Versuchsaufbaus eine asymmetrische Abtragung des Betonuntergrunds aufgetreten, was zurzeit noch nicht verstanden wird. Zudem hat sich gezeigt, dass bei einem Bruch der mechanisch

<sup>1</sup> Melt Attack and Coolability Experiments



schwachen, auf der Schmelze schwimmenden Kruste der Wärmeaustausch zwischen der Schmelze und dem darauf liegenden Wasser dramatisch zunimmt.

### **Beiträge des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

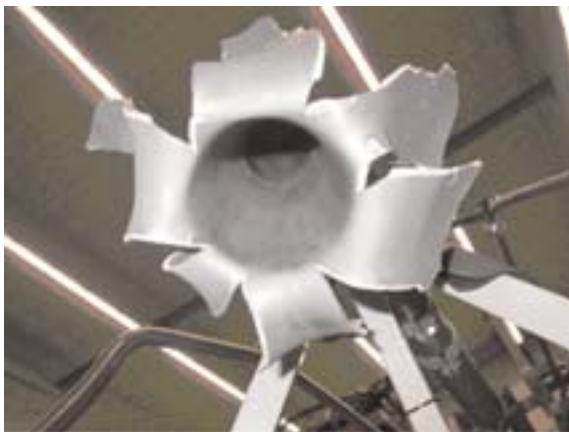
Mit den Resultaten dieses Projektes können PSA-Studien der Stufe 2 und insbesondere die daraus abgeleiteten «Severe Accident Management Guidelines» (SAMG) optimiert werden, was zu einem Sicherheitsgewinn der Kernanlagen führt.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Das Projekt wird in allen Bereichen weiterverfolgt und gemäss der Planung Ende 2005 zu Ende geführt werden. Von verschiedenen Seiten werden bereits weiterführende Experimente vorgeschlagen, sodass ein nachfolgendes Projekt zu Stande kommen könnte.

## **1.1.6 OECD-OPDE – OECD Piping Failure Data Exchange Project: Datenbank über Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden**

**Auftragnehmer: OECD**



**Bild 3:** Wasserstoffexplosion in einer SWR-Rohrleitung  
Quelle: GRS Deutschland.

### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Das OPDE-Projekt (OECD Piping Failure Data Exchange Project) dient der Erstellung einer internationalen Datenbank über Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken. Ziel ist es, umfassende und qualitätsgesicherte Daten über Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken weltweit zu erhalten, welche die beteiligten Länder zur internationalen Erfahrungsauswertung in der Aufsicht einsetzen wollen.

Am Projekt sind die USA, Kanada, Frankreich, Spanien, Deutschland, Schweden, Finnland, Belgien, Tschechien, Japan, Korea und die Schweiz beteiligt. Der Beitritt weiterer Nationen ist offen gehalten. Die Projektleitung liegt bei der OECD, den Vorsitz über das Projektteam der nationalen Koordinatoren führt SKI. Die Datensammlung erfolgt über nationale Koordinatoren und wird von einem Clearing House in einheitlicher Form zusammengeführt. Das Projekt basierte auf der Datenbank SKI-PIPE der schwedischen Behörden, welche dem Projekt als In-Kind-Contribution Schwedens zur Verfügung gestellt wurde.

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das OPDE-Projekt dient der Schaffung einer Grundlage für die internationale Erfahrungsauswertung von Rohrleitungsschäden und dem Alterungsverhalten der langlebigen Rohrleitungssysteme in Kernkraftwerken. Für die HSK sind die Resultate der Datensammlung von grossem Wert, weil sich damit der Zugang zu Informationen aus einer grösseren Anzahl von Kernkraftwerken US-amerikanischer und deutscher Baulinien eröffnet, welche vergleichbar mit den Schweizer Anlagen sind. Die Aufsichtstätigkeit im Bereich von Rohrleitungssystemen kann damit besser auf internationale Erfahrung abgestützt werden.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Projektzeitraum von 2002 bis 2005 war vorgesehen, die vorhandenen Daten zu überprüfen, neue Daten zu ergänzen, und die Datenbankstruktur und dazugehörige Coding Guideline den Erfordernissen anzupassen. In der derzeitigen Phase 2 des Projektes wurden Datensätze von zurückliegenden Rohrleitungsschäden bearbeitet und validiert. Von den Schweizer Kernanlagen wurden 2004 keine Vorkommnisse mit Rohrleitungsschäden gemeldet. Die Aufarbeitung länger zurückliegender Rohrleitungsschäden ist noch in Arbeit. Es liegen mehrere Versionen der Datenbank vor, die noch nicht zur Anwendung freigegeben sind.

Die Datenbankstruktur wurde vereinfacht, indem die Anzahl der Datenfelder von 119 auf 51 reduziert wurde. Es werden zwei Version der Datenbank erstellt, eine vertrauliche für die Projektteilnehmer und eine anonymisierte, welche Auftragnehmern oder Betreibern zur Verfügung gestellt werden kann.

## **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Für die zur Anwendung freigegebene Datenbank sind folgende Anwendungsgebiete vorgesehen:

- Risikoinformierte Wiederholungsprüfprogramme an Rohrleitungssystemen (RI-ISI)
- Zuverlässigkeitsanalysen von Rohrleitungssystemen einschliesslich PSA-Aspekten
- Zusatzinformation bei der Festlegung/Beurteilung von Wiederholungsprüfplänen nach NE-14
- Bewertung von Schadensmechanismen in Alterungsüberwachungsprogrammen (AÜP)
- Beurteilung der Konstruktion und Werkstoffauswahl bei Rohrleitungssystemen
- Ableitung präventiver Massnahmen auf Grund von Erfahrungsrückfluss

Die Daten haben keinen unmittelbaren Einfluss auf das Regelwerk der HSK, dienen aber der Erfüllung von Aufsichtsaufgaben der HSK in den oben genannten Themenbereichen.

## **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Es ist vorgesehen, dass die vollständige Datenbank bis Mai 2005 in einer zur Anwendung freigegebenen Version vorliegt. Das OECD-Projektteam beschloss, die Weiterführung des Projektes für den Zeitraum 2005 bis 2008 mit einem reduzierten finanziellen Aufwand einzuleiten, damit eine zukünftige systematische Pflege der Datenbank gewährleistet ist. Im Fortsetzungsprojekt werden vor allem neu gemeldete Rohrleitungsschadensdaten in die bestehende Datenbankstruktur aufgenommen. Die HSK erklärte ihre Bereitschaft zur Teilnahme an der Projektfortsetzung.

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

**Auftragnehmer: OECD**

#### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

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 so genannte Common-Cause Failure (CCF) Ereignisse, die in Kernkraftwerken aufgetreten sind. Hierbei handelt es sich um Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei (sicherheitsrelevanten) Komponenten gleichzeitig oder innerhalb einer kurzen Zeitspanne auf Grund gemeinsamer Ursache auftraten. Die sicherheitstechnische Bedeutung von CCF liegt darin, dass mehrere gleichartige Komponenten von einem Ausfallmechanismus betroffen sind und damit die Funktion selbst mehrfach redundanter Sicherheitssysteme im Anforderungsfall beeinträchtigt sein kann.

Folgende Schwerpunkte werden im Rahmen des ICDE-Projekts verfolgt:

- Sammlung und Auswertung von CCF-Ereignissen über längere Zeiträume, um die Ursachen derartiger Ereignisse besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen derartiger Ereignisse zu ergreifen.
- Systematische Erfassung von CCF-Ereignissen in einer Datenbank und Beschreibung der Ereignisse durch charakteristische Merkmale (z. B. Anzahl betroffener Komponenten, Art der Kopplungsmechanismen), um eine Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF zu ermöglichen.

Zurzeit beteiligen sich neben der Schweiz zehn weitere Länder am ICDE-Projekt, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Im Jahr 2004 fanden zwei Sitzungen der nationalen Koordinatoren statt (19. Sitzung in San Francisco, 20. Sitzung in Köln).

#### **Bedeutung des Projektes in Bezug auf die Aufsichtstätigkeit der HSK**

Vor dem Hintergrund der zunehmenden Bedeutung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im Rahmen der Einführung der integrierten Aufsicht kommt dem internationalen Erfahrungsaustausch bezüglich CCF-Ereignissen nach wie vor eine hohe Bedeutung zu. Die bisher im Rahmen des ICDE-Projektes gesammelten Daten sind den Betreibern von der HSK Anfang des Jahres 2004 zugeschiedt worden, um die Übertragbarkeit der internationalen Erfahrungen auf die Schweizer Kern-

kraftwerke zu überprüfen und diese ggf. in den anlagenspezifischen PSA zu berücksichtigen. Des Weiteren wurden die Erkenntnisse aus dem ICDE-Projekt, bezüglich der CCF-Anfälligkeit einzelner Komponententypen, von der HSK bei der Überprüfung der von den Betreibern entwickelten Datenkonzepte zur Erfassung von CCF-Ereignissen herangezogen.

### **Projektziele für das Jahr 2004 und deren Umsetzung**

Die wesentlichen Projektziele für das Jahr 2004 bestanden in der Erprobung der neu entwickelten Datenbank und der Datensammlung neuer Komponententypen.

Die meisten mit der Einführung der neu entwickelten Datenbank bedingten Probleme wurden seitens des Clearing Houses behoben. Die Handhabung der neuen Datenbank wurde anhand des Datentransfers der vorhandenen Datensätze von der alten zur neuen Datenbank erfolgreich getestet. Des Weiteren wurde das Handbuch überarbeitet und ergänzt, sodass ausreichende Grundlagen für die Handhabung der neuen Datenbank vorliegen.

Die für die Sammlung von Daten dreier neuer Komponententypen (Messumformer der Füllstandsmessungen, Leistungsschalter, Steuerstapantriebe) erforderlichen Kodierungsrichtlinien wurden erstellt. Beim ersten Probelauf der Datensammlung zeigte sich jedoch, dass die teilnehmenden Länder ein unterschiedliches Verständnis über die Abgrenzung der Komponententypen hatten, sodass die Vergleichbarkeit der Daten nicht möglich war. Zudem waren nur einige Länder in der Lage, für mehrere Komponententypen parallel Daten zu sammeln. Auf Grund dieser Schwierigkeiten konnten die für die Datensammlung angesetzten Termine im Jahr 2004 nicht eingehalten werden, sodass sich die Termine bis in das Jahr 2005 erstrecken.

Insgesamt gesehen konnten die Projektziele für das Jahr 2004 nicht gänzlich eingehalten werden. Dies lag zum Teil an der zu ehrgeizigen Festlegung der Termine für die Datensammlung der neuen Komponententypen.

### **Ausblick**

Die zukünftigen Schwerpunkte des ICDE-Projektes liegen sowohl in der Sammlung von CCF-Ereignissen neu-

er Komponententypen als auch in der Aktualisierung der CCF-Ereignisse für bisher analysierte Komponententypen. Unter den Gesichtspunkten von vorhandenen Ressourcen und Risikorelevanz der Komponententypen konzentriert die HSK ihre zukünftigen Tätigkeiten auf die Aktualisierung der CCF-Ereignisse für die bisher analysierten Komponententypen. Die Vorgehensweise orientiert sich hierbei an den für die einzelnen schweizerischen Kernkraftwerke festgelegten Zeiträumen, in denen die Aktualisierung der aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung abzuleitenden Zuverlässigkeitsdaten durchzuführen ist.

## **1.1.8 OECD-FIRE – Fire Incident Record Exchange: Daten zu Brandereignissen in Kernanlagen**

### **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 in den heutigen 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 2004 und deren Umsetzung

In einer ersten, dreijährigen Projektphase (2003 – 2005) sollen die Datenbankstruktur und die zugehörige Dokumentation erstellt werden. Ferner sollen von jedem Mitgliedstaat die aktuellen und zehn historische Brandereignisse kodiert und die resultierenden Datensätze nach Qualitätsprüfung durch das Clearing House in die Datenbank aufgenommen werden. Im Berichtsjahr wurden in Bezug auf alle genannten Ziele deutliche Fortschritte erzielt. Eine vorläufige Version der Datenbank konnte an die Mitgliedstaaten abgegeben werden. Zudem wurde die Struktur der Datenbank noch besser auf die erwarteten Anwendungen abgestimmt, und dank der bisher gewonnenen Erfahrung konnte der Leitfaden zur Kodierung der Brandereignisse weiter verfeinert werden.

Im Jahre 2004 wurde folgender Artikel publiziert: **OECD FIRE Project, A Framework for International Cooperation in Fire Data Collection and Analysis.** NEI Fire Protection Information Forum, September 19 – 22, 2004, Key Biscayne, FL, USA

### Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerkbetreiber werkspezifische Brand-PSA-Studien. Diese enthalten zum Teil vereinfachend konservative Annahmen und werden zurzeit auf den neusten Stand der Technik gebracht. Sowohl bei der Erstellung dieser Studien als auch bei deren Überprüfung durch die HSK muss auf eine ausreichende Datenbasis von realen Brandereignissen zurückgegriffen werden können.

### Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im Jahr 2005 soll die erste Projektphase mit unveränderter Zielsetzung abgeschlossen werden. Für die zweite Projektphase, in welcher Daten zu neu anfallenden Brandereignissen erhoben werden sollen, soll ferner eine neue Projektstruktur definiert werden.

## 1.1.9 OECD-NEA-IRSN CABRI-Wasserloop-Projekt: Versuche zum Hochabbrandverhalten von Brennstäben

Auftragnehmer: OECD



Bild 4: Brennelement eines Leichtwasserreaktors Quelle: PSI

### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Im CABRI-Waterloop-Projekt der OECD/NEA und des «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)» sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Hochabbrand-Verhalten 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 NSRR in Japan die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren realistisch simuliert werden kann. Die Versuchsergebnisse des CABRI International Projects (CIP) werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verwendeten Rechenprogrammen genauer zu modellieren und die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle zu verifizieren und nötigenfalls zu verbessern.

### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

Im Jahre 2004 wurden folgende Projektziele erreicht:

- Mit dem Einverständnis der Sicherheitsbehörde konnte das IRSN im September dieses Jahres mit den Um-

bauarbeiten am CABRI-Reaktor beginnen. Die aktuelle Planung sieht die Durchführung des Qualifikationstests CIP-Q für den Wasserloop für Juni 2007 und die Durchführung der übrigen CIP-Tests für die Jahre 2008 – 2010 vor.

- Die Arbeiten zur Planung, Ausführung und Durchführung von Tests für die Instrumentierung des Wasserloops wurden fortgesetzt.
- Für 6 der 10 vorgesehenen CIP-Tests wurden die Testziele und die Testbrennstäbe, die zum Einsatz kommen sollen, festgelegt. Phänomene, die mit diesen Tests untersucht werden, sind das Auftreten von Filmsieden, Auftreten eines Hüllrohrdefekts mit anschließender Brennstoff-Kühlmittelwechselwirkung, die Geschwindigkeit der Leistungsexkursion sowie das Verhalten von stark abgebranntem Brennstoff und von Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoffen (MOX-Brennstoff) mit heterogener resp. homogener Mikrostruktur.

Wichtige Publikationen des Projektes im Jahre 2004: IRSN-Report 2004/68: CABRI Waterloop Programme: Status Report Nr. 9, 17.11.2004 sowie der Summary Record of the 11<sup>th</sup> Meeting of the Technical Advisory Group of the OECD/NEA –IRSN CABRI Waterloop Project, Garching, Germany, 17 – 18 November 2004.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Die HSK hat im Jahre 2004 neue Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken festgelegt, die auf einem theoretischen Modell beruhen, das in den USA entwickelt wurde und dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Für MOX-Brennstoff waren nur wenige Experimente verfügbar, um die Parameter des theoretischen Modells anzupassen und das Modell zu validieren. Die CIP-Tests werden eine wertvolle Ergänzung der vorhandenen experimentellen Datenbasis liefern.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Das Projekt findet international grosse Beachtung. Es wird durch das IRSN effizient durchgeführt und durch die beteiligten Länder eingehend überwacht.

Die bis zum Beginn der CIP-Versuche im Wasserloop zur Verfügung stehende Zeit von etwas mehr als zwei Jahren wird genutzt werden, um die Versuchsrandbedingungen und die zu verwendenden Testbrennstäbe im Einzelnen festzulegen. Die Eigenschaften der Testbrennstäbe werden untersucht, die benötigten Versuchsdaten zusammengestellt und der erwartete Versuchsablauf wird im Voraus berechnet werden. Schliesslich werden die ausgewählten Testbrennstäbe ans IRSN transportiert werden. Von besonderem Interesse ist es, die Ergebnisse der CIP-Experimente mit denjenigen der ergänzenden Reaktivitätsstörfall-Versuche am NSRR-Reaktor in Japan zu vergleichen und die Ergebnisse beider Testserien international zur Verfügung zu stellen. Die Beteiligung von Japan am CABRI-Waterloop-Projekt, die auf gutem Wege aber noch nicht beschlossen ist, wird von der HSK befürwortet.

### **1.1.10 NESC III-ADIMEW: Alterung von Schweiss-Mischnähten**

**Auftragnehmer: NESC**

#### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Das «Network for Evaluation of Steel Components» (NESC) ist eine von der EU unterstützte globale Aktivität, welche unter Verwendung aller verfügbaren Ressourcen im EU-Raum (Forschungs-Zentren, Infrastruktur, Personal, Materialien, Geräte usw.) wichtige Themen wie zum Beispiel die Sicherheit und Zuverlässigkeit von Komponenten, behandelt. Dies ist nicht nur für KKW's relevant. Die Schweiz ist mit «In-kind»-Beiträgen am NESC beteiligt. Mit der NESC-Mitgliedschaft sind alle Ergebnisse und Erkenntnisse somit für die Schweiz bzw. für die HSK verfügbar.

Das NESC III Projekt «Assessment of aged dissimilar metal weld integrity» (ADIMEW) war in verschiedene Teilprojekte unterteilt. Die HSK hat in Zusammenarbeit mit der Firma Basler & Hofmann/Mat-Tec AG Daten über Material-Charakterisierung (quasi-zerstörungsfreie Prüfung) und Eigenspannungen sowie Vorberechnungen des Risswachstums liefern können.

Kernstück dieses Projektes war eine 1:1 zur Praxis nachgebaute Rohrleitung, welche auf der Betriebstemperatur von 300° C im Biegeversuch getestet wurde. In der Schweissnaht war eine Kerbe angebracht, um einen Riss auszulösen.

Schweissnähte sind wichtige Bestandteile von Komponenten. Deren Charakterisierung (mechanische Eigenschaften) ist wegen des Vorhandenseins von verschiedenen Materialien (ferritisch-austenitische Stähle und «Misch-Gefüge») sowie wegen des Vorhandenseins von Eigenspannungen schwierig. Insbesondere Hochdruckleitungen und Schweissungen am Primärkreislauf in KKW sind wenig erforscht, obwohl sie für die Sicherheit sehr wichtig sind. Vor allem ist es notwendig zu wissen, wie ein Riss sich fortpflanzt und ob er im Schweissgut, in der Mischmetallzone oder in ferritisch oder austenitischen Materialien weiterwachsen kann bzw. wird. NES-C versucht diese Fragen zu beantworten.

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das EU/NESC Projekt ADIMEW ist eine internationale Forschungsarbeit, welche durch die EU unterstützt wird. Vor allem Rohrleitungen dieser Auslegungsart sind von höchster Sicherheitsbedeutung. Es ist wichtig zu wissen, wie sich ein Riss fortpflanzt und in welchem Material (Schweissgut, Basis-Metall oder Mischgefüge) Risswachstum stattfindet. Auch angesichts der Probleme mit Ultraschall-Inspektionen an austenitischen Legierungen ist es wichtig zu wissen, wie sich die Festigkeit und die Bruchzähigkeit mit der Temperatur ändern. Die Ergebnisse und Erkenntnisse der Post-Test-Analyse stiessen auf Interesse und weitgehende Zustimmung. Das Phänomen der «Tearing-Instabilität» (Zerreiss-Verhalten des Risses), welches anhand experimenteller Daten und theoretischer Ergebnisse aufgezeigt wurde, bleibt noch unklar. Zum Thema Eigenspannungen wurden die Ergebnisse der kürzlich ergänzten Messungen an einem Rohr aus dem NESC-«Bi-Metallic»(BIMET)-Projekt weitgehend akzeptiert und als repräsentativ befunden.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Die beiden Teilprojektziele (Materialcharakterisierung und Voraussagen) wurden vollständig erreicht. Es wurde bewiesen, dass die betroffenen austenitischen Werkstoffe sich infolge hoher Temperatur viel stärker entfestigen als die ferritischen. Zudem waren die Voraussagen vom B&H/Mat-Tec Team bezüglich des Ausmasses des Risswachstums im internationalen Vergleich bei weitem die zuverlässigsten. Zusätzlich wurden das Kaltverformungsvermögen, die wahren Spannungs-

Dehnungs-Kurven und die Härte-Daten erfasst. Es ergab sich eine sehr gute Übereinstimmung mit anderen klassischen Messmethoden.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Die Ergebnisse sind Beiträge zur Sicherheit und zum Stand des Wissens. Die Ergebnisse der ADIMEW werden in absehbarer Zeit bei der Überprüfung von Schweissnähten in Schweizer KKW eingesetzt.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Dieses Projekt war von Anfang an durch die internationale Beteiligung sehr gut durchdacht.

Die EU-Projektleitung zeigte starkes Interesse, die noch nicht ausgewerteten zusätzlichen Härte-Eindruckversuche am Aussenmantel des ADIMEW auch im Schlussbericht zu integrieren. Die Schweissung und das Basismaterial einschliesslich der Wärmeinflusszone (WEZ) zeigen sehr unterschiedliche Verfestigungs-Parameter (Kaltverformungsvermögen), welche die Bruchzähigkeit beeinflussen können.

Angestrebt wird nun ein Bericht über die Ergebnisse, Lehren und Erkenntnisse hauptsächlich der ADIMEW- und BIMET-Projekte, wobei soweit wie möglich unter den Mitwirkenden Konsens gesucht werden soll. Erste Entwürfe zu den einzelnen Kapiteln sind vorhanden. Letzte Differenzen sollen an einer abschliessenden Sitzung Anfang April 2005 bereinigt werden.

### **1.1.11 Phébus Fission Products: Untersuchung von Spaltprodukten im Forschungsreaktor**

**Auftragnehmer: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire**

#### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Die Schweiz (PSI, HSK) beteiligt sich seit 1997 neben den Institutionen des Gastgeberlandes Frankreich (IRSN), der Europäischen Union, den USA (NRC), Japan (NUPEC, JAERI), Korea (KAERI) und Kanada (COG) mit Forschungsbeiträgen am internationalen Programm

PHÉBUS FP (Fission Products). Die Experimente zur Modellierung (FP-Tests) von schweren Störfällen am Forschungsreaktor PHÉBUS des IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) im französischen Cadarache liefern umfassende Daten zum Verhalten von Spaltprodukten im Kern, im Dampferzeuger und im Containment.

Die Beiträge der Schweiz durch das PSI (Bereich Nukleare Energien und Sicherheit) konzentrieren sich auf Hotzellen-Untersuchungen und Post-Test-Analysen (z. B. Ermittlung der Massenbilanz von Spaltprodukten und Elementen) sowie auf Experimente zum Verhalten von Jod im Containment.

Die Beteiligung an diesem Projekt verschafft der Schweiz Zugang zu international validierten Daten, die in die Rechencodes zum Störfallverhalten integriert werden können. Die Schweiz kann so Massnahmen für Sicherheitskonzepte und -vorkehrungen ableiten.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Jahr 2004 konnten 4 von 5 Versuchen abgeschlossen werden. Die Versuche FTP-0, FTP-1 und FTP-2 zielten auf eine Simulation des Unfallablaufs insgesamt ab, während im Experiment FPT-4 nur der Schmelzvorgang und die Freisetzung von Spaltprodukten untersucht wurden. FPT-3 analysierte bis Ende 2004 den Effekt des Borkarbid-Absorbers auf den Brennstoffabbau, die Entstehung nicht kondensierbarer Gase sowie die Freisetzung von Spaltprodukten. In den Jahren 1997 bis 2004 wurden zwar nicht alle Ergebnisse ausgewertet und interpretiert, doch hat man eine Reihe qualitativer Beobachtungen gemacht, welche bislang unbeachtet blieben. Die wichtigsten Ergebnisse sind:

■ Die Oxidation des Zirkaloy-Claddings bei Temperaturen über 2000 K war ausgeprägter als erwartet. Die Brennstäbe kollabierten bei 2500 bis 2650 K, d. h. einige hundert Grad unterhalb des Schmelzpunktes der Oxide. Warum die Versuchsergebnisse von FTP-0, FTP-1 und FTP-2 sich so stark bezüglich des Kollabierens der Brennstäbe voneinander unterscheiden, konnte bislang nicht geklärt werden. Die Ursache ist eventuell darin zu sehen, dass der Brennstoff verschieden lang bestrahlt wurde und die Materialoberflächen unterschiedlich stark oxidiert sind.

■ Die Freisetzung der Gase und der flüchtigen Spaltprodukte erfolgt drei- bis viermal langsamer als erwartet. Abhängig von ihrer chemischen Form verhalten sich die mittel- bis schwerflüchtigen Spaltprodukte unterschiedlich. Im oberen Bereich des Brennstoffbündels wurden die dampfförmigen Spaltprodukte sowie die Aerosole stärker, im Dampferzeugersystem schwächer als angenommen zurückgehalten. Jod wurde in teilweise noch unbekanntem chemischen Spezies freigesetzt, konnte allerdings zu 99.9% im Silberjodid-Sumpf zurückgehalten werden.

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Auf dem Gebiet der schweren Unfallforschung liefert Phébus FP wichtige Daten zur Verbesserung der Reaktorsicherheit. Einige Phänomene konnten mit Hilfe der Forschungsarbeiten näher erläutert werden, mit dem Ziel, für die Analysen wichtige Rechenmodelle und -codes weiter zu verbessern. Eine besondere Herausforderung stellt die Modellierung der Jodchemie im Containment dar, für die zusätzliche Codes hergestellt werden. Die komplexen Zusammenhänge sind jedoch noch nicht alle verstanden.

### **Beiträge des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Im Rahmen des Phébus-Projektes konnten experimentelle Erkenntnisse zur Grösse von Quelltermen gewonnen werden. Erste Ergebnisse zeigen, dass diese Quellterme kleiner waren als bisher angenommen. Auf Grund bestehender Unsicherheiten sind jedoch weiterführende Experimente zur Verifizierung der bisherigen Daten nötig.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Die Phébus-STLOC Programme (Untersuchungen zum LOCA – Loss Of Coolant Accident – sowie zu Quelltermen) sind erst für den Zeitraum zwischen 2007 und 2012 geplant, weshalb abschliessende Aussagen noch ausstehen. Die HSK beteiligt sich in Zukunft nicht mehr an Phébus FP und hat ihre finanzielle Beteiligung am Phébus-Programm eingestellt.

## 1.2 Strahlenschutz

### 1.2.1 Dosimetrie: Messung von Strahlung und Radioaktivität

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
Anhang A Seite 167



Bild 5: Kontaminationskontrolle

Quelle: PSI

#### 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 Oberflächenkontaminations-Messgeräte. Das Projekt Dosimetrie ermöglicht der HSK, Entwicklungs- und Forschungsarbeiten sowie Expertisen auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik durchführen zu lassen. Die Entwicklung von Eich- und Kalibrierverfahren ist das Ziel dieser Forschung.

#### 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 automatisierten Messanlagen zur Bestimmung der Radioaktivität in Abfallgebinden oder in Materialien, die beim Rückbau

von Kernanlagen als inaktiv aus der Strahlenschutzgesetzgebung entlassen werden. Es zeigte sich, dass die Angaben der Hersteller zu den Messanweisungen oft ungenau sind. Daher ist die intensive Überprüfung der Strahlenmessgeräte und deren Kalibrierung aus Sicht der Aufsichtsbehörde nach wie vor zu fördern.

Nebst den direkt in das internationale Forschungsprojekt EVIDOS eingebetteten Arbeiten auf dem Gebiet der Neutronen-Personendosimetrie, hat auch der Vorschlag, die Norm über die Bestimmung der Oberflächenkontamination zu revidieren, international Anklang gefunden.

#### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2004 sind fünf Teilprojekte vereinbart worden. In zwei davon liegt das Engagement im Rahmen von internationalen Zusammenarbeiten, bei den anderen Teilprojekten stehen dagegen spezifische Fragen zur Kalibrierung von Messsystemen im Vordergrund.

Die in den letzten Jahren erarbeitete Kompetenz und Erfahrung bei der Kalibrierung von Oberflächenkontaminations-Messgeräten ist im Berichtsjahr in die internationale Normentätigkeit eingebracht worden. Die Mitgliedsländer der ISO stimmten dem Vorschlag zu, die Norm «Evaluation of surface contamination» zu revidieren. Damit ist ein wichtiges Zwischenziel erreicht. In zwei Sitzungen wurde mit starker Beteiligung von Frankreich und Grossbritannien eine überarbeitete Fassung der Norm ISO 7503, die die Teile 1 bis 3 zusammenfasst, erarbeitet.

Die Personendosimetrie in gemischten Neutronen-Photonen-Strahlenfeldern an Arbeitsplätzen ist aus physikalischen und radiologischen Gründen eine messtechnisch anspruchsvolle Aufgabe. Im EU-Forschungsprojekt EVIDOS beteiligen sich mehrere Partner an der aufwändigen Bestimmung der Neutronenspektren und der Berechnung der Referenzwerte an Arbeitsplätzen in der Nuklearindustrie. Das PSI beteiligt sich mit dem passiven Personendosimeter CR39 und dem in Entwicklung stehenden, elektronischen Personendosimeter DISN. Im Berichtsjahr wurden weitere Messungen in einem schwedischen Kernkraftwerk durchgeführt. Mit dem Abschluss der Messkampagne ist ein Zwischenziel erreicht. Die Vergleichskampagne wird nach Einreichen



der Referenzwerte, die in den kommenden Monaten an einer internationalen Tagung präsentiert werden, abgeschlossen sein.

Die Kalibrierung und Überprüfung von Messanlagen zur Bestimmung der Aktivität in Abfallbehältern, wie Fässer und Kokillen, ist während des Berichtsjahres im ZWILAG fortgesetzt worden. Die Arbeiten deckten eine Vielzahl von Fehlern und konstruktiven Mängeln nach und nach auf, die der Hersteller der Messanlage beheben musste. Im Herbst 2004 konnte bei der Kokillennessanlage ein kalibrierfähiger Zustand erreicht werden. Ein Zwischenziel ist mit dem nun vorliegenden Kalibrierbericht der Kokillennessanlage erreicht.

Die Entwicklung einer Methode zur Prüfung von Aerosolverlusten bei den Probenahmen der Abluftüberwachung bildet ein weiteres Teilprojekt. Das Ziel ist die Doppelmarkierung der Abluft mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln und mit einem inerten Tracergas, damit die ganze Leitung – von den Probenahmestutzen bis hin zum Messfilter – auch dann geprüft werden kann, wenn Abluftschächte nicht oder nur erschwert zugänglich sind. Im Berichtsjahr sind die Bestimmungsmethoden für das Spurengas und die Aerosolpartikel so weit entwickelt, dass erste Messungen in Abluftschächten vorbereitet werden können. Damit ist ein entscheidendes Zwischenziel erreicht.

Die in den Vorjahren gewonnenen Erfahrungen bei der Kalibrierung von Freimessanlagen konnten im Berichtsjahr vollumfänglich eingesetzt werden. Die Kalibrierung der automatisierten Freimessung von Füllkies aus dem Rückbau des Reaktors «SAPHIR» deckte bei dem vom Hersteller empfohlenen Kalibrierverfahren der Freimessanlage eine ungenügende Genauigkeit für die Bestimmung der natürlichen Eigenaktivität auf. Das Kalibrierverfahren wurde betreffs der Fülldichtekorrekturen zwischen dem Messgut und dem Kalibrierphantom so weit modifiziert, dass Messwertunterschätzungen im Routinebetrieb vermieden werden. Das entwickelte Kalibrierverfahren wird nun auch beim Rückbau des Reaktors «DIORIT» angewendet.

### **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. Dank diesen intensiven Überprüfungen kann den in der Richtlinie HSK-R-13 «Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)» als Arbeitsprozess beschriebenen, maschinellen Inaktivfreimessungen zugestimmt werden. Das Aufsichtsverfahren wird dadurch zusätzlich erleichtert, weil das Material aus kontrollierten Zonen nicht nur stichprobenartig, sondern umfassend ausgemessen wird.

Die im Rahmen dieser Zusammenarbeit unterstützte Revision der ISO-Norm über die Bestimmung der Oberflächenkontamination ist für die Abwicklung von grenzüberschreitenden Transporten radioaktiver Stoffe von Bedeutung, insbesondere für eine international harmonisierte Erhebung und Beurteilung von Messwerten.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Neu ist das Teilprojekt «Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrie-Übungen» in den Arbeitsplan 2005 aufgenommen worden.

## **1.2.2 Radioanalytik: Radioaktivität in Material, Mensch und Umwelt**

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
Anhang A Seite 173**

### **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 Inaktivfreimessung 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. Das Projekt Radioanalytik ermöglicht es der HSK, Entwicklungsarbeiten für Analyse- und Messmethoden durchführen zu lassen.

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

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik mit der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn der Vereinbarung ist die Umsetzung des Standes 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 des neuesten Standes der Technik gewonnen werden können.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Arbeitsplan 2004 sind fünf Teilprojekte vereinbart worden. In drei Teilprojekten wurden neue Messmethoden eingeführt oder weiterentwickelt. Die Fortsetzung der Untersuchung von aktivierten Korrosionsprodukten im Kühlkreislauf eines Kernreaktors sowie die Organisation einer nationalen und die Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen waren weitere Schwerpunkte.

■ In der Gamma Spektrometrie sind das im Vorjahr evaluierte Auswerteprogramm beschafft und ein neuer Messplatz in Betrieb genommen worden. Damit kann bei Proben unterschiedlicher Dichte, wie sie beispielsweise beim Rückbau der Forschungsanlagen anfallen, nun routinemässig die Selbstabsorption mit höherer Genauigkeit berücksichtigt werden. Damit ist das Ziel, bis auf bereits eingeleitete Nachrechnungen zur weiteren Verbesserung der Messgenauigkeit, erreicht.

■ Für die Bestimmung von Alphastrahlern in Umweltprouben hat sich eine neue Mitarbeiterin in die Separationsmethoden und Messtechniken eingearbeitet. Ein wichtiges Zwischenziel ist damit erreicht. Zusätzlich wurden die Methoden für die Analyse von Uran in Reaktorwasserproben erweitert und Vorschläge zur weiteren Optimierung der Methoden erarbeitet.

■ Im Teilprojekt «Entwicklung einer Analyseverfahren zur Separation von Chrom, Eisen, Nickel und Kobalt in Stahlkomponenten» ist eine Diplomarbeit in der Radioanalytik betreut worden. Der Schwerpunkt der Arbeit liegt in der Trennung und in der anschliessenden nuklidspezifischen Messung der schwierig nachweisbaren Radioisotope wie Eisen-55 und Nickel-66. Das gewählte Verfahren ist an mehreren Stahltypen ausgetestet worden und damit ist ein Zwischenziel erreicht. Weitere Optimierungen sind geplant.

In den zahlreichen Vergleichsmessungen hat der Bereich Radioanalytik des PSI die sehr hohe Qualität seiner Messprozesse demonstriert.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Für die Aufsichtstätigkeit der HSK sind die Immissionsmessungen in der Umgebung von PSI, ZWILAG und KKB, die Bestimmung der Alpha-strahlenden 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 HSK-R-13 «Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen» und den Reglementen über die Abgabe radioaktiver Stoffe und die Umgebungsüberwachung gefordert.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Zur Unterstützung der HSK bei ihren umfassenden Immissions- und Inkorporationsüberwachungen sind in den Jahren 2005 bis 2007 folgende Aktivitäten vorgesehen:

■ Optimierung von Analyseverfahren zur Bestimmung von Aktiniden bei der Emissions- und Immissionsüberwachung;

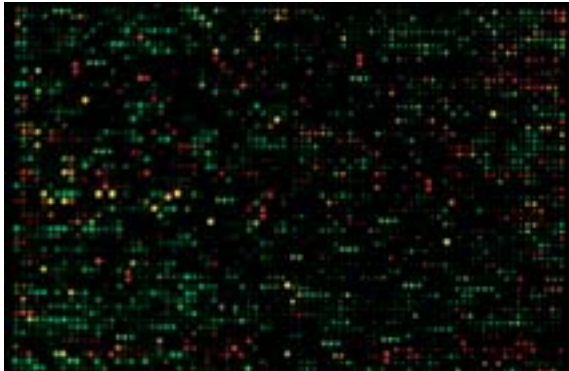
■ Anwendung elektrolytischer Methoden zur Trennung reiner Alpha- und Betastrahler in Radionuklidgemischen.

Als Beitrag zur Beherrschung der Wasserchemie in Kernkraftwerken wird die Problematik von Wasserchemie-Korrosionsproduktion weiter untersucht. Die HSK wird damit bei der Überwachung der Aktivierungsprodukte im Kühlkreislauf unterstützt.

### 1.2.3 Radiosensitivität: Molekularbiologische Untersuchungen der zellulären Strahlenempfindlichkeit

Auftragnehmer: Institut für Molekulare Krebsforschung der Universität Zürich

Anhang A Seite 181



**Bild 6:** Beispiel für einen DNS-Chip, auf dem sich die Aktivität von Genen nachweisen lässt *Quelle: HSK*

#### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Eines der grossen Probleme der Strahlentherapie bei Krebs ist die unerwünschte Strahlenschädigung des einen Tumor umgebenden gesunden Gewebes. Daher ist eine gewebespezifische Bestrahlungsmodalität wünschenswert.

Ein Tumor kann sich nur dann vergrössern, wenn seine Versorgung mit Nährstoffen gewährleistet ist. Dazu sind Blutgefässe nötig, deren Netz dauernd den neuen Dimensionen angepasst werden muss. Eine Strahlentherapie, welche zusätzlich zur zellschädigenden Wirkung noch gezielt die Blutgefässe angreift, hätte eine höhere Effektivität bei grösstmöglicher Schonung des gesunden Gewebes.

Im vorliegenden Projekt wurden Gene gesucht, die als Antwort auf die Bestrahlung der Zelle ihre Aktivität erhöhen. Aktivität bedeutet in diesem Zusammenhang eine gesteigerte Produktion von Genprodukten (RNS oder Proteine). In einem Anfangsstadium wurden Dosen verwendet, die auf Grund ihrer Höhe klinische, aber noch keine Strahlenschutz-Relevanz aufweisen. Trotzdem sind die Experimente auch für den Strahlenschutz wichtig, da zuerst einmal überhaupt strahleninduzierbare Gene identifiziert werden müssen. Die Produkte dieser Gene müssen nicht unbedingt für einen Einsatz bei einer Therapie geeignet sein. So sollen «nur» diejenigen Genabschnitte, die die Aktivität steuern, mit Hil-

fe von molekularbiologischen Methoden auf andere Gene übertragen werden, die bekanntermassen zellschädigende oder gar zell-letale Eiweisse produzieren. Zellen, die solche künstliche Genkonstrukte in ihrem Genom (der Gesamtheit ihrer genetischen Information) tragen, würden ihre Zelle durch ihr, als Antwort auf Bestrahlung gebildetes Produkt schädigen.

#### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Bereich der Strahlenbiologie stehen zurzeit die grundlegenden zell- und molekularbiologischen Wirkungen ionisierender Strahlung im Zentrum der Untersuchungen. Dosen, die in diesen Versuchen zur Anwendung kamen, haben für den praktischen Strahlenschutz noch keine Relevanz. Sie sind aber eine unabdingbare Voraussetzung für weitere Experimente mit wesentlich kleineren Dosen. In der Gesamtheit der Gene müssen diejenigen erkannt werden, die nach Bestrahlung überhaupt eine Veränderung in der Menge ihrer Produkte zeigen oder deren Produkte selbst nach Bestrahlung verändert sind. Man hat mittlerweile entdeckt, dass tatsächlich gewisse Sets von Genen nach einem Bestrahlungsreiz eine erhöhte Aktivität zeigen. Einerseits ist es daher wichtig, die Funktion dieser strahleninduzierten Gene herauszufinden, andererseits können diejenigen Abschnitte dieser Gene, die für die Reaktion auf Strahlung verantwortlich sind (Promotoren) molekularbiologisch an andere Gene mit bekannten Funktionen angefügt werden.

#### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

Die Versuche mit den Transkripten wurden abgeschlossen und das Proteom wurde auf strahleninduzierte oder -modifizierte Genprodukte hin untersucht. Die Aktivität ausgewählter Gene wurde nach Dosen zwischen 1 und 3 sowie nach 20 Gray eine, sechs und 12 Stunden nach Bestrahlung untersucht. Gene, die zwar durch Strahlung induziert wurden, deren Grundaktivität aber bereits zu hoch ist, wurden ausgeschlossen. Von den 12 625 untersuchten Genen liess sich weniger als 1% nach 20 Gray aktivieren, Ähnliches gilt für die Repression (die Erniedrigung der Aktivität).

Ein hoffnungsvoller Kandidat im Hinblick auf Strahleninduzierbarkeit ist das Gen «Natural Killer Transcript 4» (NK4), dessen Aktivität nach einer akuten Dosis von

20 Gy um das 85-fache (6 h nach Bestrahlung) und um das 92-fache (12 h nach Bestrahlung) stieg. In unbestrahlten Zellen wird es fast gar nicht transkribiert. Leider konnten die für die Induzierbarkeit verantwortlichen Genabschnitte noch nicht identifiziert werden.

Der Promoter des Gens 4-1BB, welches auch stark induziert wird (10-fache Erhöhung), wird noch kloniert. Dieses Gen reagiert bekanntermassen auf verschiedene Stressfaktoren, ionisierende Strahlung war aber bislang noch nicht bekannt.

### **Ausblick**

Im untersuchten Dosisbereich zwischen 1 und 3 Gray waren die erzielten Gen-Induktionen zu gering, als dass geeignete Promotoren hätten gefunden werden können. Trotzdem sind die Daten aus den Experimenten wichtig, um grundsätzliche Zusammenhänge in den genetischen Mechanismen zu erkennen, die nach Bestrahlung ablaufen.

Nach höheren Dosen von 20 Gray waren die beobachteten Veränderungen der Genaktivität wie erwartet deutlicher. Diese Resultate erlauben es, die Promotoren solcher induzierbaren Gene bei der Strahlensensibilisierung von Tumoren bei einer Strahlentherapie einzusetzen. In absehbarer Zukunft kann so eine geeignete Kombination von Promotor, Gen und produziertem Zellgift konstruiert werden, die es erlaubt, therapeutische Dosen deutlich zu senken.

## **1.2.4 Evaluation einer kombinierten Therapie mit tumorvaskulaturspezifischen Reagentien und ionisierender Strahlung**

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
Anhang A Seite 187**

### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Bei einer Strahlentherapie muss das zu behandelnde Tumorgewebe einer möglichst hohen Dosis ausgesetzt, das umliegende gesunde Gewebe hingegen geschont werden. Eine äusserliche Bestrahlung setzt aber nur schon dadurch Grenzen, dass die therapeutische Strahlung gesundes Gewebe durchdringen muss, bevor sie einen unter Umständen tief liegenden Tumor erreicht.

Die wünschenswerte völlige Schonung des gesunden Gewebes, was einen steilen Dosis-Abfall von der therapeutisch wirksamen zu einer Null-Dosis zwischen zwei Zellen bedingen würde, ist wenn überhaupt, nur sehr schwer zu bewerkstelligen. Auch bei einer Chemotherapie muss auf Grund der Gewebe-Spezifität ein Kompromiss zwischen Schonung (des gesunden Gewebes) und Eliminierung (des Krebsgewebes) eingegangen werden.

Im vorliegenden Projekt wurden grundlegende Experimente durchgeführt, um Reagenzien mit der Hilfe von Liposomen in bestimmte Zielgewebe zu transportieren, wo sie dann ihre Wirkung entfalten können. Die Liposomen (biologische Mikrokugeln, deren Hülle aus einer Lipid-Doppelschicht besteht) können auch mit Radionukliden oder cytotoxischen Stoffen beladen werden.

### **Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Konkret sind die Ergebnisse der Experimente im vorliegenden Stadium noch nicht anwendbar, sie sind aber eine unabdingbare Voraussetzung für weitere Versuche, die durchaus auch für den praktischen Strahlenschutz, wie zum Beispiel bei der medizinischen Versorgung von Strahlenopfern, eine wichtige Rolle spielen können. Zudem sind alle Resultate wichtig, die Einblick in die Mechanismen geben, die zu den Strahleneffekten in Zellen und Geweben beitragen.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Um die Gewebe-Spezifität zu gewährleisten, müssen die Liposomen so modifiziert werden, dass sie bestimmte Moleküle erkennen, die nur an der Oberfläche der Zielzellen vorhanden sind. Dies wurde damit erreicht, dass Teile von Antikörpern in die Wände der Liposomen eingebaut werden, die Moleküle erkennen, welche in Tumor-Blutgefässen in grosser Zahl vorkommen. Antikörper mit genügend grosser Spezifität konnten isoliert werden.

Die Isolierung der geeigneten Antikörper und ihr Einbau in die Liposomen-Hülle sind noch keine Garantie für einen Erfolg der Methode, denn die Liposomen müssen ihren Inhalt genügend schnell in die Zielzellen abgeben. Hier wurde eine Methode gefunden, die eine bis zu 50-fache Beschleunigung dieses sonst recht lang-

sam ablaufenden Prozesses ermöglichte. Die Liposomen wurden mit Teilen von Eiweissen modifiziert, welche bevorzugt durch Zellmembranen transportiert werden. Die erhöhte Zytotoxizität (Zellgiftigkeit) der mit einem Zellgift «beladenen» und modifizierten Liposomen konnte an Melanomazellen gezeigt werden.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Die Antikörper, die notwendig sind, damit die «Vehikel»-Liposomen eine Gewebespezifität aufweisen, konnten erfolgreich isoliert werden. Dabei wurden neue Typen entwickelt, die bislang noch kaum erforschte Zielmoleküle auf der Oberfläche der Tumervaskulatur erkennen. Die Aufnahme der Liposomen in die Zielzellen konnte stark verbessert werden. Der therapeutische Effekt muss anhand von Tierversuchen nachgewiesen werden. In diesen Versuchen wird auch eine Kombination der Liposomentechnik mit ionisierender Strahlung untersucht.

Denkbare Anwendungen sind eine Beladung mit Radionukliden, die ihre therapeutische Wirkung spezifisch nur in den gewünschten Zielzellen entwickeln oder eine Beladung mit Stoffen, die erst durch eine Bestrahlung eine therapeutisch aktive Form entwickeln, wenn sie in den Zielzellen angekommen sind.

Für die Belange des Strahlenschutzes wären einmal Stoffe wünschenswert, welche die Regeneration von strahlengeschädigten Geweben unterstützen.

## **1.2.5 Aeroradiometrie III: Luftgestützte radiologische Messungen**

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
Anhang A Seite 193**

### **Einleitung, allgemeine Bemerkungen**

Aeroradiometrische Aufnahmen wurden früher vor allem für die Erzprospektion und geologische Kartierung benutzt. Heute wird das Potenzial von radiometrischen Luftaufnahmen auch für die Lokalisierung und zeitliche Beobachtung von Verstrahlungen und für die Überwachung von 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 Strahlungspiegels in grösseren, auch unzugänglichen Gebieten. Dank Flughöhe und Fluggeschwindigkeit 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 zu Beweissicherungszwecken.

Mit den aeroradiometrischen Messungen des Jahres 2004 konnte aufgezeigt werden, dass in keinem Gebiet unzulässige radioaktive Abgaben erfolgt sind. Die Messungen bestätigten insbesondere, dass nach dem Abtransport der radioaktiven Abfälle vom Gelände des ehemaligen Versuchsreaktors Lucens keine von Menschen verursachte (anthropogene) Radioaktivität mehr nachweisbar war.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Das Hauptziel des Jahres 2004 war die Erneuerung eines der beiden Messsysteme. Dieses Ziel wurde erreicht; das Messsystem wurde vollständig erneuert und auf den technisch neuesten Stand gebracht. In der ersten Hälfte des Jahres 2005 soll nun die Abnahme durch die Armasuisse erfolgen, sodass bei den Messflügen 2005 das erneuerte Messsystem eingesetzt werden kann.

Auch bezüglich des Messumfanges wurden im Jahr 2004 die Ziele erreicht. Bei den turnusgemässen Messungen in der Umgebung der Kernanlagen wurden die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt, das Paul Scherrer Institut sowie das Zwischenlager für radioaktive Abfälle (ZWILAG) erfasst. Weiter erfolgte im Gebiet um den ehemaligen Versuchsreaktor von Lucens eine Kontrollmessung, nachdem die letzten radioaktiven Abfälle ins ZWILAG überführt worden waren. Mit Lausanne und Davos wurden zudem zum ersten Mal Städte aeroradiometrisch vermessen.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Wie oben erwähnt, werden die Resultate des Projektes Aeroradiometrie 3 zu Beweissicherungszwecken ver-

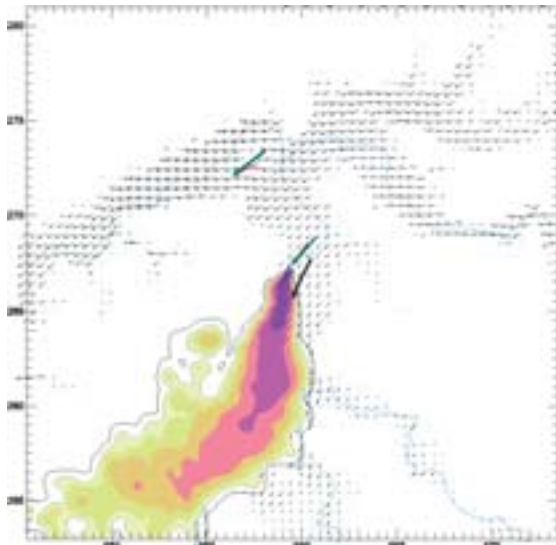
wendet. Der eigentliche Forschungsteil befasst sich mit der Weiterentwicklung der Messtechnik und hat somit keine direkten Auswirkungen auf das HSK-Regelwerk.

### Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Der Erhalt der Einsatzbereitschaft der Aeroradiometrie bedingt eine ständige Wartung und eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Methodik und der Messsysteme. Neben dem Erhalt der Einsatzbereitschaft und der wissenschaftlichen Betreuung der operationellen Einsätze sollen das Messsystem weiterentwickelt und die internationalen Kontakte gepflegt werden.

## 1.2.6 ADPIC – Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell: Aktualisierung der Winddatenbank für die Berechnung der atmosphärischen Ausbreitung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut und HSK  
Anhang A Seite 197



**Bild 7:** Beispiel einer Ausbreitungsrechnung mit einer Einheitsquelle von 1 Bq/s Cs-137, dargestellt wird die momentane Luftaktivität in Bq/m<sup>3</sup> Quelle: HSK

### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Rechensystem ADPIC («Atmospheric Diffusion Particle-In-Cell») ist ein komplexes atmosphärisches Ausbreitungsmodell, welches Topographie und lokale Windverhältnisse berücksichtigt und von der HSK im Rahmen der Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität für Störfallberechnungen im Ereignisfall eingesetzt wird. Für Anwendungen in der näheren Umgebung der schweizerischen Kernanlagen werden die

Windfelder aus dem Projekt WINDBANK (Windfeld Datenbank) verwendet. Die Auswahl der korrekten Windfeldklasse und der dazugehörigen Parameter erfolgt auf Grund von gemessenen Meteorodaten bzw. auf Grund von Prognose-Meteorodaten.

Die bisherigen WINDBANK-Projekte (vgl. Ref. [1 – 3]) erstrecken sich über einen Zeitraum von mehr als 7 Jahren und sind daher hinsichtlich Methodik nicht alle auf dem gleichen Stand. Im Projekt ADPIC-Aktualisierung sollen die in den Vorgängerprojekten entwickelten Verfahren zur Bestimmung von Windfeldklassen, sowie deren Diagnose und Prognose, für alle Standorte auf identische Art und Weise implementiert werden.

### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Aufgaben der HSK betreffend der Erstellung von Modellrechnungen sind in der Verordnung über die Einsatzorganisation bei erhöhter Radioaktivität (VEOR) geregelt. Danach ist die HSK unter anderem für die Prognosen der Entwicklung des Störfalles in der Anlage sowie der möglichen Ausbreitung der Radioaktivität in der Umgebung und der Abschätzung der radiologischen Konsequenzen für die Bevölkerung zuständig. Die HSK berät zudem die NAZ über die Anordnung von Schutzmassnahmen für die Bevölkerung. Im Idealfall sollten Schutzmassnahmen vorsorglich angeordnet werden. In der Vorphase eines Störfalles, d. h. vor Freisetzungsbeginn, kann jedoch nicht auf Radioaktivitätsmessungen in der Umgebung abgestützt werden. Die radiologische Gefährdung muss vielmehr mittels Modellrechnungen auf Grund der aktuellen Situation in der Anlage und der vorherrschenden Winde abgeschätzt werden. Modellrechnungen dienen insbesondere dazu, das potenziell gefährdete Gebiet abzugrenzen, die notwendigen Schutzmassnahmen festzulegen und die Messstrategie zu optimieren.

Gemäss VEOR ist die HSK bei einer störfallbedingten Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus einer schweizerischen Kernanlage primär für die Beurteilung der akuten radiologischen Gefährdung der Bevölkerung in der unmittelbaren Umgebung verantwortlich (bis ca. 30 km). Die HSK verwendet dazu das Echtzeit-Ausbreitungssystem ADPIC/WINDBANK, welches realistische Ausbreitungs- und Dosisberechnungen erlaubt und im Rahmen der HSK-Notfallbereitschaft einen hohen Stellenwert hat.

## Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

Das Projekt ADPIC umfasst im Wesentlichen folgende Aufgabenbereiche, die vom PSI in Zusammenarbeit mit der HSK bearbeitet werden:

- Cluster-Analyse (abgeschlossen): Klassifizierung von Windfeldern in der Umgebung der schweizerischen Kernanlagen auf Grund von gemessenen Winddaten (WINDBANK). Die gemessenen Windfelder bilden die Basis für die Generierung der massenkonsistenten dreidimensionalen Windfelder in Bodennähe (bis ca. 300 m Höhe über Boden).
- Modelldaten-Analyse (abgeschlossen): Basierend auf den in der Cluster-Analyse gebildeten Windfeldklassen, Ermittlung von Windfeldern auf Grund gerechneter Winddaten des HRM/LM-Prognosemodells der MeteoSchweiz. Die aus den Modelldaten berechneten Windfelder bilden die Basis für die Generierung der massenkonsistenten dreidimensionalen Windfelder in höheren Schichten (bis ca. 2000 m Höhe über Boden).
- Massenkonsistente dreidimensionale Windfelder für ADPIC: Mit Hilfe der in der Cluster- und Modelldaten-Analyse ermittelten Windfelder werden mit den Windfeldmodellen MEDIC/MATHEW massenkonsistente dreidimensionale Windfelder generiert, die für Ausbreitungsrechnungen mit dem Modell ADPIC benutzt werden können. Die Arbeiten seitens PSI sind abgeschlossen; die Windfeldberechnungen selbst werden von der HSK im Verlauf des Jahres 2005 durchgeführt.
- On-line-Diagnose- und Prognosemodelle: Auswahl der benötigten Windfeldklassen auf Grund von gemessenen Meteodaten bzw. auf Grund von Prognosedaten der MeteoSchweiz. Die Arbeiten seitens PSI sind abgeschlossen; die Implementierung der erarbeiteten Modelle in das operationelle ADPIC/WINDBANK-System erfolgt durch die HSK im Verlauf des Jahres 2005.

## Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Es handelt sich beim Ausbreitungssystem ADPIC/WINDBANK um ein Notfallinstrument, das vor allem im Ereignisfall oder bei Notfallübungen eingesetzt wird.

## Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Mit den durchgeführten Untersuchungen und Berechnungen sind die Voraussetzungen für eine Implementierung der neuen WINDBANK-Methode in das operationelle ADPIC/WINDBANK-System erfüllt. Im Jahr 2005 werden die neuen WINDBANK-Klassen schrittweise ins bereits aktive System der HSK eingeführt.

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

### Auftragnehmer: Internationales Forschungs- Konsortium unter Leitung des PSI

#### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Dampferzeuger-Heizrohrbruch und fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers haben nach heutigem Kenntnisstand zwar eine sehr kleine Eintretenswahrscheinlichkeit, tragen aber auf Grund der grossen Freisetzung von radioaktiven Aerosolen in die Umgebung deutlich zum Risiko eines KKW bei (Containment-Bypasssequenzen). Der Grund hierfür liegt daran, dass der Aerosoltransport durch die Dampferzeuger in die Umgebung in den heutigen Störfall-Rechencodes nur rudimentär modelliert ist und daher mit einem geringen Rückhaltefaktor gerechnet wird.

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 Dampferzeuger-Modell durchgeführt, das in seiner Grösse und in seinem Aufbau die thermohydraulischen Gegebenheiten der Framatome-Dampferzeuger 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 Aerosoltrans-

port durch die Dampferzeuger (und ähnlicher komplexer 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 2004 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. Eine exakte zeitliche Planung der Versuche ist nicht publiziert – die Experimente müssen mit anderen Versuchen koordiniert werden.

Für die folgenden Phasen wurden Experimente durchgeführt und Resultate gewonnen:

Phase I – Abscheidung von Aerosolen in geraden und gebogenen Rohren als Funktion der Rohrlänge und der Feuchtigkeit der Aerosole. Geringe Abscheidegrade wurden bestätigt und eine Verschiebung der Grössenverteilung der Aerosole hin zu kleinerem Durchmesser beobachtet.

Phase II – Abscheidung von Aerosolen im Nahbereich des Dampferzeuger-Heizrohrbruches: Hier wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.

Phase III – Abscheidung von Aerosolen im Rohrbündel des Dampferzeugers, trockene Bedingungen und geflutetes Rohrbündel. Hier wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen. Es liegen jedoch Daten vor, die für das Projekt EU-SGTR am gleichen Modell gewonnen wurden.

Phase IV – Abscheidung von Aerosolen in Wasserabscheider und Dampftrockner, trockene Bedingungen. Die Geräte und die Installationen für diese Experimentierphase wurden aufgebaut und erste Versuche durchgeführt. Es liegen noch keine validierten Daten vor.

Phase V – Abscheidewirkung von Aerosolen im gefluteten Dampferzeuger: Für diese Phase wurden Experimente durchgeführt, welche die Resultate früherer Messungen der Phase III bestätigen. Die Datenauswertung ist noch nicht abgeschlossen.

Phase VI – Abscheidung von Feuchtigkeitströpfchen im Wasserabscheider und Dampftrockner für Auslegungsfälle: Hier wurden erste Vorabversuche zur Charakterisierung der Grössenverteilung der Aerosole und zum Testen der Messeinrichtungen durchgeführt.

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

Die HSK kommt auf Grund der Durchsicht der Projektdokumentation, der Beobachtung der PRC-Sitzungen und der zugänglichen Resultate 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 Störfall-Bedingungen 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 Ablageverhalten und in weiteren Parametern ändern können.

Eine erkannte Schwäche des Experiments ist das verwendete Testaerosol  $\text{TiO}_2$ , das nach Ansicht der Experten nur schwer mit den Aerosolen verglichen werden kann, die in einem schweren KKW-Unfall erwartet werden. Eine Expertengruppe wird für weitere Versuche prüfen, ob geeignetere Aerosole auf metallischer oder



metall-keramischer Basis eingesetzt werden können. Weiter wurde festgestellt, dass die verwendeten Aerosole eine Grössenverteilung aufweisen, die im Vergleich mit den aufgrund von Rechencodes erwarteten Aerosolen einen zu grossen mittleren Durchmesser haben. Das PRC hat den Experimentatoren daher empfohlen, die Grössenverteilung der Aerosole anzupassen.

## 1.3 Transport und Entsorgung

### 1.3.1 Mont Terri: Endlagerung radioaktiver Abfälle im Opalinuston?

**Auftragnehmer: Bundesamt für Wasser und Geologie, Mont Terri Projekt Gruppe**



**Bild 8:** EDZ-Kluftfläche im Opalinuston des Felslabors Mont Terri, die beim Ausbruch des Stollens infolge der Spannungsumlagerungen aufgebrochen ist. Auf der Kluftfläche sind radiale Strukturen erkennbar, die die Nukleation und Propagation des Bruchvorganges widerspiegeln («plumose structure») Quelle: HSK

#### Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Mont-Terri-Felslabor-Projekt ist ein internationales Forschungsvorhaben mit dem Ziel, die geologischen, hydrogeologischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons zu erfassen, die für die Beurteilung der Sicherheit und die Abklärung der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle massgebend sind.

#### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Forschungsprogramm des Mont-Terri-Projektes im Allgemeinen wie auch das EZ-B-Experiment der ETH-Zürich im Speziellen haben für das schweizerische Entsor-

gungsprogramm einen hohen Stellenwert, da sie neben der Bohrung Benken im Zürcher Weinland wichtige Grundlagendaten für die Beurteilung der Sicherheit und der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston liefern. In Ergänzung zur Bohrung Benken ermöglichen die Experimente im Felslabor Mont Terri insbesondere, den für ein Endlager relevanten Grössenbereich zu untersuchen und die für die Sicherheitsanalyse massgebenden Kennwerte des Opalinustons vor Ort zu erfassen.

#### Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung

In der Berichtsperiode hat die Ingenieurgeologie der ETH Zürich, welche die HSK im Rahmen eines Allianzvertrages unterstützt, im Auftrage der HSK am EZ-B-Experiment «Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ» weitergearbeitet. Ziel des Experiments ist die Charakterisierung und Modellierung der Kluftbildung in der Auflockerungszone (Excavation Disturbed Zone = EDZ), die beim Ausbruch eines Stollens infolge der Spannungsumlagerungen entsteht. Das in der Auflockerungszone gebildete Kluftnetzwerk kann entlang des Stollens zu präferenziellen neuen Fließspfad führen und die Sicherheit eines Endlagers beeinflussen. Die Entstehung und Ausdehnung der EDZ-Klüfte sind heute noch wenig verstanden. Mit dem EZ-B-Experiment soll diese Lücke geschlossen werden.

Das EZ-B Experiment gliedert sich in folgende Teile:

Labormessungen an Opalinustonproben zur Bestimmung der petrophysikalischen und felsmechanischen Kenngrössen des Gesteins, die für die Modellierung des Bruchverhaltens relevant sind.

Feldversuch: Untersuchung der progressiven Entwicklung der EDZ-Klüfte während des schrittweisen Ausbruchs des EZ-B-Teststollens (Nische). Zum Einsatz gelangen in einem Set von Beobachtungsbohrungen strukturgeologische, optische und geophysikalische Messverfahren. Gleichzeitig mit dem Ausbruch der Nische werden auch die Porenwasserdruckverhältnisse und die Konvergenzen im Gebirge gemessen.

Numerische Modellierung der EDZ-Kluftbildung mittels des Rechencodes ELFEN. Mittels Rechensimulationen

sollen das Trennflächensystem der EDZ nachgebildet und die Ergebnisse mit den Befunden des Experimentes verglichen werden.

In der Berichtsperiode konzentrierten sich die Arbeiten auf die Ausarbeitung eines detaillierten Testplans für das EZ-B-Experiment, die Evaluation und Erprobung der für das Experiment vorgesehenen Messgeräte sowie den Review von Literaturdaten. Die Ingenieurgruppe der ETH Zürich hat sich ferner auch intensiv mit der Entwicklung und Überprüfung der Anwendbarkeit des Rechencodes ELFEN beschäftigt und dazu verschiedene Testrechnungen durchgeführt. Insgesamt kann festgehalten werden, dass die Ziele annähernd erreicht wurden. Der Zeitplan für den Ausbruch der EZ-B-Testnische erfuhr aus bauphysikalischen Problemen, die sich im Zusammenhang mit der Erstellung der neuen Galerie04 ergaben, eine Verzögerung von rund vier Monaten.

#### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Das von der HSK und der ETH Zürich in Angriff genommene EZ-B-Experiment und die durchgeführten Modellrechnungen liefern einen wertvollen Beitrag zur Beurteilung der möglichen Auswirkungen der EDZ auf die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Im Rahmen der Überprüfung des Entsorgungsnachweises Opalinuston wurden mit Rechenmodellen der ETH Zürich die Wasserflüsse entlang der Untertagebauwerke eines geologischen Tiefenlagers berechnet und mittels einer Sensitivitätsanalyse der Einfluss der EDZ auf die Fließmengen untersucht.

#### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

Das EZ-B-Experiment stellt ein vierjähriges Forschungsvorhaben dar, das Erfolg versprechend gestartet ist. Im März 2005 erfolgt der schrittweise Ausbruch der EZ-B-Testnische und die Charakterisierung der EDZ-Klüfte. Die auskartierten EDZ-Klüfte werden dann statistisch ausgewertet und mit den Ergebnissen der numerischen Kluffnetzwerk-Simulationen verglichen. Die Ergebnisse des EZ-B-Experimentes werden im Rahmen einer ETH-Dissertationsarbeit Ende 2006 publiziert.

## **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 201**



**Bild 8:** Normalbetrieb im neu gestalteten Kommandoraum des KKG Quelle: KKG

#### **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 Fragen 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 Betrachtung dynamischer Aspekte von Operateurhandlungen;
- die Modellierung von Teamverhalten und
- Ansätze zur Reduktion der Unsicherheit bei der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten.

Das Forschungsprojekt HRA des PSI spricht vor allem die drei erstgenannten Punkte an. Seine neuen Erkenntnisse und Methoden werden auf Schweizer Kernanlagen und deren Risikostudien angewandt. Dadurch konnten in der Vergangenheit wertvolle Erkenntnisse für die Verbesserung von Störfallvorschriften gewonnen werden.

Die PSI-Forscher beteiligen sich an den führenden internationalen Arbeitsgruppen und nehmen damit mass-

geblich Einfluss auf die internationale Entwicklung der HRA. Im Rahmen der «Working Group on Risk Assessment» (WGRISK) der OECD-NEA leiten sie ein Projekt zur Entwicklung einer HRA-Datenbank. Am internationalen Kongress PSAM7/ESREL'04 in Berlin führten die PSI-Forscher das wissenschaftliche Sekretariat. Die wichtigsten Publikationen des Projektes im Jahre 2004 sind im Anhang A, Seite 211 aufgeführt.

### **Projektziele des Jahres 2004 und deren Umsetzung**

Im Jahr 2004 wurden wegen des grossen Beitrags zur Organisation des internationalen PSAM7/ESREL'04 Kongresses in Berlin einige Forschungsarbeiten zurückgestellt. Trotzdem konnten insbesondere auf den Gebieten «Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten für Errors of Commission» und «Operateur-Simulationen für dynamische PSA-Modelle» wichtige Fortschritte erzielt werden:

■ **Errors of Commission:** Ausgangspunkt für diese Studie ist das Fehlen einer Methode zur Berücksichtigung von EOCs in werkspezifischen PSA-Studien. Eine erste Methode wurde vom PSI im Jahre 2000 vorgeschlagen und im Rahmen einer vom Kernkraftwerk Beznau unterstützten Pilotstudie angewendet. Die Fehlerwahrscheinlichkeiten wurden dabei mit einem auf THERP<sup>2</sup> (Technique of Human Error Rate Prediction) basierenden Ansatz bestimmt. Als Verfeinerung des ersten Ansatzes wurden aus 25 realen Störfällen so genannte «risk factors» (Umstände, die eine Fehlhandlung der Operateure wahrscheinlicher machen) und «mitigation factors» (Umstände, die eine Fehlentscheidung der Operateure weniger wahrscheinlich machen) entwickelt. Im vergangenen Jahr wurden nun für die entsprechenden Operateurhandlungen auch Fehlerwahrscheinlichkeiten bestimmt und es wurde eine Methode entwickelt, mit welcher Fehlerwahrscheinlichkeiten in weiteren Störfallszenarien ermittelt werden können. In Zukunft sollen die Methode von weiteren HRA-Experten angewendet und die Ergebnisse validiert werden.

■ **Dynamische PSA:** Mit dynamischen PSA-Modellen (d. h. zeitabhängige Modelle für das Anlagen- und Personalverhalten) können die Interaktionen zwischen Operateur und Anlage besser abgebildet werden. Damit können insbesondere Fehlentscheidungen im Modell besser erfasst und vorausgesagt werden. Zurzeit wird das Verhalten der Schicht bei einem

Frischdampfleitungsbruch untersucht. Das Modell simuliert das Anlagen- und das Operateurverhalten unter Verwendung von Störfallvorschriften. Es ist in der Lage, die ersten 7 Minuten des Frischdampfleitungsbruches nachzubilden und macht dabei Prognosen über mögliche Operateurfehler (inklusive EOC). Das Ziel, den Frischdampfleitungsbruch zu Ende zu simulieren, konnte aus den eingangs genannten Gründen nicht ganz erreicht werden. Hingegen konnte das dynamische Operateurmodell weiter verfeinert werden. Geplant ist eine Dissertation zum Thema «dynamische PSA» basierend auf KKG-Störfallszenarien.

### **Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht**

Das im HRA-Projekt erarbeitete Wissen steht der HSK im Rahmen ihrer Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen bei jeder Überprüfung einer werkspezifischen HRA-Studie durch die HSK. Der dazu vom PSI entwickelte HRA-Leitfaden bildet dabei eine wichtige Grundlage für die laufende Verbesserung und Standardisierung Schweizer HRA-Studien. In Zukunft werden die Anforderungen an eine werkspezifische HRA in die geplante HSK-Richtlinie über PSA-Modelle und PSA-Anwendungen integriert.

### **Ausblick und Verbesserungsvorschläge**

#### **Ziele für 2005:**

«Errors of Commission» EOC:

- Vervollständigung und Dokumentation von zwei Referenzfällen sowie der Methode zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten;
- Fertigstellung des Berichtes über die werkspezifische EOC-Fallstudie für das Kernkraftwerk Beznau;
- Ausblick über die Erweiterung der EOC-Methode für den Betriebszustand «Stillstand» in Form eines kurzen Berichtes.

Dynamische PSA:

- Vervollständigung der Analyse, sodass die Szenarien bis zu den Endzuständen simuliert werden können. Dabei soll die Modellierung des zeitlichen Ablaufes von Operateurhandlungen verbessert werden. Die Methode und die Resultate sollen in einem Bericht festgehalten werden.

Im Sinne einer breiteren Abstützung der Ergebnisse empfiehlt die HSK, die vom PSI entwickelten EOC-Referenzszenarien durch weitere PSI-externe HRA-Experten bewerten zu lassen.

<sup>2</sup> Swain, A., & Guttmann, H. E. (1983), *Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*. NUREG/CR-1278, US NRC.

## 2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Eine wichtige Quelle der HSK für Informationen über ausländische Vorkommnisse ist das «Advanced Incident Reporting System» (AIRS) der IAEA. An diesem System sind alle nuklearen Aufsichtsbehörden angeschlossen. In den IRS-Berichten werden die Vorkommnisse anhand eines detaillierten, standardisierten Inhaltsverzeichnisses beschrieben. Das IRS-System ist nicht für eine rasche Information der Sicherheitsbehörden vorgesehen, da in diesen Berichten auch die Ergebnisse von tiefergehenden Analysen (root cause) dargelegt werden. Einen rascheren Zugriff auf Informationen über internationale Vorkommnisse ermöglicht die Website der NEWS (Nuclear Events Web-based System), die ebenfalls von der IAEA betrieben wird. 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 dortige 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. Auf der Betreiberseite existiert eine eigene Organisation, die «World Association of Nuclear Operators» (WANO), welche ihre Mitglieder weltweit über Vorkommnisse informiert. Zudem sind die Betreiber in Vereinigungen der Anlagenhersteller (Owners Groups) und in übergeordneten Vereinigungen (z. B. Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber VGB in Europa) angeschlossen und beziehen von dort Informationen über Vorkommnisse bzw. sie lassen dort Analysen über Vorkommnisse erstellen. 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.

Von den im Jahre 2004 registrierten Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen hat das Ereignis in der japanischen Druckwasserreaktoranlage Mihama-3 vom

9. August 2004 in der Presse und in der öffentlichen Wahrnehmung am meisten Beachtung gefunden. Vier Arbeiter wurden getötet und sieben weitere wurden schwer verletzt, weil heisser Dampf als Folge eines Speisewasserleitungsbruchs im Maschinenhaus freigesetzt wurde. Obwohl es sich um ein konventionelles Ereignis handelt – die defekte Leitung befand sich im inaktiven Sekundärkreislauf – hat die HSK entsprechende Abklärungen zum Stand der Überwachung solcher Komponenten in den schweizerischen Kernkraftwerken vorgenommen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung sowie die Konsequenzen aus weiteren wichtigen Vorkommnissen mit sicherheitstechnischer Relevanz werden in den folgenden Abschnitten beschrieben.

### 2.1 Bruch einer Speisewasserleitung im Maschinenhaus



Bild 10: Gebrochene Kondensatleitung in Mihama-3

Quelle: JNES Japan

Am 9. August 2004 brach in der Anlage Mihama-3 (Japan, 780 MWe PWR) eine Speisewasserleitung im Maschinenhaus. Zu diesem Zeitpunkt befanden sich rund 220 Personen in diesem nicht nuklearen Teil der Anlage, um Vorbereitungsarbeiten zur anstehenden Revision durchzuführen. Vom heissen inaktiven Dampf, der dabei austrat, wurden elf Arbeiter verbrüht, wobei vier Personen tödliche Verletzungen erlitten. Der Reaktor schaltete auslegungsgemäss automatisch ab, weil eine zu grosse Differenz zwischen Speisewassermenge und

Frischdampfdurchfluss auftrat. Danach wurde die Anlage mit Hilfsspeisewasser über die Sekundärseite abgekühlt und anschliessend die Nachwärme mit dem Nachkühlsystem abgeführt. Als Ursache des Vorkommnisses wurde eine Wandstärkenschwächung der betroffenen Rohrleitung ermittelt, die auf Erosionskorrosion zurückzuführen war.

Das Phänomen der Erosionskorrosion ist in der Wissenschaft und aus der Betriebserfahrung schon lange bekannt. Bei diesem Vorgang treten Erosion und Korrosion gemeinsam auf, meist auf Grund hoher Strömungsgeschwindigkeit in Rohrleitungen, beispielsweise in Krümmern oder nach Blenden. Ein ähnliches Vorkommnis 1986 im US-Kernkraftwerk Surry – dort brach ein Krümmer der Saugleitung der Hauptspeisepumpe wegen Erosionskorrosion und forderte ebenfalls Opfer – hatte weltweit bei den Aufsichtsbehörden und Kraftwerksbetreibern zu verstärkten Kontrollen geführt. Auch in der Anlage Mihama-3 (seit 1976 in Betrieb) wurde damals entschieden, ein systematisches Wandschwächenmanagement zur Erfassung des Zustandes von Rohrleitungen einzuführen. Dabei sollten alle kritischen Rohrleitungsbereiche erfasst, mit Ultraschall deren Wandstärke gemessen und die Restlebensdauer bestimmt werden. Die gefährdeten Bereiche, bei denen die Restlebensdauer der Rohrleitung weniger als zwei Jahre betrug, wurden durch neue Rohrleitungsteile ersetzt. Diese Arbeiten wurden durch Fremdfirmen unter Aufsicht des Betreibers durchgeführt. Bei einer Überprüfung der Vollständigkeit des Überwachungsprogramms im Jahre 2003 wurde entdeckt, dass Bereiche des betroffenen Kondensat- und Speisewassersystems bisher nicht geprüft worden waren. Es war deshalb vorgesehen, diese Bereiche in der nächsten Abstellung zum Brennelementwechsel im Jahre 2004 zu inspizieren. Wenige Wochen vor dieser Überprüfung barst jedoch die Speisewasserleitung; die Wandstärke im gebrochenen Bereich war von ca. 10 mm auf ca. 1 mm reduziert. Die Bruchstelle hatte sich vor dem Bersten nicht durch eine Leckage bemerkbar gemacht, sodass das Betriebspersonal keine Schutzmassnahmen mehr durchführen konnte. Die zuständige japanische Aufsichtsbehörde hat in der Folge von allen KKW-Betreibern eine Überprüfung auf Vollständigkeit der auf Erosionskorrosion überwachten Bereiche verlangt und diese kontrolliert. Obwohl das Vorkommnis aus nuklearer Sicht von eher geringer Bedeutung war und eher Aspekte des

konventionellen Arbeitsschutzes betrifft, wurde es wegen seiner generischen Bedeutung als INES 1 eingestuft.

Erosions-/Korrosionserscheinungen sind auch in den schweizerischen Kernkraftwerken bekannt. Alle Werke haben frühzeitig umfassende Überwachungsprogramme gegen Erosionskorrosion eingeführt, die unter der Bezeichnung «EROSKO» laufen. Da die Erosionskorrosion von den verwendeten Rohrleitungswerkstoffen, den Strömungsverhältnissen und der gefährlichen Wasserchemie abhängt, sind die einzelnen Bereiche und die einzelnen Kernkraftwerkstypen unterschiedlich betroffen. Überprüft werden unter anderem die Komponenten des Sekundärkreislaufs von Druckwasserreaktoren und Komponenten nach den Isolationsarmaturen in Siedewasserreaktoren mit dem Ziel, eventuell vorhandene Wandschwächungen frühzeitig zu erkennen. Bei vorhandenen Wandschwächungen werden die entsprechenden Komponenten einer gezielten, intensiven Überprüfung unterworfen und falls nötig rechtzeitig ersetzt. Auch bei nicht offensichtlich vorhandenen Erosionskorrosionsmechanismen werden die Komponenten periodisch überprüft. Damit ist sichergestellt, dass ein unvorhergesehenes Rohrleitungsversagen sehr unwahrscheinlich ist. Zusätzlich zu den EROSKO-Programmen sind die schweizerischen Kernkraftwerksbetreiber verpflichtet, Alterungsüberwachungsprogramme (AÜP) durchzuführen. Das AÜP hat das Ziel, die sicherheitsrelevanten Systeme, Komponenten und Bauwerke bezüglich potenzieller Schädigung durch Alterungsmechanismen systematisch zu bewerten, Lücken in Wiederholungsprüf- und Instandhaltungsprogrammen zu erkennen und Massnahmen zu deren Schliessung festzulegen. Im AÜP werden potenzielle Schädigungsmechanismen (auch Erosionskorrosion), der Informationsrückfluss aus Instandhaltung, Prüfungen und Betriebserfahrungen sowie die Ergebnisse von Kontrollen und Prüfungen zentral zusammengeführt und bewertet. Die Betreiber verfolgen das AÜP systematisch. Es bildet einen Beitrag zum Erhalt des einwandfreien Zustandes und zur Gewährleistung der Funktionsbereitschaft und Integrität der Ausrüstungen. Die HSK verfolgt die Entwicklung der AÜP seit 1991, und die Ergebnisse werden laufend beurteilt. Auf Grund dieser Vorkehrungen – EROSKO und AÜP – kann ein Vorkommnis mit ähnlicher Tragweite wie in Mihama-3 in den schweizerischen Kernkraftwerken mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

## 2.2 Kabelbrand in einer elektrischen Durchführung

Am 16. Mai 2004 trat in einem französischen Kernkraftwerk ein Brand in einer Durchführung von 6.6-kV- und 380-V-Kabeln zwischen dem Elektrogebäude und dem Maschinenhaus auf. Die Anlage befand sich zu diesem Zeitpunkt im Anfahrvorgang nach einem Brennelementwechsel bei einer Leistung von 89%. Es wurde in der Folge der interne Notfall ausgelöst, und auf Verlangen der EDF-Zentrale wurden auch Präventiv-Massnahmen der radiologischen Notfallplanung eingeleitet. Der Kabelbrand konnte mittels der auslösenden Brandmelder auf Kote +5.30 m im Elektrogebäude rasch lokalisiert werden. Um an den Brandherd zu gelangen, musste jedoch erst eine 15 cm dicke Betonwand durchbrochen werden. Zur Brandbekämpfung wurde anfänglich Löschpulver eingesetzt. Nach der Bestätigung durch das Schichtpersonal, dass die Kabel in der betroffenen Durchführung freigeschaltet und spannungslos waren, wurde Löschwasser eingesetzt. Zweieinhalb Stunden nach dem Alarm war der Brand gelöscht.

Der Kabelbrand, bei dem 100 von insgesamt 209 Kabeln beschädigt wurden, hatte wesentliche Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage, obwohl vorwiegend 6.6-kV-Kabel von sicherheitstechnisch nicht wichtigen Ausrüstungen betroffen waren. In derselben Durchführung waren jedoch auch 380-V-Kabel von sicherheitstechnisch wichtigen Kontroll- und Steuerungsfunktionen vorhanden. Dies führte unter anderem zum Ausfall des Prozessrechners und anderer Schutzeinrichtungen. In Übereinstimmung mit den bei diesem Störfall anzuwendenden Vorschriften wurde vom Schichtpersonal die gesamte Stromversorgung der Redundanz A freigeschaltet, nachdem die Stromversorgung der Redundanz B mittels Start des zugeordneten Notstromdiesels gewährleistet war (die Störfallvorschriften verlangen, dass bei Ausfall der Stromversorgung der Redundanz A die externe Stromversorgung von der Redundanz B getrennt wird). Durch die Abschaltung der externen Stromversorgung erfolgte die Kühlung des Reaktors im Naturumlauf. Die Anlage konnte nicht mit der normalerweise anzuwendenden Prozedur abgefahren werden, weil zwei von vier Druckspeichern des Sicherheitseinspeisesystems nicht isoliert werden konnten. Dies erforderte einen Betrieb des Reaktors bei einem Primärdruck von 45 bar und einer Temperatur von 180° C, um das unerwünschte Einspeisen der Druckspeicher bei ei-

nem Druck von 40 bar zu verhindern. Die Abarbeitung der Störfallvorschrift war stark erschwert, weil der Prozessrechner ausgefallen war und das Schichtpersonal anfänglich Schwierigkeiten hatte, die Zugehörigkeit von Kabeln und Systemen zur betroffenen Durchführung zu identifizieren. Im Laufe des Naturumlaufbetriebs des Reaktors sprachen auch die Druckhaltersicherheits- und Abblaseventile dreimal an, weil das Schichtpersonal die Entnahmeleitung des Volumenregelsystems fälschlicherweise schloss, ohne die entsprechende Einspeiseleitung zu isolieren. Neben dem Ausfall sekundärseitiger Kühlwassersysteme waren auch die gesamte Lüftung und Kühlung des Elektrogebäudes ausgefallen, was allerdings zu keinen zusätzlichen Störungen führte. Weil die Operateure im Laufe der Störfallbekämpfung die Turbine in einem zu heissen Zustand abgeschaltet hatten, wurden die Lager von Turbine und Generator zerstört. Der Störfall, der zu keiner Freisetzung von Aktivität führte, wurde vorläufig der Stufe INES 2 zugeordnet.

Die Untersuchung und Auswertung des Vorkommnisses durch die französische Aufsichtsbehörde sowie den Betreiber sind noch nicht abgeschlossen. Trotzdem sind wichtige Fakten zur Ursache des Vorkommnisses bereits heute klar. Als Brandursache konnte eine Überlastung und Überhitzung der 6.6-kV-Kabel der Hauptkühlwasserpumpenmotoren in Verbindung mit Massnahmen zur Verbesserung des Brandschutzes ermittelt werden. Standardmässig sind die 6.6-kV-Kabel der Stromversorgung der Hauptkühlwasserpumpen von Reaktoren der Baulinie PWR-1300 für eine Leistung von 5 MW ausgelegt. Standortspezifische Gegebenheiten haben nun dazu geführt, dass die Hauptkühlwasserpumpen der betroffenen Anlage in Abweichung von der Standardausführung einen Leistungsbedarf von 9 MW aufweisen. Die dadurch erhöhte thermische Belastung der Kabel war im bisherigen Anlagenbetrieb nicht als problematisch aufgefallen. Im Zusammenwirken mit der Realisierung von Brandschutzmassnahmen – die betroffene Kabeldurchführung wurde kurze Zeit vorher so ertüchtigt, dass die Kabelkanäle vollständig geschlossen waren – trat nun jedoch eine lokale Überhitzung auf, weil eine Wärmeabfuhr durch die Abschottung nicht mehr möglich war. Messergebnisse an einer vergleichbaren, nicht feuerresistenten und noch nicht ertüchtigten Durchführung im Block 1 am selben Standort zeigten eine Kabeltemperatur von 96° C, was die Brandursache im Block 2 bestätigte.

Im Zusammenhang mit diesem Vorkommnis wurden auf Grund der vorläufigen Untersuchungsergebnisse folgende Erkenntnisse gewonnen:

- Die Reaktoren mit einer Leistung von 1300 MW<sub>e</sub> sind grundsätzlich standardisiert, weisen aber je nach Standort spezifische Gegebenheiten auf. Solche standortspezifische Unterschiede, wie zum Beispiel der praktisch doppelt so hohe Leistungsbedarf der Kühlwasserpumpen im vorliegenden Fall, müssen systematisch gesucht, erkannt und deren Konsequenzen auf den Anlagenbetrieb im Detail analysiert werden.
- Der Einfluss von Änderungen auf die Sicherheit der Anlage muss umfassend analysiert werden. So haben z. B. im vorliegenden Fall Massnahmen zur Verbesserung des Brandschutzes zu einem Brand geführt.
- Die Dokumentation, aus der die direkte Zuordnung von Kabeln zu den Durchführungen hervorgeht, war am Kraftwerkstandort nicht vorhanden. Es waren Rückfragen bei der EDF-Zentrale erforderlich, was zu Verzögerungen bei der Abarbeitung der Störfallvorschriften geführt hat.
- Das Ereignis führte zur Erkenntnis, dass bei einem Brand von Kabeln sicherheitstechnisch nicht wichtiger Ausrüstungen die Sicherheit der Anlage wesentlich beeinträchtigt werden kann. Das aufgetretene Szenarium war in der entsprechenden Brand-PSA nicht modelliert. Dies wird im Rahmen der vollständigen Untersuchungen des Vorkommnisses erfolgen.

Aus dem Vorkommnis lässt sich primär die Lehre ziehen, dass die Auswirkungen von Anlageänderungen – im vorliegenden Fall die dichte Abschottung von Brandabschnitten – einer vertieften Sicherheitsüberprüfung unterzogen werden müssen. Dabei sind die potenziell nachteiligen Auswirkungen der Änderung zu untersuchen. Diesem Grundsatz wurde bei der Erstellung von Richtlinien durch die schweizerische Aufsichtsbehörde Rechnung getragen. Die Richtlinie HSK-R-35, in der das Aufsichtsverfahren bei Änderungen von Systemen in Kernkraftwerken geregelt ist, verlangt als Teil der Dokumentation der Hierarchiestufe S1 ausdrücklich eine Sicherheitsüberprüfung des Änderungsvorhabens. Die dabei zu berücksichtigenden Kriterien und die zu prüfenden Einflussfaktoren der vorgesehenen Änderung sind in dieser Richtlinie spezifiziert und werden von der HSK überprüft und freigegeben. Durch diese Vorkeh-

rungen kann mit hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden, dass Anlageänderungen zu signifikanten Beeinträchtigungen der nuklearen Sicherheit führen.

### 2.3 Abweichung von der Spezifikation bei Befestigungen von Pumpen und Motoren sicherheitstechnisch wichtiger Systeme

Bei Instandhaltungsarbeiten an einer Sicherheitseinspeisepumpe des Not- und Nachkühlsystems in einer deutschen Druckwasseranlage wurde im März 2004 festgestellt, dass im Grundrahmen des Motors vorgesehene Stifte fehlten; der Pumpenantrieb war nur mit den Befestigungsschrauben auf dem Grundrahmen befestigt. Die Stifte waren ursprünglich gesetzt worden, damit die horizontalen Lasten bei Einwirkung von aussen, beispielsweise bei Erdbeben, sicher abgetragen werden können. Eine erste Überprüfung ergab, dass an allen Antrieben der Sicherheitseinspeisepumpen die Verstiftung fehlte. Spätere Kontrollen ergaben auch fehlende Stifte an den Motoren der Nachkühlpumpen, der Pumpen des Brennelementlager-Kühlsystems, des Zwischenkühlkreislaufs und der Nebenkühlwassersysteme. Auch die Befestigungen von Notstromdieselgeneratoren waren nicht den Montagespezifikationen entsprechend ausgeführt. Da auf Grund der Befunde vom Betreiber nicht ausgeschlossen werden konnte, dass die oben erwähnten Lastfälle von den Befestigungen nicht sicher abgetragen werden können, wurde die Anlage, die sich im Leistungsbetrieb befand, vorsorglich abgefahren.

Die betroffenen Pumpen bzw. deren Antriebe gehören zur Nachkühlkette, die neben dem Not- und Nachkühlsystem auch die Zwischenkühl- und Nebenkühlwassersysteme einschliesst. Die sicherheitstechnisch wichtigen Funktionen der Notkühlung und Nachwärmeabfuhr waren für interne Auslegungsstüpfälle, z. B. für Kühlmittelverlust, durch die fehlenden Stifte nicht beeinträchtigt. Gemäss den behördlichen Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke müssen die Sicherheitssysteme jedoch auch bei Einwirkung von aussen, wie Erdbeben, die sichere Nachwärmeabfuhr gewährleisten, wofür sie auszulegen sind. Zur Gewährleistung der Standsicherheit bei Erdbeben wurden die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten neben den Befestigungsschrauben auch mittels Stiften mit dem Grundrahmen

fixiert. Die Untersuchung des Vorkommnisses ergab, dass die Stifte teilweise seit über zehn Jahren fehlten. Die Abweichung von den Montagespezifikationen wurde begünstigt durch das angewendete Instandhaltungsverfahren. Die Antriebe der betroffenen Pumpen wurden jeweils im zyklischen Austauschverfahren revidiert. Der zu revidierende Motor wurde jeweils durch ein Ersatzaggregat ausgetauscht und in der Werkstatt instand gestellt. Da die im Grundrahmen gesetzten Stifte jedoch nicht mehr zu den Bohrungen der Ersatzaggregate passten, wurden die Stifte entfernt. Nachrechnungen ergaben, dass mit Ausnahme eines Pumpenmotors alle anderen Befestigungen den Lastfall «Einwirkung von aussen» trotz fehlender Stifte abtragen konnten. Das Vorkommnis wurde als INES 1 eingestuft.

Als Hauptursache des Vorkommnisses wurden Mängel im Qualitätsmanagement des Betreibers festgestellt. Die langjährigen Abweichungen von den Instandhaltungsvorschriften konnten mittels des installierten Qualitätssicherungssystems nicht identifiziert werden. Ein Grund war aber auch ein möglicher Know-how-Verlust des Instandhaltungspersonals, das über die sicherheitstechnische Bedeutung der Stifte nicht ausreichend durch Dokumentation oder Ausbildung informiert war. Zudem wurde beim Instandhaltungspersonal die fehlende hinterfragende Grundhaltung (lack of questioning attitude) in dem Sinne bemängelt, dass die ursprünglich vorhandenen Stifte entfernt wurden, ohne entsprechende Abklärungen durchzuführen.

Das Vorkommnis zeigt aus der Sicht der HSK einmal mehr die Notwendigkeit eines umfassenden Qualitätsmanagementsystems der Kernkraftwerkbetreiber. Dabei müssen die angewendeten Prozesse und Abläufe so detailliert ausgestaltet und dokumentiert sein, dass eine Abweichung von einem spezifizierten Zustand mit sicherheitstechnischer Bedeutung (Sollzustand), wie im vorliegenden Fall, rechtzeitig erkannt und korrigiert werden kann. Von wesentlicher Bedeutung für die nukleare Sicherheit ist aber auch eine hohe Fachkompetenz des Instandhaltungspersonals. In der Schweiz werden die QM-Systeme der Kraftwerksbetreiber regelmässig durch die HSK mittels Inspektionen sowie anlässlich von periodischen Sicherheitsüberprüfungen hinsichtlich der Erfüllung nuklearer Standards überprüft. Wichtige Erkenntnisse stammen auch aus der Auswertung interner oder externer Vorkommnisse durch Betreiber und Behörde, was zu Verbesserungen der QM-Systeme der Kernanlagen führen kann. Auch die Ausbildung des

Personals wird durch die HSK beaufsichtigt, indem sie verfolgt, mit welchen Prozessen die Betreiber von Kernkraftwerken und anderer Kernanlagen in ihren Managementsystemen die Kompetenz des Personals sicherstellen. Beim Instandhaltungspersonal wird der Wissenstransfer bei den Betreibern neben der Ausbildung auch dadurch erhöht, dass beispielsweise Stellen bei anstehenden Pensionierungen über einen gewissen Zeitraum doppelt besetzt werden, um den erforderlichen Know-how-Transfer gewährleisten zu können.

Zusätzlich beurteilt die HSK bei meldepflichtigen Vorkommnissen, wie weit diese auf Kompetenzmängel zurückzuführen sind und ob bestimmte Ausbildungsmaßnahmen erforderlich sind. Dabei beachtet sie insbesondere auch den technischen und organisatorischen Kontext, in welchem das Personal handelt. Die HSK nimmt durch ihre Mitarbeit in internationalen Gremien, welche sich mit Fragen der Ausbildung und Qualifikation des Personals von Kernanlagen beschäftigten, aktiv an der Weiterentwicklung dieses Wissensstandes teil.

## 2.4 Ionenaustauscherharze im Primärkreislauf eines Druckwasserreaktors

Im Januar 2004 wurde ein französischer Druckwasserreaktor mit 900 MW<sub>e</sub> Nennleistung im Streckbetrieb gefahren, was ab Ende Januar 2004 eine weitere Verminderung der Borkonzentration im Primärkreislauf erforderlich machte. Zu diesem Zweck sollte eine Entborierung mittels Borentzug durch Ionenaustauscherharze durchgeführt werden. Vor diesem Betriebsvorgang war das Spülen des entsprechenden Mischbettfilters erforderlich, damit keine Verunreinigungen und kein Bor in den Primärkreislauf gelangen konnten. Bei der Bereitstellung der Ventile des Chemie- und Volumenregelsystems (CVC) für den Spülvorgang blieb eine Armatur fehlerhaft in geschlossenem Zustand. Dies führte zur Blockierung des vorgesehenen Spülpfades und zu einer Druckerhöhung in den Rohrleitungen und im Mischbettfilter, das über ein Sicherheitsventil gegen Drucküberlastung abgesichert war. Durch die sich einstellende Durchströmung des Mischbettfilters von der falschen Seite wurden Ionenaustauscherharze aus dem Mischbettfilter über das durch den Druckanstieg geöffnete Sicherheitsventil in den Volumenausgleichsbehäl-



ter gespült und von dort über die laufende Hochdruck-Förderpumpe in den Primärkreis gefördert. Auf diesem Wege gelangte eine Menge von ca. 300 Liter Harzen vorerst unbemerkt in den Primärkreislauf. Kurz nach diesem Vorgang wurde festgestellt, dass der Sperrwasserdurchfluss zu den Dichtungen der Hauptkühlmittelpumpen (HKMP) wegen eines verstopften Filters gegen Null tendierte (die Sperrwasserversorgung der HKMP erfolgt ebenfalls über die Hochdruck-Förderpumpen). Die Umschaltung auf das parallele Reservefilter brachte nur für kurze Zeit Abhilfe; in der Folge wurden diese Filter mehrmals gereinigt und ersetzt. Später machten sich Fluktuationen in der Sperrwasserleckagemenge einer HKMP bemerkbar. Die Leckagemenge nahm schliesslich zu und näherte sich dem Grenzwert für die Schutzabschaltung der HKMP. Die Anlage wurde in die Betriebsart «hot standby» gefahren. Kurze Zeit später fiel die HKMP auf Grund zu hoher Sperrwasserleckagemenge aus. Daraufhin wurde die Anlage in den kalten Zustand abgefahren, und die Auswirkungen des Eintrags der Ionenaustauscherharze in den Primärkreislauf wurden untersucht. Dabei zeigte sich folgendes Schadensbild:

- Funktionsprüfungen mit den Steuerstäben ergaben, dass 20 von insgesamt 48 Abschalt- und Regelstäben ihre Funktion nicht mehr voll erfüllten. Sie erreichten bei Anforderung nicht die untere Endlage. Die Ionenaustauscherharze waren auf Grund ihrer geringen Korngrösse von <1 mm in das Steuerstabantriebssystem gelangt und verhinderten dessen ordnungsgemässe Funktion. Nach umfangreichen Reinigungsarbeiten von vier Monaten Dauer zeigten erneute Tests, dass immer noch neun Steuerelemente nicht korrekt funktionierten.
- Eine Inspektion der Hochdruckförderpumpe zeigte, dass die Pumpenwelle am hydrostatischen Lager festgefressen war. Die Harze hatten Strömungspfade der Gleitringdichtung verstopft, was zu einer Überhitzung des Lagers führte. Dieser Schaden wurde erst entdeckt, nachdem sich die Hochdruckförderpumpe bei Anforderung nicht mehr einschalten liess.
- Es wurden Harze in den Dichtungen und Lagern der Hauptkühlmittelpumpen gefunden. Nachdem die Filter der Sperrwasserversorgung durch die Harze verstopft worden waren, gelangte ungefiltertes, mit Harzen verunreinigtes Primärkreislaufwasser ins Kühl- und Sperrwassersystem der HKMP.

- Die Leitungen des nuklearen Probeentnahmesystems waren verstopft. Es war während fünf Tagen nicht möglich, die Borkonzentration im Primärkreislauf mit diesem System zu messen.

- Es wurden auch Ionenaustauscherharze am Reaktordruckbehälter-Boden sowie in den Reaktordruckbehälter-Durchführungen und -messleitungen gefunden. Es waren Bereiche betroffen, die nur schwierig mittels Spülen zu reinigen waren.

Neben diesen realen Auswirkungen wurden von der Aufsichtsbehörde auch die potenziellen Auswirkungen des Vorkommnisses untersucht. Es wurde eine signifikante Risikoerhöhung ermittelt, bedingt durch folgende drei Faktoren:

- Erhöhtes Risiko des Versagens der Reaktorschnellabschaltung auf Grund der Harze im Steuerstabantriebssystem.

- Hohe Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der Hochdrucksicherheitseinspeisung auf Grund eines Lagerschadens aller Hochdruckförderpumpen (die Hochdruckförderpumpen erfüllen in dieser Anlage auch die Funktion der Hochdrucksicherheitseinspeisung).

- Höhere Wahrscheinlichkeit des Auftretens eines Kühlmittelverluststörfalls, ausgelöst durch ein Versagen der Hauptkühlmittel-Pumpendichtungen.

Zur Behebung der durch den Harzeintrag verursachten Schäden an den Komponenten und zur Reinigung des Primärkreislaufs waren mehr als fünf Monate erforderlich. Diese Arbeiten waren mit einer erheblichen Strahlenbelastung des Personals verbunden. Obwohl nicht sämtliche Ionenaustauscherharze entfernt werden konnten, wurde die Anlage im Juli 2004 wieder angefahren. Vor und während des Anfahrvorgangs wurden umfangreiche Tests durchgeführt, die keine Hinweise auf eine Beeinträchtigung des sicheren nuklearen Betriebs ergaben. Auch die möglichen chemischen Auswirkungen des Harzeintrags wurden untersucht. Die Sicherheitsbehörde gelangte dabei zur Auffassung, dass mittelfristig – für einen Betriebszyklus – mit keinen negativen Auswirkungen zu rechnen ist. Die bei der Zersetzung der Harze zu erwartende Freisetzung von korrosionsfördernden Elementen und deren langfristige Auswirkungen hinsichtlich Spannungsrissskorrosion werden jedoch noch eingehend analysiert.

Ursachen des Vorkommnisses waren ein Auslegungsfehler in Verbindung mit einem Operateurfehler. Ursprünglich waren die Mischbettfilter dieses Anlagentyps nicht mit einem Sicherheitsventil ausgerüstet. Nachdem aber die Betriebserfahrung und auch Systemanalysen gezeigt hatten, dass bei bestimmten Systemkonfigurationen ein unzulässiger Druckaufbau möglich ist, wurden die Mischbettfilter dieses Anlagentyps mit einem Sicherheitsventil ausgerüstet. Dessen Abblaseleitung wurde zum Volumenausgleichsbehälter geführt. Diese Rohrleitungsführung hatte den Vorteil, dass beim Abblasevorgang freigesetzte Aktivität sowie Edelgase wieder in den Primärkreislauf zurückgeführt wurden. Dass eine direkte Verbindung vom Mischbettfilter in den Primärkreis geschaffen wurde, wurde nicht als problematisch erkannt.

Der mit der Ausführung des Spülens der Mischbettfilter beauftragte erfahrene Operateur delegierte die Arbeit aus Prioritätsgründen an einen weniger erfahrenen Operateur. Dieser bereitete den Arbeitsgang anhand des Betriebshandbuches (BHB) vor, hatte aber aus nicht näher angegebenen Gründen Probleme mit den Angaben in der Betriebsvorschrift. In Abweichung vom BHB wurde anhand des Systemschaltplans des Chemie- und Volumenregelsystems eine Ventilkonfiguration erarbeitet, die den Harzausspülvorgang aus dem Mischbettfilter erlauben sollte. Diese Ventilkonfiguration wurde von zwei weiteren Operateuren unabhängig überprüft und als geeignet beurteilt. Dabei wurde übersehen, dass sich ein Ventil in der Grundstellung «Zu» befand, was zum Druckaufbau, zur Durchströmung des Mischbettfilters von der falschen Richtung und zur Mobilisierung der Harze führte.

Bemerkenswert an diesem Vorkommnis ist, dass – neben der Operateurfehlhandlung – als eigentliche, das Ereignis ermöglichende Ursache die Implementierung einer Systemmodifikation zur Behebung eines Auslegungsfehlers zum Vorkommnisablauf massgeblich beitrug. Die fehlende Druckabsicherung der Mischbettfilter im CVC-System wurde als problematisch erkannt und die Installation von Sicherheitsventilen als notwendig erachtet. Die potenziellen Auswirkungen dieser Systemänderung wurden jedoch nicht umfassend analysiert. Insbesondere die Rohrleitungsführung der Abblaseleitung des Sicherheitsventils mit einer direkten Verbindung zum Primärkreislauf wurde nicht kritisch genug hinterfragt. Aus heutiger Sicht kann festgestellt werden, dass die Massnahmen zur Behebung eines

Auslegungsfehlers zu einem weiteren Auslegungsfehler geführt haben. Die Freisetzung von Ionenaustauscherharzen in den Primärkreislauf war jedoch nur möglich, weil der mit der Planung und Ausführung der erforderlichen Schalthandlungen beauftragte Operateur auf Grund von Unklarheiten von den Vorgaben des BHB abwich und sich selber eine Ventilstellungsliste anhand des CVC-Systemschaltplans zusammenstellte. Das Vorkommnis zeigt, dass von den Anforderungen des BHB grundsätzlich nicht abgewichen werden soll. Die Angaben im BHB berücksichtigen die zum Teil langjährige Betriebserfahrung und bilden zusammen mit den Technischen Spezifikationen die Grundlage für den sicheren Betrieb der Anlage. Nicht zuletzt zeigt das Vorkommnis auch, dass eine einzige Operateurfehlhandlung beträchtliche Auswirkungen auf die Sicherheit und Verfügbarkeit eines Kernkraftwerkes haben kann. Es ist in der internationalen Betriebserfahrung kein anderer Fall bekannt, wo eine einzelne Armaturenfehlstellung zu solch gravierenden Auswirkungen geführt hat.

Die entsprechenden Systeme in den Schweizer Druckwasserreaktoren haben entweder keine Sicherheitsventile an den Mischbettfiltern mit Verbindung zum Volumenausgleichsbehälter oder erlauben aus systemtechnischen Gründen keine Durchströmung der Mischbettfilter von unten bzw. es sind Absicherungsmaßnahmen gegen Harzaustrag (Harzfänger) vorhanden.

## 2.5 Deformation eines Brennelementes beim Brennelementwechsel

Während der Abstellung zum Brennelementwechsel im April 2004 wurden in einem chinesischen Kernkraftwerk unter anderem auch Softwareänderungen an der Steuerung der Brennelement-Wechselmaschine durchgeführt. Dadurch sollte der Be- und Entladevorgang der Brennelemente (BE) optimiert werden. Im Laufe des Beladevorgangs – es wurde gerade das Brennelement #126 in den Teleskoparm gezogen – führte der die BE-Wechselmaschine bedienende Operateur einen so genannten «Lampentest» durch. Dabei wird überprüft, ob alle Lampen zur Signalisierung von Tätigkeiten, Stellungen oder Alarmen an der Konsole der BE-Wechselmaschine ordnungsgemäss funktionieren. Unmittelbar nach Einleitung des Lampentests setzte sich die Brücke der Wechselmaschine unkontrolliert in Bewegung. Dabei wurde das BE #126, das noch nicht vollständig eingezogen war, stark deformiert. Die Hüllrohre der

Brennstäbe des BE blieben trotz der Deformation intakt, sodass keine Aktivität freigesetzt wurde. Das Vorkommnis wurde von der chinesischen Aufsichtsbehörde als INES 1 eingestuft.

Als Ursache des Vorkommnisses wurden Programmierfehler bei der Softwareänderung der Steuerung der BE-Wechselmaschine festgestellt. Diese Programmierarbeiten wurden von einer Fremdfirma durchgeführt. Die Programmierfehler wirkten sich in einer Weise aus, dass bei der Initialisierung des Lampentests alle zur Vermeidung von BE-Schäden vorgesehenen Verriegelungs- und Schutzfunktionen der Steuerung beeinträchtigt wurden. Eine umfassende Überprüfung der Steuerung der BE-Wechselmaschine zeigte, dass dem «Fail-Safe»-Prinzip und der Wirksamkeit von Schutzverriegelungen beim Design der Steuerung nicht die erforderliche Beachtung geschenkt worden war. Zudem war die Qualitätssicherung des Lieferanten nicht ausreichend wirksam, und die Auswirkungen der Softwareänderung waren unzureichend getestet worden. In der Ursachenanalyse zeigte sich auch, dass der Betreiber die Arbeiten des Lieferanten nicht mit der erforderlichen Tiefe überprüft hatte. Vor allem zeigten sich Lücken in der Verifikation der Qualitätssicherungsprogramme bei Softwareprogrammierungen von Lieferanten. Dieser Umstand führte denn auch zur Klassierung INES 1 dieses für die nukleare Sicherheit weniger bedeutenden Vorkommnisses.

Das Ereignis zeigt einmal mehr, dass die Kontrolle und Überwachung der Arbeiten von Fremdfirmen oder Lie-

feranten eine wichtige Aufgabe des Betreibers ist, da er die Verantwortung für die Sicherheit der Kernanlage trägt. In der Schweiz erfordern Änderungen an Brennelement-Handhabungseinrichtungen eine Freigabe der HSK, und das entsprechende Verfahren ist in Richtlinien festgelegt. Dabei muss der Betreiber die Qualitätskontrolle wahrnehmen. Abhängig von der sicherheitstechnischen Bedeutung und vom Umfang des Änderungsvorhabens bewertet die HSK die dokumentierten Erfahrungen und Ergebnisse des Qualitätsmanagements, wobei sie auch Experten beiziehen kann. Das Verfahren hat sich beispielsweise bei Projekten, wie dem Ersatz der gesamten Sicherheitsleittechnik eines Kernkraftwerkes, bewährt.

Da sich international ein Trend abzeichnet, vermehrt Tätigkeiten auszulagern, die nicht zum Kerngeschäft «Betrieb eines Kernkraftwerkes» gehören, gewinnt die Thematik der Qualitätskontrolle von Fremdfirmen an Aktualität. Die Frage, wie Betreiber die Lieferanten und Fremdfirmen überwachen, wurde daher für viele Behörden und auch für die zuständigen Gremien der IAEA und NEA zu einem wichtigen Thema. Die HSK hat beschlossen, im Jahre 2005 schwerpunktmässig Inspektionen zum Thema «Einsatz von Fremdfirmen in den Kernkraftwerken» durchzuführen. Dabei sollen anhand der Organisation und der QM-Prozesse in den schweizerischen Kernkraftwerken Einsatz, Steuerung, Kontrolle und QM der Fremdfirmen sowie der allenfalls erforderliche Know-how-Transfer zu diesen Firmen überprüft werden.

# 3. Internationale Zusammenarbeit

Eng verbunden mit der **nuklearen regulatorischen Sicherheitsforschung** ist die **internationale Zusammenarbeit**. Gestützt auf Art. 86 KEG nehmen zahlreiche Mitarbeiter der HSK Einsitz in internationalen Fachgruppen und Fachgremien. Sie beteiligen sich an der Harmonisierung der Grundlagen für die Aufsicht und nehmen am internationalen Erfahrungsaustausch teil.



Bild 11: Sitz der IAEA in Wien Quelle: Dean Calma / IAEA

## 3.1 Multilaterale Zusammenarbeit

### 3.1.1 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 Mitgliedstaaten geleitet und richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit, die Sicherung und die Überwachung aus. Die HSK ist intensiv an der Entwicklung der Safety Standards 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 (vgl. Kapitel 4).

#### Die Safety Standards der IAEA

Es ist anzustreben, dass das Sicherheitsniveau der Kernanlagen einen weltweit vergleichbaren Stand hat. Dieses international notwendige Niveau wird von der IAEA erarbeitet und vorgegeben. Da die 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 Regelwerk umfassend überarbeitet und ergänzt. Die Safety Standards der IAEA sind wie in Bild 12 dargestellt in drei Stufen unterteilt.

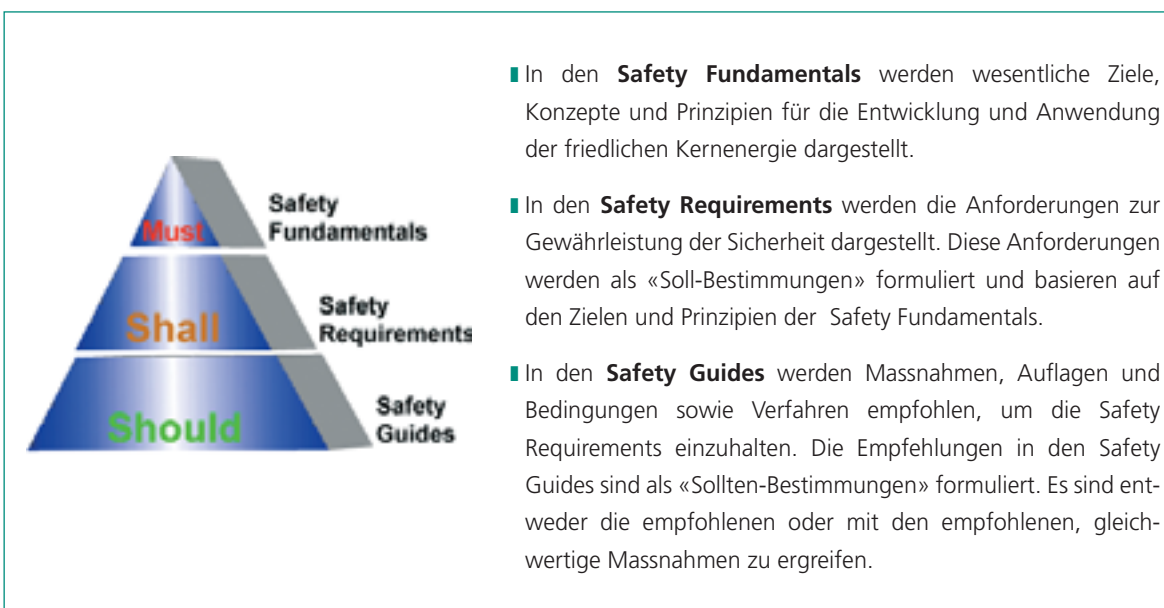
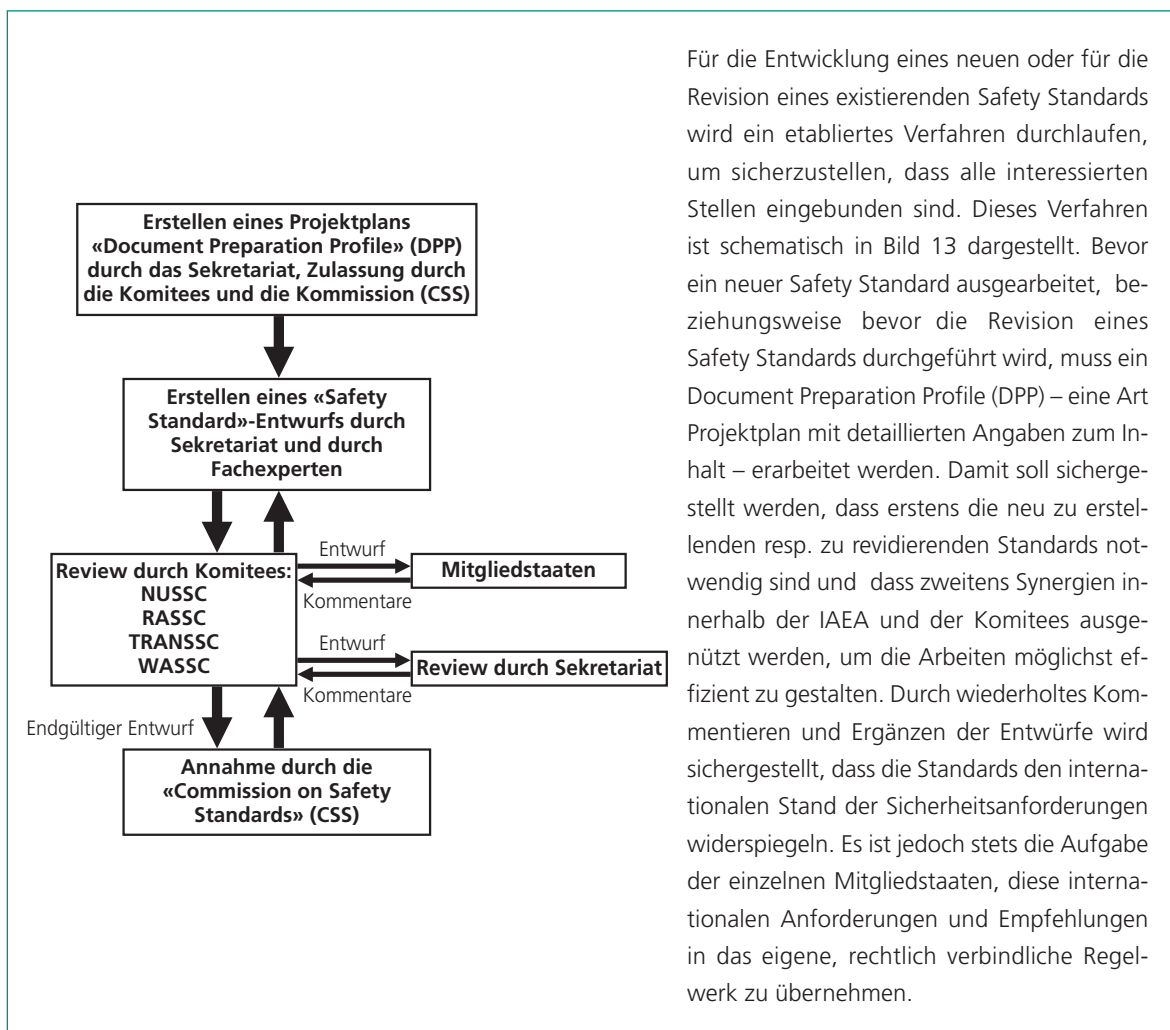


Bild 12: Die drei Stufen der IAEA Safety Standards

Die Safety Standards der IAEA umfassen alle Themenbereiche der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die IAEA-Website <http://www-ns.iaea.org/standards/> gibt dazu einen umfassenden Überblick. Die Safety Standards werden von den Mitgliedsländern der IAEA entwickelt und verabschiedet. Dazu hat die IAEA eine spezielle Kommission, die Commission on Safety Standards (CSS), gebildet. Der CSS sind insgesamt vier Komitees zugeordnet, die für die einzelnen Themen die spezifischen Anforderungen (Safety Requirements) und Ausführungs-Richtlinien (Safety Guides) zusammen mit der IAEA erarbeiten. Diese Komitees bestehen jeweils aus Experten der Mitgliedsländer, vorwiegend sind es 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 «Transport 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, TRANSSC vertreten. Die Schweizer Vertretung in der NUSSC wird zurzeit von einem Mitarbeiter des Kernkraftwerks Beznau wahrgenommen.



Für die Entwicklung eines neuen oder für die Revision eines existierenden Safety Standards wird ein etabliertes Verfahren durchlaufen, um sicherzustellen, dass alle interessierten Stellen eingebunden sind. Dieses Verfahren ist schematisch in Bild 13 dargestellt. Bevor ein neuer Safety Standard ausgearbeitet, beziehungsweise bevor die Revision eines Safety Standards durchgeführt wird, muss ein Document Preparation Profile (DPP) – eine Art Projektplan mit detaillierten Angaben zum Inhalt – erarbeitet 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. Durch wiederholtes Kommentieren und Ergänzen der Entwürfe wird sichergestellt, dass die Standards den internationalen Stand der Sicherheitsanforderungen widerspiegeln. Es ist jedoch stets die Aufgabe der einzelnen Mitgliedstaaten, diese internationalen Anforderungen und Empfehlungen in das eigene, rechtlich verbindliche Regelwerk zu übernehmen.

Bild 13: Verfahren zur Verabschiedung von IAEA Safety Standards

Im Jahre 2004 wurden folgende wichtige Safety Standards verabschiedet:

- DS 161: «Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance»:

Durch die DS 161 sind die Anforderungen an die Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen international festgeschrieben worden. Die HSK hat bei der Erarbeitung und insbesondere bei der Festlegung der entsprechenden Grenzwerte intensiv mitgearbeitet und sich dabei auf die 2002 in Kraft gesetzte Richtlinie HSK-R-13 abstützen können.

- DS 313: «Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants»:

Auch bei der Erarbeitung dieses Standards hat die HSK massgeblich mitgewirkt und konnte die modernen Grundsätze des Strahlenschutzes – wie das Optimierungsprinzip – einbringen. Die HSK vertrat die Position, dass für schwere Unfälle kein Dosisgrenzwert festgeschrieben werden soll. Ebenso wurde auf Vorstoss der HSK und des ICRP-Vertreters der vorgesehene Grenzwert für eine Kollektivdosis gestrichen, da er dem Grundsatz der Strahlenschutzoptimierung widerspricht.

- DS 62: «Strategies for Environmental and Sources Monitoring for Public Protection Purposes»

- DS 343: «Categorization of Radioactive Sources»

- TS-R-1, 1996 Edition (as amended 2005): «Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material»

Hervorzuheben ist, dass im Bereich der Qualitätssicherung und -kontrolle das 1996 veröffentlichte Basisdokument der IAEA, die Safety Series No. 50-C/SG-Q, überarbeitet und durch die Aspekte eines «**T**otal **Q**uality **M**anagement Systems» ergänzt wird. Es wird daher eine Reihe von themenspezifischen TQM-Guides erstellt. Als übergeordnetes Basisdokument ist die DS 338 «Management Systems for the Safety of Facilities and Activities involving the use of Ionising Radiation» in Arbeit. Die HSK ist bei der Ausarbeitung der Safety Guides im Bereich Managementsystem aktiv beteiligt und kann dabei aus eigener Erfahrung mit der Entwicklung ihres Managementsystems profitieren und somit massgebende Beiträge zu den entsprechenden IAEA-Standards liefern.

Im Jahre 2004 wurden eine Reihe von Document Preparation Profiles (DPPs) freigegeben. Dazu gehören unter anderem:

- DS 340: «Radiation Protection and Radioactive Waste Management in the Design and Operation of Research Reactors»

- DS 348: «Safety Assessment and Verification, Safety Requirements»

- DS 349: «Management Systems for Nuclear Facilities»

- DS 350: «Core Management and Fuel Handling for Research Reactors»

- DS 353: «Radioactive Waste Management, Safety Requirements»

- DS 354: «Disposal of Radioactive Waste, Safety Requirements»

- DS 352: «Safe Management of Waste Containing Naturally Occurring Radioactive Material (NORM)»

### Convention on Nuclear Safety (CNS)

Die Schweiz hat das internationale Übereinkommen über die nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety) im Oktober 1995 unterschrieben und im September 1996 ratifiziert. Ziel dieses Übereinkommens ist es, in den Unterzeichnerstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit zu erreichen und zu erhalten, um Mensch und Umwelt vor Strahlenschäden zu schützen und Unfälle in Kernkraftwerken mit Austritt von Radioaktivität zu vermeiden. Die Vertragspartner haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden. Deren Einhaltung wird alle 3 Jahre anlässlich einer internationalen Tagung bei der IAEA überprüft. Die beiden ersten Tagungen fanden 1999 und 2002 statt.

Die dritte Überprüfungstagung findet im April 2005 in Wien statt. Das Eidgenössische Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) hat Anfang September 2004 dem Sekretariat der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) in Wien den dritten Schweizer Statusbericht zum internationalen Übereinkommen über die nukleare Sicherheit eingereicht. Der Bericht wurde durch die HSK erstellt. Er legt dar,

wie die Verpflichtungen des Übereinkommens in der Schweiz erfüllt werden. Darin wird festgestellt, dass die Schweiz die Inhalte des Übereinkommens in der Praxis erfüllt. Die Schweiz wird auch in Zukunft die Ziele der Convention on Nuclear Safety mit Entschlossenheit weiterverfolgen und ihren Beitrag zur nuklearen Sicherheit leisten und sich wie bisher am internationalen Stand von Wissenschaft und Technik orientieren.

Der Schweizer Statusbericht zur Convention on Nuclear Safety ist auch auf dem Internet auf der Website der HSK ([www.hsk.ch](http://www.hsk.ch)) in englischer Sprache abrufbar. Weitere Informationen zur Convention on Nuclear Safety sind auch bei der IAEA unter <http://www-ns.iaea.org/conventions/> verfügbar.

Für die dritte Konferenz der IAEA in Wien zur Überprüfung der Einhaltung der Convention on Nuclear Safety stellt die Schweiz einen Fragenkatalog an die ihr zugewiesene Ländergruppe zusammen. Sie wird ihrerseits die an sie gerichteten Fragen zum Schweizer Bericht beantworten.

### 3.1.2 Organization for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)

Die Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (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, der Strahlenschutz und Fragen zur Entsorgung radioak-

tiver Abfälle. Die HSK ist in allen drei Fachgebieten aktiv beteiligt. Die OECD/NEA unterstützt zudem eine Reihe von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Komitees: Das erste (CNRA) beschäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen zur nuklearen **Aufsicht**, das zweite (CSNI) vor allem mit Forschungsthemen im Bereich der nuklearen **Sicherheit**. Beide Kommissionen haben eine Reihe von Arbeitsgruppen und spezielle «Task Groups», die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden.

Im Bereich Strahlenschutz ist das «Committee on Radiation Protection and Public Health» (CRPPH) mit den Gruppen INEX und ISOE aktiv, und im Bereich Entsorgung arbeitet das «Radioactive Waste Management Committee» mit den Gruppen FSC, IGSC und WPDD.

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

### 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 Themen, die für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet es Themen ab, die in «Task Groups» vertieft untersucht werden. Diese Task Groups erstatten zuhanden der CNRA Bericht und veröffentlichen ihre Arbeiten. Diese Arbeiten reflektieren den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik.

Die CNRA hat zwei ständige Arbeitsgruppen: die «Working Group on Inspection Practices» (WGIP) und die «Working Group on Public Communication» (WGPC). Die HSK ist in beiden Arbeitsgruppen engagiert.

Nachfolgend sind einige besonders erwähnenswerte Arbeiten der CNRA, ihrer Arbeitsgruppen und «Task Groups» aus dem Jahr 2004 aufgeführt:

■ «Regulatory Efficiency and Effectiveness»: Es wurde erkannt, dass Aufsichtsbehörden den heutigen Herausforderungen nur dann gerecht werden können, wenn ihre Arbeitsweise einerseits effizient ist und

wenn sie sich andererseits auf die wirklich sicherheitsrelevanten Themen konzentriert (effektiv ist). Über die Vorgehensweise zur Messung von Effizienz und Effektivität wurde der Bericht «Direct Indicators of Nuclear Regulatory Efficiency and Effectiveness» veröffentlicht.

- «Regulatory Use of Performance Indicators»: Die Frage, inwiefern Betriebsindikatoren («Performance Indicators») der Kernanlagen relevante Aussagen über deren Sicherheitsstatus geben, ist das zentrale Thema der entsprechenden CNRA Task Group. Diese Fragestellung ist insofern wichtig, als sie eine Aussage über die Nützlichkeit der heute verwendeten Indikatoren macht.
- «Regulatory Decision Making»: Die HSK hatte in der entsprechenden CNRA Task Group den Vorsitz inne und konnte die Arbeit massgeblich gestalten. Die Expertengruppe erarbeitete einen Entscheidungsfindungsprozess mit einer strukturierten Vorgehensweise und mit einer klaren und vollständigen Dokumentation aller Entscheidungsschritte. Besonderes Augenmerk wurde dabei der Berücksichtigung unvollständiger Information gegeben und wie damit im Entscheidungsprozess umzugehen ist. Der von der Gruppe erarbeitete Bericht wird 2005 veröffentlicht.
- «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 zentraler Bedeutung. Dazu wurden in der WGPC unterschiedliche Beispiele der einzelnen Länder aus der Vergangenheit besprochen und Lehren daraus gezogen.

### **Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)**

Das CSNI ist für die sicherheitstechnischen Aspekte von Auslegung, Bau und Betrieb bestehender Kernanlagen zuständig. Es ist ein internationales Forum zum Austausch von technischen Informationen und für die Zusammenarbeit in den Bereichen Forschung, Entwicklung, Ingenieurwesen und Aufsicht mit dem Ziel, die Mitgliedstaaten auf dem Stand der Entwicklungen im Bereich der nuklearen Sicherheit zu halten. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik in ausgewählten Themenbereichen der nuklearen Sicher-

heit und erstellt darüber «state-of-the-art»-Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen gemeinsamen Interesses. Das CSNI tagt zweimal pro Jahr, diskutiert aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das Arbeitsprogramm wird hauptsächlich in den permanenten Arbeitsgruppen (Working Groups, WG) und den Expertengruppen (Special Expert Groups, SEG) des CSNI bestritten. Workshops, «state-of-the-art»-Berichte, internationale Standardprobleme (International Standard Problems, ISP) und Experimente zur Validierung von Computercodes sind typische Arbeitsmethoden des CSNI. Sie dienen gleichermassen der Projektabwicklung und der Verbreitung von Ergebnissen.

2004 hat das CSNI zusammen mit dem CNRA einen gemeinsamen strategischen Plan verabschiedet. Ausgehend von den aktuellen Herausforderungen im Bereich der nuklearen Sicherheit beschreibt der Plan gemeinsame strategische Ziele und Schwerpunkte sowie die Mandate beider Komitees. Zur Förderung der Zusammenarbeit von CSNI und CNRA werden ausgewählte Themen in Zukunft vermehrt gemeinsam bearbeitet.

Zum gemeinsamen CSNI/CNRA Schwerpunktthema «Sicherheit bei hochabgebranntem Brennstoff» wurde 2004 eine Übersicht über den internationalen Wissensstand erarbeitet. Diese Übersicht enthält eine Zusammenstellung der international von Aufsichtsbehörden verwendeten Sicherheitskriterien. Die CSNI-Expertengruppe für Brennstoffsicherheit («Special Expert Group on Fuel Safety Margins», SEG FSM) erhielt den Auftrag, Ergebnisse aus internationalen Brennstoffversuchen zusammenzustellen. Ziel ist die Harmonisierung der in der Aufsicht verwendeten, abbrandabhängigen Sicherheitskriterien für Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfälle. Die HSK misst der Frage der Sicherheit bei hochabgebranntem Brennstoff seit geraumer Zeit eine hohe Bedeutung bei und beteiligt sich aktiv an der Entwicklung der technischen Grundlagen für Sicherheitskriterien.

2004 hat das CSNI eine Reihe neuer Projekte in die Wege geleitet. COMPSIS («Computerized Systems Important to Safety») soll eine Datenbank mit sicherheitsrelevanten Ereignissen im Bereich computergestützter Systeme bereitstellen. Wegen der zunehmenden Bedeutung von rechnerbasierten Systemen für die Reak-



torsicherheit beteiligt sich die HSK aktiv an diesem Projekt und stellt einen Vertreter in der COMPSIS Steering Group.

### **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 einen Bezug zum Strahlenschutz haben.

Das CRPPH ist ein Forum für den Austausch von Informationen und den Transfer von Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden, die sich mit Strahlenschutz befassen. 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 on Radiological Protection (ICRP) gesetzten internationalen Standards und ist um deren Anwendung im Umgang mit radioaktiven Strahlenquellen bemüht. Zudem arbeitet es darauf hin, eine Harmonisierung der Schutzmassnahmen zu erreichen.

Neben einer Reihe von Expertengruppen sind eine «Working Party on Nuclear Emergency Matters» (INEX) für die Notfallvorsorge und speziell für Notfallübungen in länderüberschreitendem Rahmen sowie ein «Information System on Occupational Exposure» (ISOE) für die Erfassung von Strahlenschutz-Messgrössen seit vielen Jahren eingerichtet und operationell. Die HSK ist in mehrere dieser Expertengruppen eingebunden und stellt den ISOE-Officer für die Schweiz. Seit vielen Jahren verfolgt sie als ständiges Mitglied die Aktivitäten des CRPPH und steht dazu in engem Kontakt mit den Vertretern des BAG und der NAZ. Fallweise werden Tagungen unter Mitwirkung der HSK organisiert.

Die Tätigkeiten des CRPPH waren im Berichtsjahr von der Diskussion um die international angewendeten Regeln im Strahlenschutz geprägt, die für viele Länder, darunter die Schweiz, Grundlage der Gesetzgebung sind. In enger Zusammenarbeit mit der ICRP wurden deren

Empfehlungen für eine Weiterentwicklung des Strahlenschutzes auf der Basis der gesammelten Erfahrungen und neuer Erkenntnisse behandelt. Die Schweiz hat dazu einen eigenen Beitrag verfasst.

INEX bereitete im Jahr 2004 die Teilnahme von OECD-Staaten an der CONVEX-2005-Übung vor, an der die Wirksamkeit von Early Notification and Assistance Conventions überprüft werden sollen. Neben dem schon zur Tradition gewordenen ALARA-Symposium, an dem ein HSK-Vertreter teilnehmen konnte, hat ISOE mit Unterstützung der Mitgliedstaaten die Datenbank mit den jährlichen Strahlenexpositionen in Nuklearanlagen, relevanten Anlagedaten und Erfahrungen mit dem Dosismanagement weitergeführt. Die Daten wurden den Teilnehmern, darunter der HSK, zur Verfügung gestellt.

### **Radioactive Waste Management Committee (RWMC)**

Das RWMC fördert die internationale Zusammenarbeit zur sicheren Lagerung von radioaktiven Abfällen unter den OECD-Mitgliedsländern. Insbesondere erarbeitet es gemeinsame Positionen in den Grundsatzfragen der verschiedenen Abfallstrategien.

Unter der Ägide des RWMC sind im Jahre 2004 unter anderem folgende Berichte und Broschüren veröffentlicht worden, welche den Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der nuklearen Entsorgung aufzeigen:

- Learning and Adapting to Societal Requirements for Radioactive Waste Management: Key Findings and Experience of the Forum on Stakeholder Confidence
- Stakeholder Involvement Techniques: A Short Guide and Annotated Bibliography
- Stepwise Approach to Decision Making for Long-term Radioactive Waste Management: Experience, Issues and Guiding Principles
- Post-closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose

An der RWMC-Tagung im März 2004 wurden insbesondere die gemachten Erfahrungen bei der Standortwahl für Tiefenlager ausgetauscht. Diese Erfahrungen sind nützliche Grundlagen für die zurzeit stattfindende Erarbeitung des in der Schweiz anzuwendenden Auswahlverfahrens. Gemäss Beschluss des Bundesrats vom De-

zember 2004 soll dieses Auswahlverfahren in einem Sachplan «geologische Tiefenlager» festgeschrieben werden.

Im Regulators Forum des RWMC wurden die Anforderungen der Mitgliedstaaten an die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers verglichen. In allen beteiligten Ländern wird eine vergleichbare Sicherheit verlangt, wegen den unterschiedlichen Gesetzgebungen und Kulturen werden die Schutzziele aber unterschiedlich formuliert. Die in der Kernenergiegesetzgebung und in den HSK-Richtlinien festgelegten Sicherheitsanforderungen entsprechen dem internationalen Standard.

Eine Expertengruppe der OECD hat sich im Berichtsjahr zum Sicherheitsnachweis der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) positiv geäußert: Die Expertengruppe zeigte sich beeindruckt von der Qualität der Sicherheitsanalyse der Nagra und erwähnte insbesondere deren Robustheit. Der Sicherheitsnachweis beruhe auf einer soliden wissenschaftlichen Basis und habe für mehrere Fachgebiete Vorbildfunktion.

### **OECD Halden Reactor (Forschungs-) Projekt**

Am OECD-Halden-Reactor-Projekt beteiligen sich weltweit 20 Länder und mehr als 100 Organisationen, die sich mit der Forschung zur 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 am laufenden Dreijahresprogramm (2003 – 2005) aktiv beteiligt. Schwerpunkte der Forschung sind in dieser Periode Untersuchungen zum Verhalten von Brennstoff bei hohem Abbrand und unter simulierten Kühlwasser-Verlusten (Loss of Coolant Accident, LOCA). Das Halden-Projekt bietet aber auch die Forschungseinrichtungen, um das Zusammenspiel von Mensch, Technik und Organisation (MTO) zu untersuchen.

Die Beteiligung am Halden-Reactor-Projekt erlaubt der HSK, auf aktuelles Wissen von Forschungs- und Entwicklungsergebnissen im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten sowie im Bereich Mensch, Technik und Organisation zuzugreifen. Es liegt damit eine international abgesicherte wissenschaftliche Basis vor, welche für die Erstellung von Kriterien und Richtlinien in diesen beiden

Bereichen verwendet werden kann. Durch das Projekt erfolgt zudem ein Informationsaustausch zwischen der Halden Project Group, dem PSI, den Schweizer KKW-Betreibern und der HSK.

Im Folgenden wird auf die zwei Hauptbereiche des Halden-Projekts kurz eingegangen. Ein ausführlicher Bericht findet sich in Anhang A.

### **Fuels & Materials Research**

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 2004<sup>3</sup> wurden mehrere keramische Brennstoffe wie UO<sub>2</sub>, UGdO<sub>2</sub>, 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 nach dem Einsatz im Forschungsreaktor bei sich im Hotlabor untersucht. Das PSI ist an Versuchen beteiligt, in denen das Verhalten von Hüllrohren mit hohen Lithium-Konzentrationen untersucht werden soll.

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

Für das Jahr 2005 sind Versuche mit hochabgebranntem Brennstoff aus Gösgen und aus Leibstadt vorgesehen, während das Inert-Matrix-Fuel-Experiment abgeschlossen werden soll.

### **Mensch-Technik-Organisation**

Im Frühling 2004 wurde das MTO-Laborgebäude «MTO-Lab» in Anwesenheit des norwegischen Thronfolgers, Kronprinz Haakon eingeweiht. In diesem La-

<sup>3</sup> HP-1164 Status Report January – June 2004 und HP-1156 Status Report July – December 2003

borgebäude sind die für die Forschungsaktivitäten benutzten Simulatoren von verschiedenen Kraftwerkstypen (HAMMLAB) sowie das Virtual Reality Center untergebracht.

In den Programmbereichen «Human Performance», «Design & Evaluation of Human System Interfaces and Control Room», «VR for Design, Planning and Training» sind verschiedene Versuchsserien im HAMMLAB durchgeführt worden. Abgeschlossen wurde das Projekt «Extended Teamwork», das die Zusammenarbeit zwischen Kommandoraum- und Anlageoperatoren mit Hilfe von automatisierten Hilfsmitteln untersuchte.

Im Programmbereich «Operation & Maintenance» wurden neue beachtenswerte Methoden und Werkzeuge entwickelt, unter anderem zur Überwachung von Prozesswerten, zur Kernüberwachung und zur Zustandsüberwachung elektrischer Kabel. Das spezielle Werkzeug zur Implementierung von Vorschriften auf Computern wurde weiterentwickelt.

Im Programmbereich «Digital System Safety» wurden in enger Zusammenarbeit mit TÜV Nord und ISTec in Deutschland sowie VTT in Finnland weitere Studien und Untersuchungen durchgeführt und dokumentiert, unter anderem zu folgenden Themen: Spezifikationsmethoden, Testmethoden, Sicherheitsüberprüfung, Qualifikation und Risikoanalysen.

Der MTO-Programmteil wird 2005 programmgemäss fortgeführt. Endergebnisse dieser Programmperiode werden im Oktober 2005 am «Enlarged Halden Programme Group Meeting» in Lillehammer/Norwegen vorgestellt. Vom 22. bis 27. September 2005 wird eine weitere «Summer School» zum Thema «Computer Safety, Reliability and Security» stattfinden.

### 3.1.3 Europäische Kommissionen

#### Western European Nuclear Regulators' 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 eintre-

ten würden. Es war ein zentrales Anliegen der WENRA, das Sicherheitsniveau dieser Kernanlagen möglichst anzuheben, und 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, Holland, 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.

Im Jahre 2004 wurden folgende Themen von der WENRA bearbeitet:

- Die Harmonisierung der nuklearen Aufsicht und der sicherheitstechnischen Anforderungen an Kernkraftwerke sind zentrale Anliegen der WENRA. Sie hat deshalb für diese Aufgabe eine spezielle Arbeitsgruppe, die «Reactor Harmonisation Working Group (RHWG)» eingesetzt. Für insgesamt 18 verschiedene Themenbereiche sind Anforderungen definiert worden (Reference Levels). Jedes Mitgliedsland ist aufgefordert anzugeben, inwiefern es diese Reference Levels erfüllt, sowohl im Hinblick auf die formalen gesetzlichen Vorgaben als auch im Hinblick auf die praktische Umsetzung der Anforderungen. Wichtig ist, dass die Reference Levels von allen Ländern in vergleichbarer Art und Weise verstanden und interpretiert werden. Die Länderangaben werden anschliessend verglichen und bei Bedarf angepasst. Dieser Schritt soll im Jahr 2006 abgeschlossen sein.

- Genauso wie für die nukleare Sicherheit werden auch die nationalen Anforderungen im Bereich der Entsorgung und Behandlung radioaktiver Abfälle sowie der Abbruch (Decommissioning) von Kernanlagen gegen die von der WENRA festgelegten Reference Levels verglichen. Diese Aufgabe ist von der entsprechenden Arbeitsgruppe «Radioactive Waste Harmonisation Working Group (RWHWG)» weitgehend abgeschlossen. Die vorliegenden Ergebnisse zeigen, dass die Schweiz dank dem neuen Kernenergiegesetz und der neuen Kernenergieverordnung praktisch alle Anforderungen erfüllt.

- Der Einfluss der Deregulierung und der Liberalisierung des Elektrizitätsmarkts auf die Sicherheit einer Kern-

anlage ist zwar vorhanden, doch ist dieser nur schwer nachweisbar. Die Beiträge der einzelnen WENRA-Länder zu diesem Thema zeigen klar, dass die Aufsichtsbehörden darauf achten müssen, mögliche Trends einer abnehmenden Sicherheit frühzeitig zu erkennen und zu thematisieren. Als konkrete Massnahme zur Wahrung ausreichender Sicherheit in den Anlagen wurde in praktisch allen Ländern ein Sicherheitsmanagementsystem eingeführt.

Die WENRA ist eine Plattform der europäischen Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit. Sie bietet die Möglichkeit, Kontakte zu pflegen und gegenseitig Informationen auszutauschen. 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.

### **Nuclear Regulators Working Group (NRWG)**

Die «Nuclear Regulators Working Group» (NRWG) ist eine beratende Expertengruppe der Europäischen Kommission. Die Mitglieder setzen sich aus Vertretern der Sicherheitsbehörden und aus technischen Instituten der EU-Mitgliedsländer zusammen. Die Schweiz ist in der NRWG als Beobachter vertreten und hat so einen Einfluss auf die EU-weiten Vorgaben.

Die nukleare Aufsicht in den einzelnen europäischen Ländern weist sowohl in ihrer Art wie auch in ihrer Tiefe beträchtliche Unterschiede auf. Die Arbeit der NRWG zielt darauf hin, die Sicherheitsanforderungen und -kriterien im gegenseitigen Konsens schrittweise zu harmonisieren und gemeinsame Ansichten und Standpunkte zu erarbeiten. Dabei wird es jeder nationalen Sicherheitsbehörde selbst überlassen, wie sie ihr nationales Regelwerk anpasst.

Darüber hinaus bietet die NRWG auch eine Plattform, um gegenseitige Erfahrungen auszutauschen und um über aufkommende Fragen zur nuklearen Sicherheit aus einer europäischen Perspektive zu diskutieren.

Die NRWG hat eine Arbeitsgruppe gegründet, die unter der Führung eines HSK-Mitarbeiters die wesentlichen Aspekte bei risikoinformierten Wiederholungsprüfun-

gen («Risk-Informed In-service Inspections», RI-ISI) untersuchte. Die Arbeitsgruppe hat die verschiedenen RI-ISI-Ansätze geprüft und die Resultate zahlreicher Pilotstudien ausgewertet. Das Ergebnis dieser Arbeit liegt in Form des Berichtes EUR 21320 EN vom August 2004 vor. Die gewonnenen Erkenntnisse sollen den verschiedenen Aufsichtsbehörden helfen, eigene Richtlinien für risikoinformierte Wiederholungsprüfungen zu erstellen sowie die Methoden und Anwendungen der Betreiber zu bewerten. Der Bericht wurde anlässlich des CSNI Workshops «International developments and co-operation on Risk-Informed In-Service Inspection (RI-ISI) and Non-Destructive Testing (NDT) Qualification» durch Mitarbeiter der HSK präsentiert und ist auf grosses Interesse gestossen.

Gegenwärtig entwickelt die HSK eine Richtlinie zu risikoinformierten Wiederholungsprüfungen für die schweizerischen Anlagen. Sie stützt sich dabei im Wesentlichen auf die Erkenntnisse aus der NRWG-Arbeitsgruppe ab.

## **3.2 Bilaterale Zusammenarbeit**

### **3.2.1 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 sollen die gegenseitige Vertrauensbasis zwischen den beiden Ländern gestärkt und die Wirksamkeit der beiderseitigen 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 fünfzehnte jährliche Sitzung der CFS fand im Juli 2004 in Troyes statt. Nach einer Orientierung über die jüngsten Entwicklungen politischer und regulatorischer Aspekte der Kernenergie in beiden Ländern tauschten die Delegationen sicherheits- und strahlenschutztechnisch relevante Erkenntnisse zur Aufsicht über die Kernanlagen aus. Spezielle Diskussionsthemen bezüglich der Kernkraftwerke waren die Verstopfungsgefahr der Sumpfsiebe und daraus folgend die mögliche Beein-

trächtigung der Rezirkulation des Notkühlwassers sowie die Auslegung der Kernkraftwerke gegen Erdbeben. Eine Erweiterung der Information der regionalen Öffentlichkeit, insbesondere bei Betriebsstörungen in «grenznahen Anlagen», wurde angesprochen und entsprechende Randbedingungen bezüglich Modalität und Reziprozität vereinbart. Der Umgang mit radioaktiven Abfällen und die Situation um deren Entsorgung waren ebenfalls Gegenstand eines Informationsaustauschs, der mit der Besichtigung des Centre de Stockage de l'Aude für schwach- und mittelaktive Abfälle ergänzt wurde.

### **3.2.2 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, der Länder Baden-Württemberg und Bayern, des Kantons Aargau sowie von Fachstellen beider Länder sind Mitglieder dieser Kommission.

Die Jahrestagung der DSK fand vom 3. bis 4. November 2004 in Aarau statt und wurde von der Abteilung Militär und Bevölkerungsschutz (AMB) des Kantons Aargau organisiert. Sie wurde gemeinsam von D. Majer, Ministerialdirigent im deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), und von Dr. U. Schmocker, Direktor der HSK, geleitet. Wichtige Themen waren der Informationsaustausch über die Entwicklung der Kernenergie und den Stand der kerntechnischen Einrichtungen in beiden Ländern. Die Schweiz informierte speziell über den Stand der Einführung des Kernenergiegesetzes und der Kernenergieverordnung. Im Weiteren wurden über den Stand des Entsorgungsnachweises und über das Bewilligungsverfahren für das KKW Beznau 2 diskutiert.

Die Schweizer Seite informierte über den aktuellen Stand zum Entsorgungsnachweis, der die grundsätzliche Machbarkeit der geologischen Tiefenlagerung der hochradioaktiven und langlebigen mittelaktiven Abfälle in der Schweiz aufzeigen soll und ein wesentlicher Schritt im Entsorgungsprogramm darstellt. Die deutsche Seite informierte über den Stand der Zwischenla-

ger in Deutschland, die an den KKW-Standorten errichtet werden müssen. Ein Lager ist bereits in Betrieb, elf sind noch im Bau. Damit wird dem Mitte 2005 in Deutschland in Kraft tretenden Verbot von Transporten abgebrannter Brennelemente Rechnung getragen. In der Schweiz werden Mitte 2006 für zehn Jahre Transporte abgebrannter Brennelemente zu Wiederaufbereitungsanlagen ebenfalls verboten. Der im Rahmen des laufenden Verfahrens zur unbefristeten Betriebsbewilligung für Beznau 2 vorgesehene Bericht der DSK zu ausgewählten sicherheitstechnischen Aspekten des Kernkraftwerks Beznau 2 konnte fertig gestellt werden und ist nun auf der Website der HSK (<http://www.hsk.ch>) abrufbar.

Die gegenseitige Information über die betriebliche Sicherheit der Kernkraftwerke ergab, dass ein hoher Sicherheitsstand bei den deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken besteht. Mit besonderem Interesse wurden die Anstrengungen zur Einführung eines umfassenden Sicherheitsmanagementsystems in den deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken zur Kenntnis genommen. Damit wird ein Werkzeug geschaffen, mit dem Transparenz und Nachvollziehbarkeit der Arbeiten und Entscheide gewährleistet und eine hohe sicherheitstechnische Wirkung erzielt werden kann. Besondere Vorkommnisse sowohl in deutschen als auch in schweizerischen Werken, über die die Behörden die Öffentlichkeit jeweils unterrichtet haben, zeigen, dass der Erhalt eines hohen Sicherheitsstandards kontinuierliche Anstrengungen von Seiten der Behörden und der Betreiber erfordert. Die DSK begrüsst und unterstützt die Arbeiten und Massnahmen der deutschen und schweizerischen Behörden zum gegenseitigen Informationsaustausch bei solchen Vorkommnissen und zum Schutz der Bevölkerung bei den grenznahen Kernanlagen. Der Informationsaustausch ist für beide Seiten wichtig. Die DSK wird den Erfahrungs- und Informationsaustausch innerhalb von Arbeitsgruppen und den jährlichen Kommissionssitzungen fortführen.

### **3.2.3 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 von «MELCOR» Code zur schweren Unfallforschung bei der NRC tätig.

Im Berichtsjahr fand ein zusätzlicher Informationsaustausch durch den Besuch eines Experten statt, der sich speziell für Erfahrungen und Auswirkungen einer Leistungserhöhung von Kernkraftwerken («Power-Uprates») interessierte. Beim hochrangigen Besuch von NRC-Commissioner Merrifield wurden u. a. die Massnahmen im Nachgang zu den Anschlägen vom 11. September 2001 und die Neuausrichtung des Inspektionswesens im Rahmen der integrierten Aufsicht diskutiert.

Vom 25. bis 27. Oktober 2004 fand die «Nuclear Safety Research Conference», die jährliche Forschungskonferenz der NRC, in Washington DC statt. Die wichtigsten Themen dieser Konferenz waren die Werkstoffalterung, die Forschung zum erhöhten Abbrand von Brennelementen, der Aufbau einer internationalen Infrastruktur für die probabilistische Risikoanalyse, die Unfallforschung, der Strahlenschutz, die Modellierung thermohydraulischer Phänomene, die Auswertung der Betriebserfahrung sowie die Planung neuer Reaktortypen. Wichtige Erkenntnisse und Anregungen der Konferenz betreffen die systematische und risikoinformierte Aufsicht, Fragen zur Brennelement-Problematik bei hohem Abbrand (High-Burnup Fuel) sowie deren Lagerung und Transport. Die Erfahrung aus Davis Besse (vgl. HSK-Jahresbericht 2002) zeigt erneut die Wichtigkeit einer genauen Bestimmung von Leckraten im Primär-Kühlkreislauf.

Sowohl die NRC als auch die Betreiber haben einen strategischen Plan für das Alterungsmanagement entwickelt, welcher wichtige Wissenslücken aufzeigen soll. Dafür werden die Betriebserfahrung, Labordaten und Expertenwissen zu einer «Materials Degradation Matrix» verarbeitet. Diese «Materials Degradation Matrix» soll Hinweise geben, wo verstärkt Forschungs- und Handlungsbedarf bezüglich des Alterungsmanagements besteht.

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

### 3.3 Osthilfe

Die HSK unterstützt osteuropäische Aufsichtsbehörden seit mehreren Jahren. 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 Kernenergie innerhalb kurzer Zeit eine eigene Aufsichtsbehörde aufbauen mussten und für die Sicherheit ihrer Kernanlagen allein verantwortlich wurden.

Weitere Projekte wurden mit der Slowakei («Swisslovak») und der Ukraine («Swissukraine») durchgeführt. Diese Projekte sind heute abgeschlossen. Die weitere Zusammenarbeit mit diesen Ländern erfolgt über das «Center for Nuclear Safety» (CENS) in Bratislava (siehe Kapitel 3.3.1).

#### 3.3.1 SWISRUS

Nach dem Zusammenbruch der Sowjetunion trat auch Russland an die Schweiz heran und bat um Unterstützung beim Aufbau einer kompetenten Aufsichtsbehörde. Daraus entstand das Projekt «SWISRUS», das 1992 begonnen wurde.

Die dritte Phase des Projekts «SWISRUS» hat zwei Schwerpunkte: die Ausarbeitung einer PSA-Studie für die Stillstandsphase und der Aufbau eines Managementsystems innerhalb der technischen Supportorganisation der russischen Aufsichtsbehörde. Das erste Teilprojekt wird 2005 abgeschlossen werden. Damit sind die russischen Experten nun in allen Aspekten einer probabilistischen Sicherheitsanalyse ausgebildet worden und haben dies an einem konkreten Fall, einer Analyse für die Anlage Novovoronezh-5, umgesetzt. Das seit 1992 laufende Projekt umfasst Studien der Stufe-1 (Bestimmung der Kernschadenshäufigkeit) für intern und extern ausgelöste Ereignisse, die Studie der Stufe-2 (Quelltermhäufigkeit) und die Studie der Stufe-3 (Häu-

figkeit der Konsequenzen in der Umgebung). Mit dem im Jahre 2005 vorgesehenen Abschluss der Studie zum Anlagenrisiko für die Stillstandsphase für Novovoronezh-5 wird das Projekt SWISRUS offiziell abgeschlossen. Der Rahmen einer möglichen weiteren Zusammenarbeit ist zurzeit Gegenstand von Verhandlungen.

### 3.3.2 Center for Nuclear Safety (CENS)

In der slowakischen Hauptstadt Bratislava wurde im September 2002 das Zentrum für Nukleare Sicherheit in Osteuropa und der GUS (CENS, <http://www.censee.org>) eröffnet. Das neue Kompetenzzentrum wird finanziell von der Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit (DEZA) unterstützt. Die HSK hat in der zweijährigen Planungs- und Vorbereitungsphase ihr Know-how eingebracht und war an der Konzeption wesentlich beteiligt. Das CENS wurde somit mit starker Unterstützung der Schweiz aufgebaut und wird auch heute noch massgeblich von der Schweiz mitgetragen.

Das CENS ist ein regionales Zentrum zur Aus- und Weiterbildung von Mitarbeitenden der nuklearen Aufsichtsbehörden: In Workshops und Lehrgängen werden

Expertinnen und Experten auf dem Gebiet der Sicherheitskontrolle geschult. Weiter unterstützt das CENS die nuklearen Aufsichtsbehörden in Osteuropa bei der Durchführung von Sicherheitsanalysen.

Im Jahre 2004 sind folgende Aktivitäten des CENS erwähnenswert:

- Am 30. März 2004 sind in Bratislava die neuen Räumlichkeiten des Zentrums für nukleare Sicherheit in Osteuropa (CENS) im Beisein von slowakischen Regierungsvertretern und dem Schweizer Botschafter eingeweiht worden.
- Im Oktober 2004 wurde der Kurs «Understanding Nuclear Safety» am CENS durchgeführt. HSK-Vertreter waren sowohl als Dozenten wie auch als Teilnehmer beteiligt. Dieser zweiwöchige Kurs vermittelte zahlreichen, vornehmlich jüngeren Mitarbeitern ost- und westeuropäischer Regulierungsbehörden einen Einstieg in die Grundlagen der nuklearen Sicherheit.
- Mit Unterstützung des CENS und der HSK wurde für die armenische nukleare Aufsichtsbehörde (ANRA) ein Qualitätsmanagementsystem aufgebaut und Ende Jahr nach ISO 9001:2000 zertifiziert.

# 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. Jahrzehntelange Anstrengungen für eine neue Kernenergiegesetzgebung konnten abgeschlossen werden. Ein Vergleich mit ausländischen Regelwerken zeigt, dass die Schweiz mit dem KEG und der KEV über eine moderne Gesetzgebung verfügt und alle wichtigen Aspekte im nuklearen Bereich geregelt sind. Betroffene können nun Entscheide der Bewilligungsbehörden gerichtlich anfechten. Damit erfüllt die Schweiz eine wichtige nationale und internationale Forderung.

Im Folgenden wird auf die wichtigsten Neuerungen in der Kernenergiegesetzgebung sowie dem untergeordneten Regelwerk der Aufsichtsbehörden näher eingegangen.

## 4.1 Kernenergiegesetz und Kernenergieverordnung

Am 21. März 2003 haben die Eidgenössischen Räte das KEG verabschiedet. Für die Umsetzung des neuen KEG musste formell weitgehend neues Ordnungsrecht geschaffen werden. Im bisherigen Recht, insbesondere in der früheren Atomverordnung, waren sowohl die Anforderungen an die nukleare Sicherheit als auch diejenigen an die Sicherung nur in Grundsätzen umschrieben. Die wesentlichen technischen Anforderungen waren in den Richtlinien der Aufsichtsbehörden geregelt. Eine verwaltungsinterne Arbeitsgruppe unter Mitwirkung der HSK hat seit Frühjahr 2002 die Hauptverordnung, die neue KEV, ausgearbeitet.

Die Konzeption der neuen KEV besteht darin, einerseits Bestimmungen des KEG auszuführen und andererseits die Substanz der Richtlinien der Aufsichtsbehörden und weiteren technischen Anforderungen der Aufsichtsbehörden auf Stufe Bundesratsverordnung zu verankern. Eher technische Ausführungsbestimmungen sind in den Anhängen formuliert. Einige Bereiche sind in der

KEV nicht behandelt, sondern werden in zusätzlichen Bundesratsverordnungen geregelt. Dazu gehören beispielsweise die beiden Verordnungen «Qualifikation und Ausbildung des Personals von Kernanlagen» und «Sicherheit nuklearer Druckgeräte». Beide werden im 2005 in die Vernehmlassung gehen.

Neu gegenüber dem früheren Recht und der bisherigen Praxis sind im Wesentlichen die Bestimmungen über die Stilllegung von Kernanlagen und die Entsorgung radioaktiver Abfälle. Hier wurden im KEG und in der KEV erstmals umfassende Vorgaben rechtlich festgelegt. Das Verfahren zur Inaktiv-Freimessung von Materialien und zur Konditionierung radioaktiver Abfälle sind neu auf Verordnungsstufe festgeschrieben (Art. 53 und 54 KEV). Wichtig und neu sind die gesetzlichen Bestimmungen zur Auslegung eines geologischen Tiefenlagers. Bereits das KEG enthält verschiedene diesbezügliche Artikel. Erwähnenswert ist vor allem Art. 31, der die Verursacher von radioaktiven Abfällen zur sicheren Entsorgung verpflichtet. Mit der Einreichung eines Rahmenbewilligungsgesuchs wird der Standort eines Tiefenlagers festgelegt. Der Entscheid des Bundesrats bedarf der Zustimmung der eidgenössischen Räte und unterliegt dem fakultativen Referendum (Art. 48 KEG). In der KEV sind die weiteren Bedingungen für ein geologisches Tiefenlager festgeschrieben (Art. 62 – 72 KEV): das Tiefenlager muss auch Testbereiche und ein Pilotlager umfassen und wird während Jahren oder Jahrzehnten vor dem endgültigen Verschluss beobachtet. Zudem muss das Lager so ausgelegt werden, dass die Rückholbarkeit der Abfälle bis zum Verschluss gewährleistet ist.

Die Bestimmungen über den Betrieb von Kernanlagen wie auch andere Teile der Kernenergieverordnung entsprechen weitgehend der bisherigen Praxis der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden. Dazu gehören beispielsweise die periodische Sicherheitsüberprüfung (Art. 34), die Alterungsüberwachung (Art. 35), die Instandhaltung (Art. 32) und das Meldewesen (Art. 37 und 38).



Neu geregelt wurden die Freigaben, insbesondere die freigabepflichtigen Änderungen (Art. 40). Das bisherige Verfahren der HSK muss gerade in diesem Punkt angepasst werden: Eine Freigabe hat künftig Verfügungscharakter und wird mit einer Rechtsmittelbelehrung verbunden, falls sie Auflagen enthält. Hier zeigt sich deutlich, dass das neue Regelwerk mehr Formalität im Alltag verlangt.

Zusätzlich zur Neuerstellung der KEV erforderte die Umsetzung des KEG Änderungen bestehender Verordnungen, insbesondere der Verordnung vom 14. März 1983 über die Eidgenössische Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (SR 732.21), der Verordnung vom 19. Oktober 1988 über die Umweltverträglichkeitsprüfung (SR 814.011), der Strahlenschutzverordnung vom 22. Juni 1994 (SR 814.50) und der Güterkontrollverordnung vom 25. Juni 1997 (SR 946.202.1). Die entsprechenden Änderungen sind im Anhang der KEV aufgeführt.

Mit Datum vom 10. Dezember 2004 hat der Bundesrat sowohl das Gesetz als auch die dazugehörige Verordnung verabschiedet. Das KEG und die KEV wurden am 1. Februar 2005 in Kraft gesetzt.

## 4.2 Richtlinien der HSK

Die Richtlinien der HSK legen dar, wie diese ihre gesetzlichen Aufträge konkretisiert. Den Projektanten und Betreibern von Kernanlagen soll damit aufgezeigt werden, nach welchen Kriterien die zuständigen Behörden die Gesuche beurteilen und die Aufsicht durchführen. Eine Liste der gültigen Richtlinien findet sich im Anhang D. Die aktuell gültigen Richtlinien können auf der HSK- Website «[www.hsk.ch](http://www.hsk.ch)» abgerufen werden.

Im Berichtsjahr 2004 wurden von der HSK vier Richtlinien revidiert und drei weitere neu verfasst:

■ Die **HSK-R-14 (Revision)**, «Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle», legt die Anforderungen im Zusammenhang mit der Konditionierung radioaktiver Abfälle fest. Die Erfüllung dieser Anforderungen ist Voraussetzung für eine Freigabe der HSK zur Konditionierung von Abfällen und dadurch hergestellten Abfallgebinden. Eine formelle Revision der R-14 war wegen Anpassungen an die Strahlenschutzverordnung nötig geworden.

■ Die **HSK-R-15 (Revision)**, «Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken», vom November 2004 legt dar, wie aus Sicht der Aufsichtsbehörde (HSK) die Berichterstattung der Kernkraftwerke zum Normalbetrieb und bei Vorkommnissen zu erfolgen hat. Mit der Revision wurden einige dringend notwendige Anpassungen umgesetzt, insbesondere im Bereich der Freimessung von Materialien, im Bereich der Meldepflicht bei Befunden und Störungen und im Bereich des Meldeweges bei Vorkommnissen. Die Richtlinie R-15 wird in den nächsten Jahren grundlegend überarbeitet, da wesentliche Aspekte der jetzt in Kraft gesetzten R-15 in die KEV aufgenommen wurden.

■ Die **HSK-R-29 (Neu)**, «Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle», legt die Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle fest. Diese Anforderungen kommen bei der Begutachtung von Projekten im Rahmen der Bewilligungsverfahren und zur Erteilung von Freigaben bei der Aufsicht über Bau und Betrieb von Zwischenlagern zur Anwendung.

■ Die **HSK-R-45 (Revision)**, «Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen», vom Januar 2004 legt dar, wie aus Sicht der Aufsichtsbehörde (HSK) die gesetzlichen Aufträge im Hinblick auf Notfallübungen in schweizerischen Kernanlagen umgesetzt werden sollen. Die Inbetriebnahme des Zentralen Zwischenlagers (ZZL), die Entlassung des Paul Scherrer Instituts aus den Verpflichtungen der Notfallschutzverordnung sowie die Erfahrungen der bisherigen Gesamtnotfallübungen und eine Empfehlung des «International Regulatory Review Teams» (IRRT) der IAEA haben die HSK veranlasst, die R-45 zu revidieren.

■ Die **HSK-R-51 (Neu)**, «Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen», hat den Zweck, Umfang und Ablauf des behördlichen Aufsichtsverfahrens bei der Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen darzulegen. Sie beschreibt die Grundsätze der Alterungsüberwachung für die technischen und baulichen Ausrüstungen der Kernanlagen und legt deren notwendige Elemente fest. Dadurch sollen die Betreiber bzw. Bewilligungsinhaber einer Kernanlage in die Lage versetzt werden, die für das

Aufsichtsverfahren erforderlichen Nachweise für die Alterungsüberwachung zu erbringen und entsprechende Alterungsüberwachungsmaßnahmen vorzusehen.

■ Die **HSK-R-61 (Neu)**, «*Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren*», dient dem Zweck, die freigabe- und meldepflichtigen Änderungen im erwähnten Bereich voneinander abzugrenzen sowie den Ablauf des Aufsichtsverfahrens und die Grundlagen für die Beurteilung durch die Aufsichtsbehörde festzulegen. Dadurch wird der Betreiber in die Lage versetzt, die erforderlichen Anträge zu stellen und die dazu notwendigen Unterlagen und Nachweise termingerecht vorzulegen.

■ Die **HSK-R-100 (Revision)**, «*Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)*», konkretisiert die gegen Störfälle in Kernkraftwerken zu treffende Vorsorge, indem die einzuhaltenden Grenz- und Richtwerte für die Dosis vorgegeben werden. Des Weiteren legt sie die zu analysierenden Störfälle und die Grundsätze fest, nach denen die Anforderungen an die Störfallbeherrschung zu bestimmen sind. Die Revision war notwendig, um mit der Strahlenschutzverordnung (StSV) von 1994 sowie mit der revidierten Richtlinie HSK-R-11 kompatibel zu sein. Mit der Revision wurden bei der Einordnung der Störfälle in die einzelnen Störfallkategorien Erkenntnisse aus der PSA berücksichtigt und mit dieser harmonisiert.

### 4.3 Weitere schweizerische Regelwerke

Die Wiederholungsprüfungen an sicherheitsrelevanten, klassierten mechanischen Komponenten in den Kernanlagen der Schweiz basieren seit jeher auf einem schweizerischen Regelwerk: der Festlegung NE-14 «Wiederholungsprüfungen von nuklear abnahmepflichtigen mechanischen Komponenten der Sicherheitsklassen 1 bis 4».

Diese Festlegung wurde in den Jahren 2003 – 2004 durch eine Kommission, bestehend aus Vertretern der Werke, des SVTI und der HSK, grundsätzlich überarbeitet, dem Stand von Wissenschaft und Technik nachgeführt, inhaltlich ergänzt und von der HSK per 1.1.2005 in der Revision 6 in Kraft gesetzt. Sie bildet damit eine wichtige Grundlage für die Aufsicht.

Die Festlegung NE-14 hat den Status einer Richtlinie. Sie legt die Anforderungen für die folgenden Wiederholungsprüfungen fest:

- Zerstörungsfreie Prüfungen
- Druckprüfungen
- Dichtheitsprüfungen am Primärcontainment
- Funktionsprüfungen an Sicherheitsventilen und an Stossbremsen
- System- und Komponentenbegehungen

Die Anforderungen an die Funktionsprüfungen der mechanischen Ausrüstungen sind in den Technischen Spezifikationen der Kernanlagen geregelt.

Die Wiederholungsprüfungen haben zum Ziel, den aktuellen Zustand einer Komponente festzustellen, mögliche Schädigungen frühzeitig zu erkennen, um nötigenfalls Massnahmen abzuleiten. Sie stellen damit ein wesentliches Element in der systematischen Instandhaltung und Alterungsüberwachung der sicherheitsrelevanten Ausrüstungen dar, wie es von der neuen Kernenergiegesetzgebung seit dem 1.2.2005 gefordert wird.

Festgelegt werden die Prüfgegenstände sowie die Anforderungen an die Prüfbarkeit, den Prüfumfang, die Prüfintervalle und an die Prüfverfahren. Die Festlegung konkretisiert zudem die Kernenergieverordnung in den Gebieten Qualifizierung der Prüfverfahren und -geräte, der Qualifizierung des Prüfpersonals sowie der Dokumentation. Es wird die Art der Bewertung von Befunden und die Überwachung der Prüfungen durch die Aufsichtsbehörde beschrieben. Damit reiht sich die Festlegung NE-14 in die Richtlinien der HSK über Meldepflicht und Aufsicht ein.

## 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 des eigenen Regelwerkes. Damit wird der gesetzlichen Vorgabe Rechnung getragen, dass das Regelwerk dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen soll. In ihrem Managementsystem hat die HSK den stetigen Verbesserungsprozess des Regelwerkes festgeschrieben.

Die Verabschiedung der Kernenergieverordnung am 10. Dezember 2004 durch den Bundesrat ist das herausragende Ereignis im Berichtsjahr im Zusammenhang mit dem nuklearen Regelwerk der Schweiz. Mit dem am 1. Februar 2005 in Kraft gesetzten KEG und der KEV werden insbesondere die Stilllegung von Kernanlagen und die Behandlung radioaktiver Abfälle neu geregelt. Die Bestimmungen über den Bau, die Inbetriebnahme und den Betrieb von Kernanlagen wie auch andere Teile der Kernenergieverordnung entsprechen hingegen weitgehend dem bisherigen Recht oder der Praxis der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden. Trotzdem bedingt die Einführung von KEG und KEV, dass zusätzliche Bundesrats- und Departementsverordnungen erstellt werden müssen. 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, ein zweites Paket von neuen und geänderten Verordnungen Mitte 2005 in die Vernehmlassung zu schicken.

Die Einführung von KEG und KEV erfordert zudem eine Vielzahl von Anpassungen an den Richtlinien der HSK. Die heutigen Richtlinien der HSK sind historisch gewachsen. Ihre Durchgängigkeit und Verständlichkeit ist stellenweise erschwert. Die HSK hat sich deshalb im Zuge der Einführung der neuen Gesetzgebung zum Ziel gesetzt, ihr Regelwerk grundlegend zu erneuern und ein neues Aufsichtskonzept, die «Integrierte Aufsicht», zu entwickeln, um für die heutigen und zukünftigen Herausforderungen gewappnet zu sein.

Im Rahmen der **Integrierten Aufsicht** ist die HSK zurzeit daran, einen Prozess zur systematischen Sicherheitsbewertung zu entwickeln. Zentral ist dabei, die formal vorgesehenen Vorkehrungen für einen sicheren Betrieb und den faktischen Erfolg der Umsetzung dieser Vorkehrungen im Gesamtzusammenhang zu beurteilen. Zu berücksichtigen sind dabei die Ereignisse und Befunde, die Ergebnisse von Inspektionen, die aktuellen Werte der Sicherheitsindikatoren und deren Trendentwicklung, die Risikoinformation, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen und die Information aus der periodischen Berichterstattung. Diese Sicherheitsbewertung bildet so das behördliche Gegenstück zur systematischen Sicherheitsbewertung der Kernkraftwerksbetreiber gemäss Art. 33 der KEV. Die HSK wird die Ergebnisse ihrer Sicherheitsbewertung künftig in ihrem Aufsichtsbericht behandeln.

Ebenfalls im Rahmen der erwähnten Integrierten Aufsicht hat die HSK einen strukturierten Entscheidungsprozess erarbeitet. Damit wollen wir nachvollziehbare und ausgewogene Entscheide in allen Tätigkeitsbereichen der HSK erzielen. Die Grundlagen zu diesem Prozess stützen sich u. a. auf aktuelle internationale Arbeiten. Ein Konzept zur Nutzung von Risikoinformation in der Aufsichtstätigkeit und die Neuausrichtung der Inspektionstätigkeit ergänzen die Arbeiten zur Integrierten Aufsicht im abgelaufenen Jahr.

Das neue KEG beeinflusst auch die zukünftige Ausrichtung der von der HSK finanzierten Sicherheitsforschung. Neu erhält die Aufsichtsbehörde den Auftrag, die im KEG geforderten und in der KEV benannten Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme und Nachrüstung zu konkretisieren und deren Einhaltung durch die Kernkraftwerksbetreiber zu überwachen. Die HSK muss in diesem Umfeld das Alterungsverhalten der schweizerischen Kernanlagen bewerten, die Einhaltung der gesetzlichen Vorgaben für den Betrieb überwachen und sicherstellen, dass der Betreiber einer Kernanlage die notwendigen Massnahmen für eine sichere Stilllegung seiner Anlage rechtzeitig vorbereitet. Insbesondere der Umgang mit Sicherheitsfragen und Investitionen in Nachrüstungen während den letzten Betriebsjahren werden die HSK in Zukunft vermehrt beschäftigen.

Für all diese Fragen ist die HSK auf fundierte Kenntnisse aus der Forschung, vor allem in den Bereichen Strukturintegrität, Materialverhalten samt Alterungsmechanismen und Materialprüfung angewiesen. Insbesondere soll der Sicherstellung der physischen Barrieren «Brennstoffhüllrohr», «Primärkühlkreislauf» und «Containment» erhöhte Aufmerksamkeit beigemessen werden. Um den effektiven Einsatz der Mittel für nationale Projekte und internationale Kooperationen sicherzustellen, wird eine neue Forschungsstrategie erarbeitet.

Von den Ergebnissen der laufenden Forschungsarbeiten sind drei 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. Dies war insbesondere der Fall bei Chloridkonzentrationen über 5 ppb. Solche Chloridkonzentrationen treten im Normalbetrieb nicht auf, können aber bei Wasserchemietransienten (z. B. auf Grund eines Filterversagens) nicht ausgeschlossen werden. Die HSK wird diesen Aspekt einer systematischen Prüfung unterziehen.
- **Massnahmen gegen Schwere Unfälle:** Die Untersuchungen im Rahmen des Projektes MSWI haben bestätigt, dass eine in die Reaktorgrube ausgetretene

Schmelze durch Flutung von oben nur bedingt kühlbar ist. Mit zunehmender Dicke der Schmelze (z. B. bei einer beengten Reaktorgrube) und bei starker Gasentwicklung durch Schmelze-Beton-Wechselwirkung verringern sich die Erfolgsaussichten. Dieser Sachverhalt muss bei entsprechenden Strategien zur Linderung von Unfallauswirkungen berücksichtigt werden (SAMG).

- **Reaktivitätsstörfälle:** Die HSK hat im Jahre 2004 neue Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken festgelegt. Für MOX-Brennstoff waren nur wenige Experimente verfügbar. Um die Parameter des theoretischen Modells anzupassen und das Modell zu validieren, konnten die Ergebnisse des CABRI-Projektes herangezogen werden.

Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit ist insbesondere die Initiative der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zur Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen in den Bereichen Reaktorsicherheit sowie der Entsorgung und Stilllegung zu erwähnen. Sie bietet eine Gelegenheit zum Vergleich der Regelwerke der europäischen Länder. Erste Ergebnisse zeigen, dass die Schweiz mit dem KEG und der KEV über eine moderne Gesetzgebung verfügt und die wichtigen Aspekte im nuklearen Bereich geregelt sind. Damit erfüllt die Schweiz auch eine wichtige nationale und internationale Forderung.

# Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

# RIKORR-II

## Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR

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 <a href="http://www.web.psi.ch/lwi0.htm">http://www.web.psi.ch/lwi0.htm</a>
Dauer des Projekts (von/bis)	1.1.2003 bis 31.12.2005

### ZUSAMMENFASSUNG

Im vorliegenden Forschungsprojekt wird das Risskorrosionsverhalten von niedriglegierten Reaktor-druckbehälter(RDB)-Stählen (unbeeinflusster Grundwerkstoff und Wärmeinflusszonen) 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. Erste Untersuchungen mit Wasserstoffeinspeisung unter simulierten HWC-Bedingungen führten unter diesen kritischen Systembedingungen immer zu einer signifikanten Verlangsa-

mung 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.

Die Experimente des internationalen Ringversuches mit kaltverformten Inconel-600 unter SWR- und DWR-Bedingungen zur Überprüfung der Versuchseinrichtungen sind erfolgreich abgeschlossen und haben trotz des inhomogenen Gefüges und der zum Teil starken Beeinflussung des lokalen Risswachstums durch Oxideinschlüsse vergleichbare Ergebnisse mit Risswachstumsraten im erwarteten Bereich geliefert. Im nächsten Schritt kann deshalb nun bei allen Projektpartnern das SpRK-Risswachstum im Inconel-182-Schweissgut einer Inconel-600/Inconel-182-Mischnaht untersucht werden.

## Inhaltsverzeichnis

<b>1. Einleitung</b>	<b>71</b>
1.1 Zielsetzungen und Arbeitsprogramm des Forschungsvorhabens	71
1.2 Zielsetzungen und Arbeitsprogramm für 2004	72
<b>2. Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse</b>	<b>72</b>
2.1 Experimentelle Durchführung	72
2.1.1 Untersuchte Werkstoffe	72
2.1.2 Versuchsdurchführung	75
2.2 Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen	75
2.2.1 Spannungsrisskorrosion	75
2.2.2 Schwingrisskorrosion	76
2.3 Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen	78
2.3.1 Spannungsrisskorrosion	78
2.3.2 Schwingrisskorrosion	78
2.4 Risskorrosionsverhalten einer Inconel-182-RDB-Mischnaht	80
2.5 ICG-EAC Inconel-182/Inconel-600- ROUND ROBIN	82
2.6 Publikationen 2004	84
<b>3. Nationale Zusammenarbeit</b>	<b>85</b>
<b>4. Internationale Zusammenarbeit</b>	<b>85</b>
<b>5. Bewertung 2004 und Ausblick 2005</b>	<b>85</b>
5.1 Bewertung 2004	85
5.2 Schlussfolgerungen	85
5.3 Ausblick 2005	86
<b>6. Referenzen</b>	<b>87</b>

## 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 Korrosionsrischwachstum 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 Ermitt-

lung 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 [3]:

*Teilprojekt I – Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen:* Erweiterung der Risswachstumsdatenbasis für RDB-Stähle bei statischer (Spannungsrissskorrosion, SpRK) und zyklischer (Schwingungsrissskorrosion, 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 Korrosionsrischwachstum 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 Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of LWR Structural Materials) durchgeführt.



## 1.2 Zielsetzungen und Arbeitsprogramm für 2004

Die wesentlichen Zielsetzungen und geplanten Arbeiten für das Jahr 2004 umfassten [3]:

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

- Abschluss der Untersuchungen zum Einfluss von Chlorid-Transienten bei tieferen Chlorid-Konzentrationen im Bereich von 5 bis 10 ppb.
- Risskorrosionsexperimente mit einer WEZ mit hoher Aufhärtung und hohem Schwefel-Gehalt.

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

- Start erster SpRK- und SwRK-Experimente unter kritischen SWR-Bedingungen mit einem Wechsel von der NWC- zur HWC-Fahrweise zur Überprüfung der HWC-Schutzwirkung.

*TP-IIIa – Risskorrosionsverhalten einer Inconel-182-RDB-Mischnaht (Kap. 2.4):*

- Abschluss der ersten SpRK-Untersuchungen in der Übergangszone zwischen Inconel-182-Schweissgut und RDB-Grundwerkstoff unter SWR/NWC-Bedingungen am FRI [4] und PSI [5].
- Einreichen einer Publikation im Journal of Nuclear Materials bis Ende 2004.

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

- Abschluss der SpRK-Experimente mit kaltverformten Inconel-600 unter SWR/NWC-Bedingungen (Phase 2 a und b) [6].
- Start des ersten SpRK-Langzeitexperimentes mit Inconel-182-Schweissgut unter SWR/NWC-Bedingungen (Phase 4a) im Dezember 2004.

*Publikationen/Konferenzbeiträge:*

- Publikation in wissenschaftlicher Zeitschrift [7 – 9].
- NACE Corrosion 2004 (März 2004, New Orleans, USA) [10, 11].
- ICG-EAC 2004 (Awaji Yumebutai, April 2004, Japan) [12 – 14].
- EUROCORR 2004 (September 2004, Nizza, Frankreich) [15 – 17].
- 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components [18].

## 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 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.

#### Nickel-Basislegierungen und Mischnähte:

Die chemischen Zusammensetzungen der eingesetzten Nickel-Basislegierungen und Mischnähte sind in Tabelle 4 zusammengestellt.

Zum Studium des Korrosionsrisswachstumsverhalten im Übergangsbereich vom Inconel-182-Schweissgut 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-Stahl-Platte 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 Schweiseseigenspannungen festgestellt werden, und im Schweissgut wurde eine Streckgrenze/ Zugfestigkeit bei 288° C von 345 MPa/627 MPa gemessen. Im unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff wurde eine Streckgrenze von 440 MPa und ein hoher Schwefel-Gehalt von 0.016% 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

Werkstoff	Bez.	Norm	S-Gehalt (Gew. %)	Wärmebehandlung
<b>20 MnMoNi 5 5</b> ≡ SA 508 Class 3	<b>A</b>	KTA 3201.1	0.004	Härtung: 910 – 920° C/6 h/WQ Anlassen: 640 – 650° C/9.5 h/OK
<b>SA 508 Class 2</b> ≡ 22 NiMoCr 3 7	<b>B</b>	ASME	0.004	Härtung: 900° C/8 h/WQ Anlassen: 600° C/9 h/Luft
<b>SA 533 B Class 1</b> ≡ 20 MnMoNi 5 5	<b>C</b>	ASME	0.018	Normalisierung: 915° C/12 h/Luft Härtung: 860° C/12 h/WQ Anlassen: 660° C/12 h/OK Spannungsarmglühung: 610° C/40h/OK 550° C/12 h/OK 550° C/12 h/OK
<b>22 NiMoCr 3 7</b> ≡ SA 508 Class 2	<b>D</b>	KTA 3201.1	0.007	Härtung: 890 – 900° C/6.83 h/WQ Anlassen: 640 – 650° C/17.25 h/Luft Spannungsarmglühung*
<b>Schweissnaht D-D S3 NiMo 1</b>	<b>E</b>	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
<b>20 MnMoNi 5 5</b> ≡ SA 508 Class 3	<b>F</b>	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
<b>WEZ von D</b>	<b>G</b>	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
<b>WEZ von F</b>	<b>H</b>	KTA 3201.1	0.015	Spannungsarmglühung: 550° C/46.5 h/600° C/8 h/Luft
<b>Schweissnaht F-F S3 NiMo 1/OP 41 TT</b>	<b>I</b>	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
<b>20 MnMoNi 5 5</b>	<b>A</b>	0.21	0.25	1.26	0.004	0.004	0.15	0.5	0.77	0.008	0.013	0.06
<b>SA 508 Cl. 2</b>	<b>B</b>	0.21	0.27	0.69	0.005	0.004	0.38	0.63	0.78	0.006	0.015	0.16
<b>SA 533 B Cl. 1</b>	<b>C</b>	0.25	0.24	1.42	0.006	0.018	0.12	0.54	0.62	0.007	0.03	0.15
<b>22 NiMoCr 3 7</b>	<b>D</b>	0.215	0.20	0.91	0.008	0.007	0.42	0.53	0.88	0.007	0.018	0.04
<b>Schweissnaht</b>	<b>E</b>	0.054	0.17	1.19	0.013	0.007	0.04	0.55	0.94	0.006	0.0053	0.06
<b>20 MnMoNi 5 5</b>	<b>F</b>	0.26	0.32	1.44	0.016	0.015	0.15	0.61	0.63	0.02	0.029	0.17
<b>WEZ von d</b>	<b>G</b>	0.215	0.20	0.91	0.008	0.007	0.42	0.53	0.88	0.007	0.018	0.04
<b>WEZ von f</b>	<b>H</b>	0.26	0.32	1.44	0.016	0.015	0.15	0.61	0.63	0.02	0.029	0.17
<b>Schweissnaht</b>	<b>I</b>	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 <sub>p0.2</sub> [MPa]	R <sub>m</sub> [MPa]	A <sub>5</sub> [%]	Z [%]	
<b>20 MnMoNi 5 5</b>	<b>A</b>	485	648	19.3	72.1	418
<b>SA 508 Cl. 2</b>	<b>B</b>	448	611	17.9	71.0	396
<b>SA 533 B Cl. 1</b>	<b>C</b>	456	605	23.4	59.9	412
<b>22 NiMoCr 3 7</b>	<b>D</b>	467	600	17.3	71.9	400
<b>Schweissnaht</b>	<b>E</b>	492	592	17.4	73.3	430
<b>20 MnMoNi 5 5</b>	<b>F</b>	508	664	20	61	439
<b>WEZ von d</b>	<b>G</b>	–	–	–	–	640*
<b>WEZ von f</b>	<b>H</b>	880	910	–	–	–
<b>Schweissnaht</b>	<b>I</b>	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<sub>p0.2</sub>: Streckgrenze, R<sub>m</sub>: Zugfestigkeit, A<sub>5</sub>: Bruchdehnung, Z: Einschnürung, \*: mit instrumentierter Härtemessung in der Mitte der WEZ).

lokalen Stellen in der Aufmischungszone im Inconel-182-Schweissgut nahe der Schmelzlinie sehr hohe Härtespitzen von bis zu 470 HV0.5 in martensitartigen oder karbidreichen Zonen beobachtet.

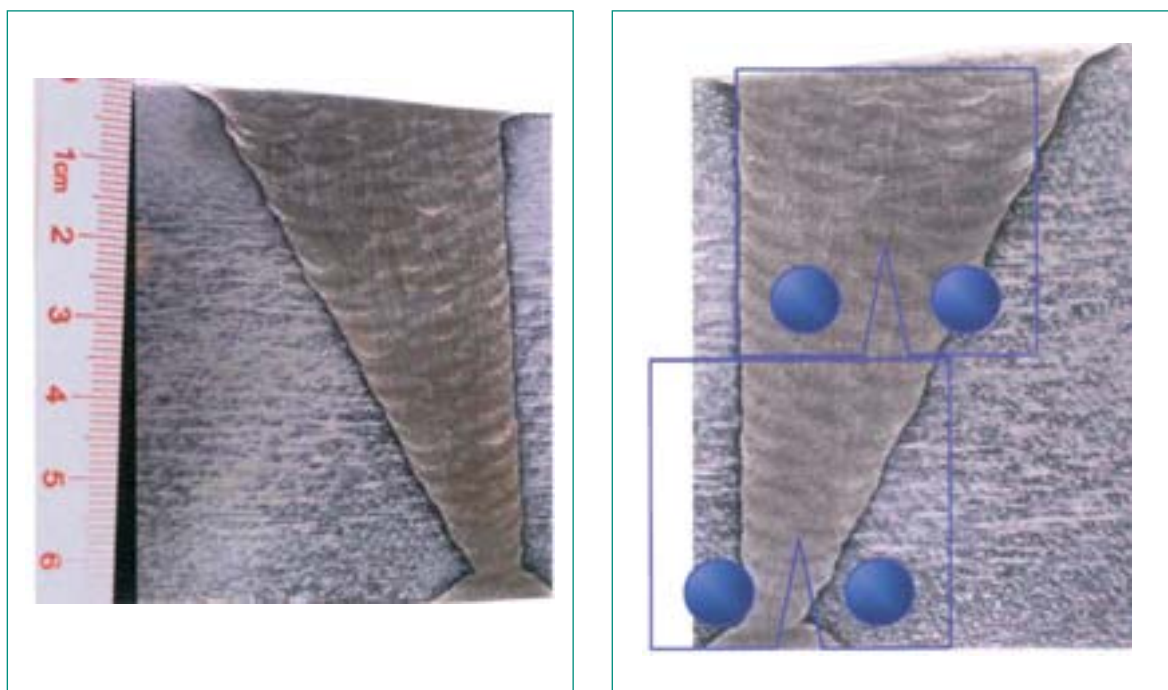
Für den ersten Test des ICG-EAC-Round Robins kam zur Überprüfung der Versuchstechnik eine Nickelbasislegierung Inconel-600 mit einem C-Gehalt von 0.045 Gew.% und einer mittleren Austenitkorngrösse von ca. 70 (m ASTM 4.5) mit gut bekanntem SpRK-Risswachstumsverhalten zum Einsatz. Die an Luft erschmolzene 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. 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 Round Robin Teils eine mittels Metalllichtbogen-Handschiessung in Japan gefertigte Inconel-182-Schweissverbindung zwischen zwei Inconel-600-Platten zum Einsatz (Figur 1). Zurzeit läuft eine umfassende Charakterisierung der Schweissnaht (Gefüge, Mikrohärtete, Eigenspannungen, lokale plastische Dehnungen).

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.



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

### 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 Teilentlastung (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 1T-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 vom Schweißgut zum 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 Liter wird 4-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-Potenzial 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 ( $< 0.06 \mu S/cm$ ). Das Korrosionspotenzial wird durch die Konzentration an gelöstem Sauerstoff bzw. das Sauerstoff-/Wasserstoffverhältnis bestimmt. Die Messung des Korrosionspotenzials der Proben und des Redox-Potenzials der Umgebung (Pt-Elektrode) erfolgt kontinuierlich mit einer externen  $Ag/AgCl$ - oder einer  $Cu/Cu_2O/ZrO_2$ -Referenzelektrode mit einem digitalen Multimeter und speziellen Potenzialvorverstärkern mit sehr hoher Eingangsimpedanz ( $> 10^{14} \Omega$ ).

Eine kontinuierliche Messung des Risswachstums erfolgt während des Versuches mit der Gleichstrompotenzialsonde (Auflösungsgrenze von 2 bis 5  $\mu m$ ). Nach dem Versuch wird das Risswachstum fraktografisch mit dem Licht- und Rasterelektronenmikroskop ausgemessen und die kontinuierlichen Messungen mit Hilfe der fraktografischen Ergebnisse korrigiert. Bei gleichmäßigem Risswachstum über die gesamte Probenbreite unterscheiden sich die Ergebnisse der Gleichstrompotenzialsonde und der Fraktografie 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 Spannungsfaktors von 60  $MPa \cdot m^{1/2}$  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 ( $\leq 0.02$  Gew.% S) als auch Schweißnähte und ihre Wärmeeinflusszonen (Vickershärte  $< 350$  HV5) für hochreines Wasser ( $Cl^-$ ,  $SO_4^{2-} < 1$  ppb) bestätigt. [7]

Es konnten jedoch auch einige ungünstige, kritische Parameterkombinationen identifiziert werden, die zu einem beschleunigtem SpRK-Risswachstum ( $> 3$  mm/Jahr) in RDB-Stählen führen können (Figuren 2 und 3). Viele dieser Bedingungen können als untypisch für den

heutigen Kraftwerksbetrieb und für moderne fachgerecht hergestellte druckführende Komponenten betrachtet werden. So wurde beispielsweise SpRK-Risswachstum deutlich oberhalb der BWRVIP-60 Grenzkurve 1 bei mittleren Temperaturen von 180 bis 270° C in RDB-Stählen mit einer ausgeprägten DSA-Anfälligkeit beobachtet. Des Weiteren zeigte die WEZ H des Werkstoffes F mit hoher Aufhärtung und hohem S-Gehalt selbst bei 288° C bis hinunter zu relativ tiefen  $K_I$ -Werten von 40 MPa·m<sup>1/2</sup> beschleunigtes SpRK-Risswachstum (Figur 2). Unsere Untersuchungen mit unterschiedlichen Mikrostrukturen/Wärmebehandlungszuständen deuten auf eine kritische Härte/Streckgrenze im Bereich von 350 HV5/700 MPa für das Auftreten von beschleunigtem SpRK-Risswachstum bei 288° C hin. [19]

Des Weiteren wurde beschleunigtes SpRK-Risswachstum deutlich oberhalb der BWRVIP-60 Grenzkurve 2 für Wasserchemie- und Lasttransienten bei Chlorid-Konzentrationen  $\geq 5$  ppb und kleinen Lastfluktuationen bei hohem Lastverhältnis  $R \geq 0.95$  («Ripple Loading») sowie im Falle häufiger periodischer Teilentlastungen (PPU) mit Haltedauern bei konstanter Maximallast  $\Delta t_H \leq 5$  h selbst bei tiefen Spannungsintensitätsfaktoren von 30 MPa·m<sup>1/2</sup> beobachtet (Figur 3). [10, 12, 19]

Unter SWR/NWC-Bedingungen ( $\geq 400$  ppb O<sub>2</sub>) führte im untersuchten Spannungsintensitätsfaktorbereich  $K_I$  von 20 bis 70 MPa·m<sup>1/2</sup> die Zugabe von 5 ppb ( $\geq$  EPRI Action Level Grenzwert 1) bis 50 ppb Chlorid ( $\geq$  EPRI Action Level Grenzwert 2) in allen RDB-Stählen zum Teil schon nach einer sehr kurzen Inkubationsphase von wenigen Stunden zu einer Beschleunigung des SpRK-Risswachstums von mindestens einer Größenordnung und zu stationären SpRK-Risswachstumsraten oberhalb der BWRVIP-60 SpRK Grenzkurve 2 für Wasserchemie- und Belastungstransienten (Figur 4). Die BWRVIP-60 SpRK-Grenzkurve 2 für Wasserchemietransienten deckt deshalb Chlorid-Transienten oberhalb des EPRI Action Level Grenzwertes 1 im Gegensatz zu Sulfat-Transienten nicht konservativ ab. In mehreren Fällen wurde zudem nach der Rückkehr zu höchstem Wasser (< 1 ppb Chlorid) nach schweren ( $\geq$  EPRI Action Level Grenzwert 2) und lang anhaltenden ( $\geq 100$  h) Chlorid-Transienten über sehr lange Zeiträume von mindestens 1000 h schnelles und lang anhaltendes SpRK-Risswachstum mit Risswachstumsraten deutlich oberhalb der BWRVIP-60 SpRK-Grenzkurve 2 beobachtet, was deutlich oberhalb der 100 h Übergangsperiode nach BWRVIP-60 liegt. [10, 12, 19]

Aus den bisherigen Laborergebnissen kann geschlossen werden, dass beschleunigtes SpRK-Risswachstum unter stark oxidierenden SWR/NWC-Bedingungen (ECP > 0 mV<sub>SWE</sub>, 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  $\geq 350$  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 (EPRI Action Level Grenzwert 1).

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. [7]

### 2.2.2 Schwingrisskorrosion

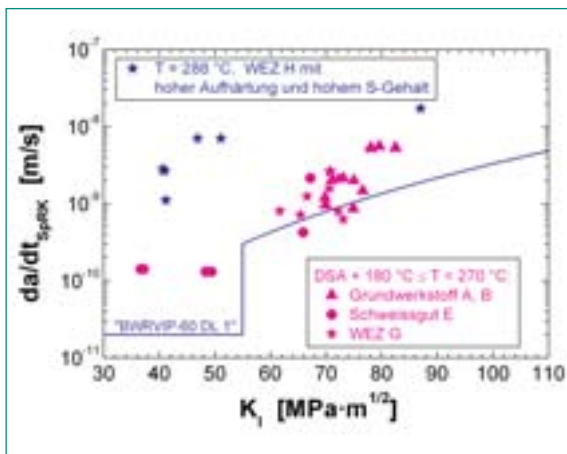
Alle bisher im Kraftwerksbetrieb aufgetretenen Korrosionsrissbildungen in ferritischen Stählen waren sowohl auf relevante dynamische/niederzyklische mechanische Zusatzbeanspruchungen (z. B. durch Temperaturschichtungsphänomene, Temperatur- und Druckzyklen während transienter Betriebsbedingungen, wie z. B. Anfahr-/Abfahrvorgänge) als auch auf oxidierende Umgebungsbedingungen (Sauerstoff, Cu-Kationen, Sauerstoffaufkonzentration in stagnierendem Dampfkonkondensat) zurückzuführen. [7]

Die für Strukturingegritätsbewertungen unter solchen Beanspruchungsbedingungen verwendeten Referenzermüdungsrisswachstumskurven im ASME BPV Code (Section XI, Appendix A, Article A-4300) hängen nur von der Schwingbreite des Spannungsintensitätsfaktors  $\Delta K$  und dem Spannungsverhältnis  $R$  ab. Der in unseren Untersu-

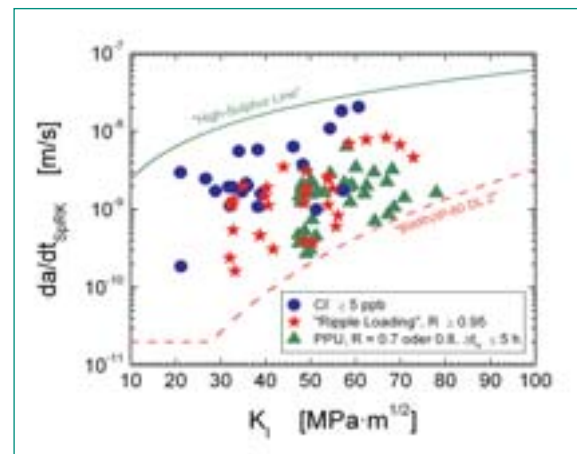
chungen beobachtete starke Einfluss des Korrosionspotenzials ECP, Sauerstoffgehalts DO und der Belastungsfrequenz ist hierbei nicht direkt berücksichtigt (Figur 5). Die ASME XI «Wet» Risswachstumskurven beschreiben deshalb das experimentell in sauerstoffhaltigem Heisswasser (simulierte SWR/NWC-Bedingungen) beobachtete SwRK-Risswachstumsverhalten ferritischer RDB- und Rohrleitungsstähle unausgewogen und sagen je nach Systembedingungen entweder deutlich zu niedrige oder zu hohe Risswachstumsraten voraus (Figuren 5 und 6).

So wurden die ASME XI «Wet» Risswachstumskurven in den PSI-Experimenten für alle untersuchten Werkstoffe

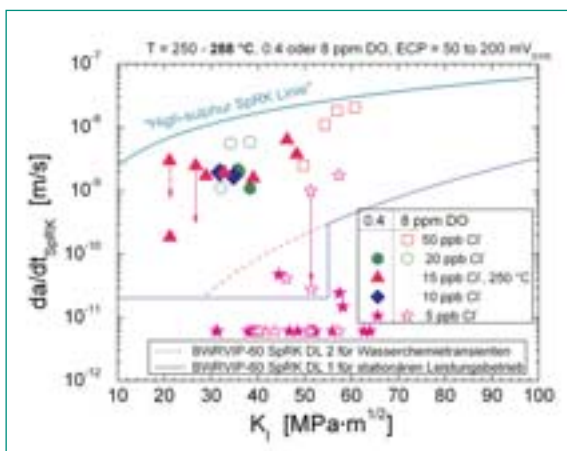
(Grundwerkstoff, Schweißgut und WEZ) bei Temperaturen  $\geq 150^\circ\text{C}$  und Belastungsfrequenzen unterhalb von  $10^{-2}\text{ Hz}$  unter stark oxidierenden Bedingungen ( $\text{ECP} > 0\text{ mV}_{\text{SWE}}$ ,  $0.4 - 0.8\text{ ppm O}_2$ ) selbst in höchst reinem ( $\kappa \leq 0.06\text{ }\mu\text{S/cm}$ ) Wasser (Figuren 5 und 6) zum Teil deutlich überschritten und sind deshalb im Gegensatz zu hohen Frequenzen nicht konservativ. Unter diesen stark oxidierenden Bedingungen konnte schnelles SwRK-Risswachstum bis hinunter zu sehr tiefen Belastungsfrequenzen von  $3 \cdot 10^{-6}\text{ Hz}$  und niedrigen  $\Delta K$ -Werten von  $2\text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  aufrechterhalten werden mit zum Teil relevanten Rissfortschritten von bis zu wenigen hundert  $\mu\text{m}$  pro Belastungszyklus unter extremen Bedingungen. [7, 18]



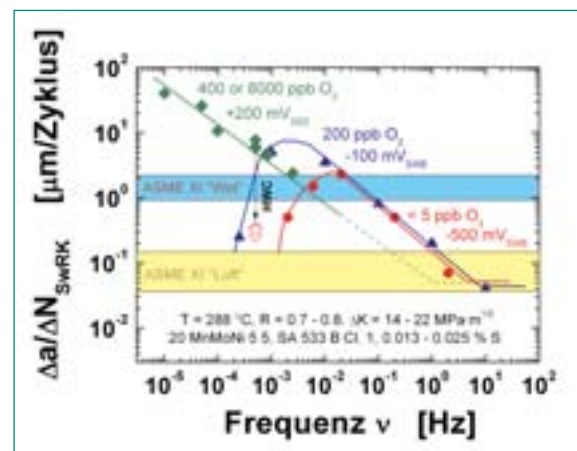
Figur 2: Versuchsergebnisse mit SprK-Risswachstumsraten oberhalb der BWRVIP-60 Grenzkurve 1 für den stationären SWR-Leistungsbetrieb. Die Grenzkurve 1 kann in hochreinem Wasser bei mittleren Temperaturen und einer ausgeprägten DSA-Anfälligkeit des RDB-Stahls sowie beim Vorliegen hoher Härte-/Festigkeitswerten in der WEZ deutlich überschritten werden.



Figur 3: Versuchsergebnisse mit SprK-Risswachstumsraten oberhalb der BWRVIP-60 SprK Grenzkurve 2 für Wasserchemie- und Belastungstransienten. Die Grenzkurve 2 kann bei Chlorid-Konzentrationen  $\geq 5\text{ ppb}$  und kleinen Lastfluktuationen bei hohem Lastverhältnis  $R \geq 0.95$  («Ripple Loading») sowie im Falle häufiger periodischer Teillastungen (PPU) mit Haltedauern bei konstanter Maximallast ( $\Delta t_H \leq 5\text{ h}$ ) deutlich überschritten werden.



Figur 4: Vergleich der SprK-Risswachstumsraten während Chlorid-Transienten mit den BWRVIP-60 SprK-Grenzkurven 1 und 2 sowie der «High-Sulphur» SprK-Kurve des GE-Modells.



Figur 5: Einfluss von Belastungsfrequenz und Korrosionspotenzial/ Sauerstoffgehalt auf das SwRK-Risswachstum in RDB-Stahl in Heisswasser bei  $288^\circ\text{C}$  und Vergleich mit den entsprechenden ASME XI Ermüdungsrisswachstumsraten an Luft und in Heisswasser.

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

### 2.3.1 Spannungsrissskorrosion

Der Einfluss der Wasserstoffeinspeisung wurde in ersten Experimenten unter jenen kritischen Parameterkombinationen untersucht, die bei der NWC-Fahrweise unter statischer Belastung zu beschleunigtem SpRK-Risswachstum in RDB-Stählen führen können. In allen bisherigen Untersuchungen wurde jeweils unter diesen 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.

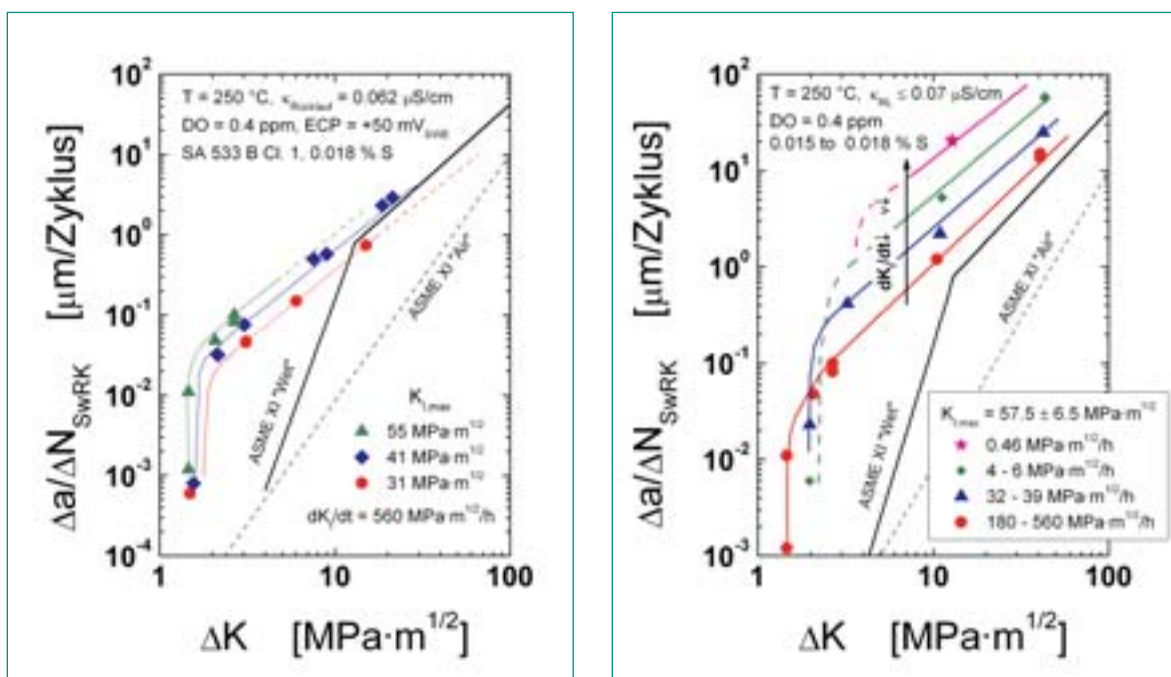
In Figur 7 sind die SpRK-Risswachstumsraten während Chlorid-Transienten im Bereich von 5 bis 50 ppb unter oxidierenden NWC- und reduzierenden HWC-Bedingungen mit den BWRVIP-60 SpRK Grenzkurven 1 und 2 für den stationären SWR-Leistungsbetrieb und Wasserchemietransienten verglichen. In diesem Chlorid-Konzentrationsbereich führte die HWC-Fahrweise zu einer

signifikanten Verlangsamung des SpRK-Risswachstums um mehr als eine Grössenordnung, und die Risswachstumsraten fielen deutlich unter die Grenzkurve 2 für Wasserchemietransienten. Diese ersten Untersuchungen lassen in Übereinstimmung mit Modellvorstellungen [20, 21] unter HWC-Bedingungen eine im Vergleich zur NWC-Fahrweise deutlich erhöhte Toleranz gegenüber gefährlichen anionischen Verunreinigungen erwarten. Zurzeit wird in weiteren Experimenten versucht, die kritische Chlorid-Konzentration für beschleunigtes SpRK-Risswachstum in Abhängigkeit des Korrosionspotenzials ECP zu ermitteln, um den ganzen für die HWC-Fahrweise relevanten Bereich abzudecken (Figur 8).

Erste Untersuchungen mit periodischer Teilentlastung (PPU) und kleinen Lastfluktuationen bei hohem Lastverhältnis  $R \geq 0.95$  («Ripple Loading») scheinen den positiven Einfluss der HWC-Fahrweise weiter zu bestätigen (Figur 9). Diese hoffnungsvollen Ergebnisse müssen allerdings noch durch weitere Untersuchungen unter Einbezug von WEZ von Schweissnähten und bei mittleren und tieferen Temperaturen überprüft werden.

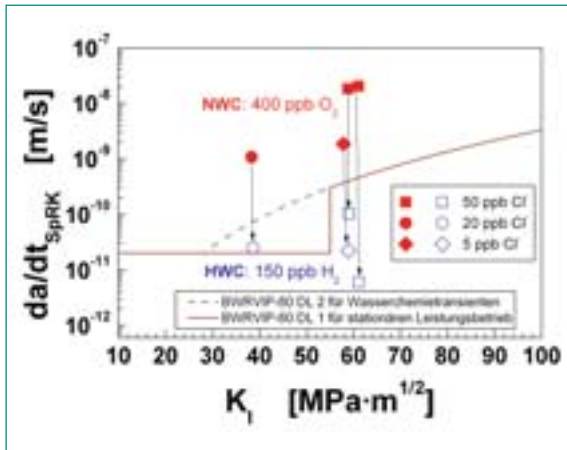
### 2.3.2 Schwingrissskorrosion

Erste SwRK-Versuche mit niedriger Bealstungsfrequenz ( $\leq 10^{-2}$  Hz) und einem Wechsel zwischen NWC- und HWC-Bedingungen zeigten jeweils schon wenige Stun-



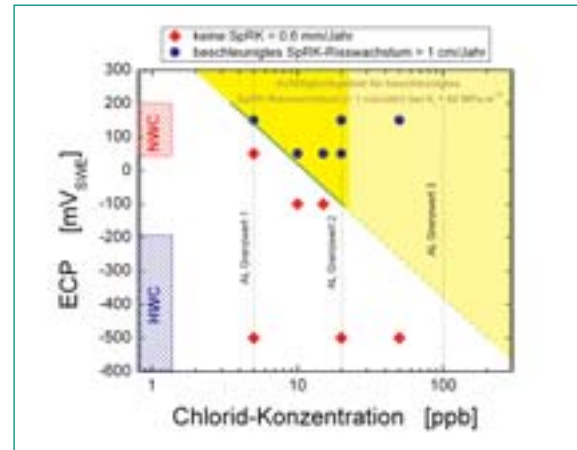
Figur 6: Einfluss von  $\Delta K$  und Belastungsgeschwindigkeit  $dK/dt$  auf das SwRK-Risswachstum in RDB-Stahl in sauerstoffhaltigem Heisswasser und Vergleich mit den entsprechenden ASME XI Ermüdungsrissswachstumskurven an Luft und in Heisswasser. Bei hohen Lastverhältnissen  $R > 0.9$  wird schnelles SwRK-Risswachstum bis hinunter zu sehr tiefen  $\Delta K$ -Werten von  $2 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  beobachtet.

den nach Zudosierung des Wasserstoff und dem Übergang zu reduzierenden Bedingungen ( $< -200 \text{ mV}_{\text{SWE}}$ ) 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. Dies ist beispielhaft in Figur 10 dargestellt. Bei sehr niedrigen Belastungsfrequenzen ( $< 10^{-3} \text{ Hz}$ ) konnte nach der Rückkehr zu oxidierenden NWC-Bedingungen die hohen SwRK-Risswachstumsraten zum Teil nur nach einer temporären Erhöhung der Belastungsfrequenz wieder erreicht werden.

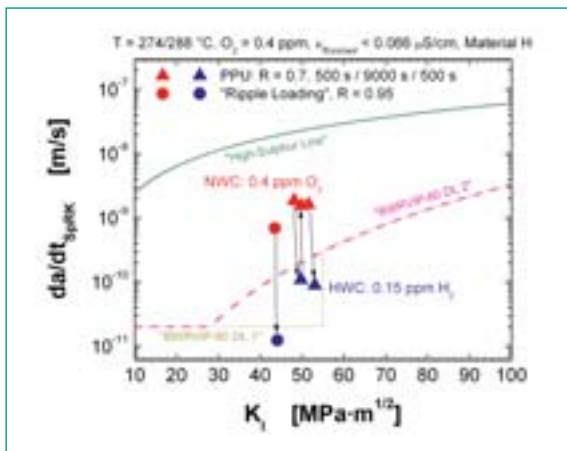


Figur 7: SpRK-Risswachstumsraten in ferritischem RDB-Stahl während Chlorid-Transienten unter simulierten NWC- und HWC-Bedingungen und Vergleich mit den BWRVIP-60 SpRK Grenzkurven.

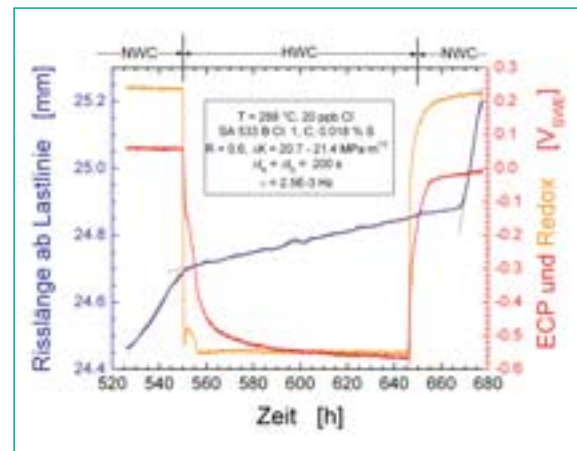
In Figur 11 sind die PSI-Ergebnisse mit ähnlichen Untersuchungen von Andresen [22, 23] mit zum Teil mit Edelmetall beschichteten Proben (NMCA) und mit den Vorhersagen des GE-Modells [24] verglichen. In guter Übereinstimmung mit den Modellvorstellungen fielen beim Übergang von sauerstoffhaltigem/oxidierendem (bzw. stöchiometrischem Sauerstoff-Überschuss im Falle mit Edelmetall beschichteter Proben) zu wasserstoffhaltigem/reduzierendem (bzw. stöchiometrischem Wasserstoff-Überschuss) Heisswasser die SwRK-Raten jeweils von Werten im Bereich der «PSI Mean» Kurve [1] nahe der «High-Sulphur» SwRK-Linie in den Bereich der «Low-Sulphur» SwRK-Linie des GE-Modells ab. Unter diesen kritischen niederfrequenten Belastungsbedin-



Figur 8: Anfälligkeitsbedingungen (kritische Kombinationen von Korrosionspotenzial und Chlorid-Konzentration) für das Auftreten von beschleunigtem SpRK-Risswachstum in ferritischem RDB-Stählen im Vergleich zu typischen Wasserchemiebedingungen (schraffiert) im stationären SWR/NWC- bzw. HWC-Leistungsbetrieb.



Figur 9: Abnahme der SpRK-Risswachstumsrate in ferritischem RDB-Stahl bei periodischer Teillastung (PPU) und im Falle kleiner Lastfluktuationen bei hohem Lastverhältnis R von 0.95 beim Wechsel von oxidierenden NWC- zu reduzierenden HWC-Bedingungen.



Figur 10: SwRK-Risswachstum unter niederfrequenter zyklischer Belastung während einer NWC-HWC-NWC-Transiente.



gungen ( $< 10^{-2}$  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 (siehe Figuren 5 und 11), bei denen nur eine moderate 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]

In Figur 12 sind die stationären SwRK-Risswachstumsraten  $\Delta a/\Delta N_{\text{SwRK}}$  bei niederfrequenter Belastung ( $5 \cdot 10^{-4}$  bis  $2.5 \cdot 10^{-3}$  Hz) während NWC- und HWC/NMCA-Wasserchemiephasen mit den ASME XI Ermüdungsrisswachstumskurven verglichen. 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 unterhalb dieser Kurve und zum Teil nur leicht oberhalb der Ermüdungsrisswachstumskurve an Luft.

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.

## 2.4 Risskorrosionsverhalten einer Inconel-182-RDB-Mischnaht

In den letzten Jahren sind sowohl in DWR [25] als auch SWR [26] SpRK-Rissbildungen im Inconel-182-Schweissgut von Mischnähten zwischen ferritischem RDB-Stahl und Nickelbasislegierungen (Inconel-600) oder austenitisch rostfreien Stählen (AISI 304 L, 316 L, ...) aufgetreten, die zum Teil zu Leckagen geführt haben und teure Reparaturmassnahmen und 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-Verbindungen 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.

Das SpRK-Risswachstumsverhalten wurde hierzu in Versuchen unter konstanter Last oder mit periodischer Teilentlastung in sauerstoffhaltigem (0.2 ppm bis 8 ppm  $O_2$ ) hochreinem oder sulfathaltigem (30 ppb  $SO_4^{2-}$ ) Heisswasser bei einer Temperatur von  $288^\circ C$  charakterisiert. Hierzu wurden 25 mm dicke 1T-C(T)-Proben mit Seitenkerben verwendet, die vor dem Versuch an Luft angeschwungen wurden. Die Risspitze lag dabei entweder im Bulk-Inconel-182-Schweissgut oder in der Inconel-182-Aufmischungszone in einem Abstand von etwa 3 bzw. 1 mm von der Schmelzlinie. Die Rissebene verlief parallel zu den primären Dendritenästen des Schweissgutgefüges, und die Schmelzlinie lag quer zur Rissebene in der Mitte des Restligaments der Probe. Auf Grund des unterschiedlichen spezifischen Widerstandes des Inconel-182-Schweissgutes und des SA 508 Cl.2 RDB-Grundwerkstoffes musste eine aufwändige numerische Kalibrierungskurve für die Gleichstrompotenzialsonde DCPD mittels der Methode der Finiten Elemente (FEM) ermittelt werden (Figur 13), da ansonsten die Gleichstrompotenzialsonde das SpRK-Risswachstum in der Mischnaht relevant unterschätzen würde.

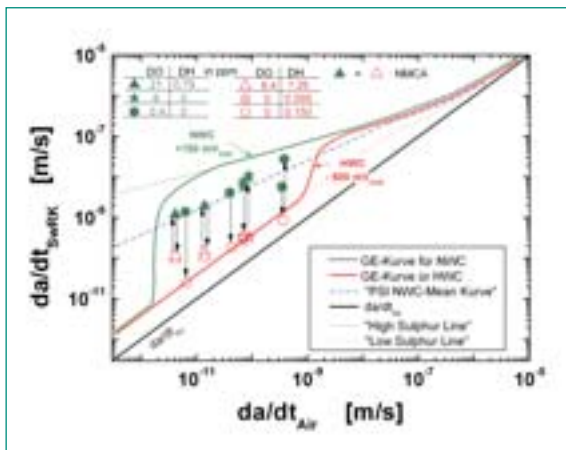
Mittlerweile sind die ersten dieser anspruchsvollen Experimente vollständig ausgewertet, und die Ergebnisse wurden der HSK im Rahmen des Halbjahresprojektstatusgesprächs vorgestellt [5]. Eine detaillierte Zeitschriftenpublikation befindet sich in Vorbereitung. Im Folgenden werden deshalb nur die wichtigsten Ergebnisse zusammengefasst:

Wie erwartet wurde im Bulk-Inconel-182-Schweissgut schnelles, interdendritisches SpRK-Risswachstum in hochreinem sauerstoffhaltigem Heisswasser in dem für

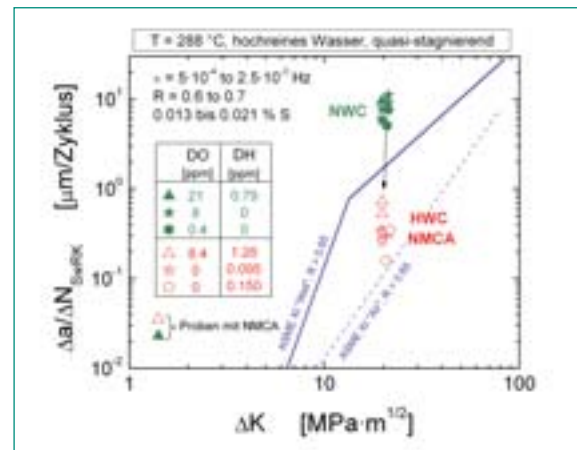
diese Umgebung typischen Bereich [27] beobachtet. Das nachfolgende Risswachstum in der Aufmischungszone des Inconel-182-Schweissguts war jeweils vergleichbar mit jenem im Bulk-Schweissgut. Sobald jedoch grössere Teile der Rissfront die Schmelzlinie/WEZ des RDB-Stahls erreichten, wurde jeweils selbst unter aggressiven Umgebungsbedingungen (8 ppm O<sub>2</sub>, 30 ppb SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>) ein starker Abfall der SpRK-Risswachstumsrate (Figur 14) mit nachfolgendem Rissstillstand im Bereich der Schmelzlinie (Figur 15) beobachtet.

Sogar unter nachfolgend aufgeprägter 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 schluss-

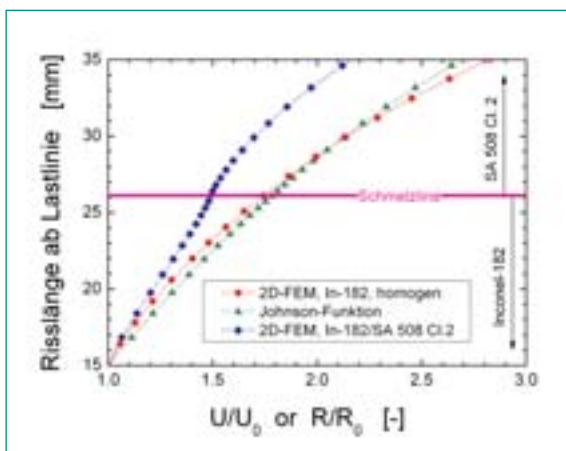
endlich doch noch in den RDB-Stahl eintrat. Diese Beobachtung deutet auf eine gegenüber dem RDB-Stahl deutlich erhöhte Risskorrosionsanfälligkeit dieser Zone hin. Nach Überquerung der Schmelzlinie unter zyklischer Belastung waren die SpRK-Risswachstumsraten in der WEZ des RDB-Stahls unter periodischer 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, nicht aber unter rein statischer Belastung beobachtet. Das Korrosionsrisswachstumsverhalten im Inconel-182-Schweissgut und im unbeeinfluss-



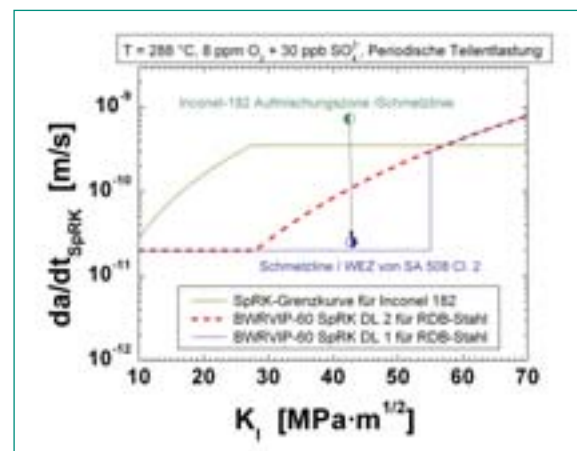
Figur 11: Vergleich der SwRK-Risswachstumsraten  $da/dt_{SwRK}$  während NWC- und HWC-Phasen mit dem GE-Modell und den entsprechenden Risswachstumsraten an Luft  $da/dt_{Air}$  bei identischen Belastungsbedingungen.



Figur 12: Vergleich der SwRK-Risswachstumsraten  $\Delta a/\Delta N_{SwRK}$  bei niederfrequenter, zyklischer Belastung unter simulierten NWC- und HWC/NMCA-Bedingungen mit den ASME XI Ermüdungsrisswachstumskurven an Luft und in Heisswasser.



Figur 13: FEM-Kalibrationskurve für die Gleichstrompotenzialsonde für eine inhomogene Inconel-182/SA 508 Cl.2 Mischnaht sowie eine homogene Inconel-182-Probe im Vergleich zur Johnson-Funktion.



Figur 14: Abklingen des SpRK-Risswachstums unter periodischer Teilentlastung im Übergangsbereich zwischen Aufmischungszone/Schmelzlinie und Schmelzlinie/WEZ des RDB-Stahls und Vergleich mit den SpRK-Grenzkurven für die entsprechenden Werkstoffe.

ten RDB-Grundwerkstoff in der Mischnaht stimmt dabei sehr gut mit jenem in homogenen Proben aus den entsprechenden Materialien [27, 7, 18, 19] überein.

In guter Übereinstimmung mit der Betriebserfahrung [7] und den aufgetretenen Rissbildungen in Mischnähten [25, 26] deuten diese erste 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 zum Stillstand kommt und nicht weiter in den unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff fortschreitet. Für den relativ unwahrscheinlichen Fall, dass sich das Korrosionsrisswachstum doch in den RDB-Stahl hinein fortsetzen sollte, wird erwartet, dass das SpRK-Risswachstum in der WEZ oder allerspätestens im unbeeinflussten RDB-Grundwerkstoff zum Stillstand kommt.

Im Rahmen von zusätzlichen Versuchen sollen diese wichtigen Ergebnisse noch weiter abgesichert werden. Es besteht zudem von FRI eine Offerte für eine weitergehende Beteiligung am PEACE-III-Programm.

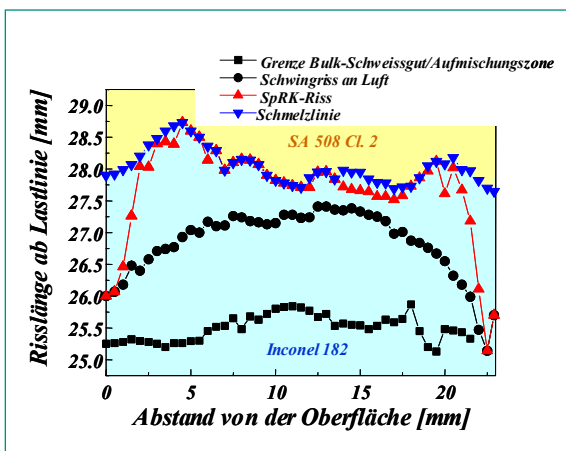
## 2.5 ICG-EAC Inconel-182/ Inconel-600-ROUND ROBIN

Innerhalb der ICG-EAC-Gruppe wurde 2002 ein Ringversuchsprogramm zur Risskorrosion in Nickelbasislegierungen unter SWR und DWR-Bedingungen gestar-

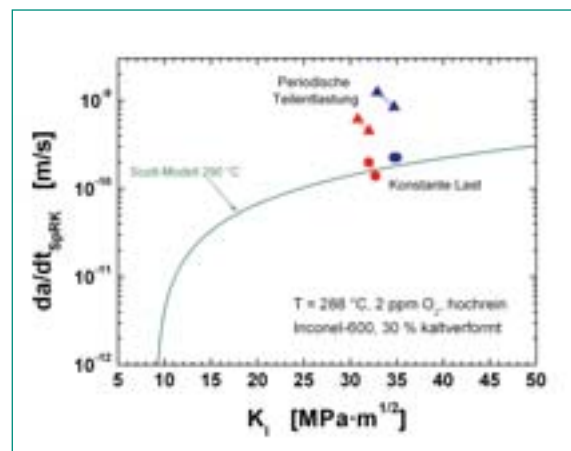
tet, das durch das Forschungs- und Entwicklungszentrum von General Electric (GE CRD) koordiniert wird und an dem sich insgesamt 23 Teilnehmer aus Amerika (4), Europa (9) und Asien (10) beteiligen. Das Ringversuchsprogramm hat folgende drei Hauptzielsetzungen:

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



Figur 15: Fraktografische Bestätigung für das Einschlagen des SpRK-Risswachstums im Bereich der Schmelzlinie in einem Versuch mit periodischer Teillastung bei einem  $K_I$ -Wert von  $35 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  in hochreinem Heisswasser mit einem Sauerstoffgehalt von 0.2 ppm.



Figur 16: PSI Ergebnisse der Phase 2 des ICG-EAC Round Robins mit SpRK-Risswachstumsraten in dem für diesen Werkstoff und Umgebungsbedingungen erwarteten Bereich.

In der zweiten Phase des Ringversuches wurde zwischen 2003 und 2004 das SpRK-Risswachstumsverhalten der Nickelbasislegierung Inconel-600 unter SWR- (2 ppm O<sub>2</sub>, 288° C, hochreines Wasser und 30 ppb Sulfat) und DWR-Bedingungen (sauerstofffrei, 30 cc/kg H<sub>2</sub>, 325 und 288° C) untersucht. Durch Kreuzwalzen wurde im Ausgangsmaterial eine Kaltverformung von 30% aufgebracht. Damit innerhalb vernünftiger Zeitdauer entlang der gesamten Rissfront ein vollständiger Übergang vom transkristallinen Schwingriss zu einem interkristallinen SpRK-Riss möglichst gleichmässig erfolgte, wurde für diese Versuche eine komplexe Blockbelastungssequenz verwendet: Zu Beginn wurde ein aktiv wachsender Korrosionsriss durch zyklische Belastung erzeugt, wobei das Lastverhältnis bei konstanter Oberlast schrittweise von 0.3 bis auf 0.7 erhöht wurde. Anschliessend wurde bei einem Lastverhältnis von 0.7 die Belastungsfrequenz schrittweise von  $\geq 1$  Hz auf  $10^{-3}$  Hz gesenkt und schliesslich zusätzlich eine Haltezeit von 9000 s bei konstanter Oberlast (periodische Teilentlastung) eingefügt, gefolgt von einer langen Phase mit rein statischer Belastung oder konstantem K<sub>I</sub>-Wert. Der Übergang vom trans- zum interkristallinen Risswachstum erfolgte dabei typischerweise während der Phase mit niederfrequenter zyklischer Belastung oder mit periodischer Teilentlastung.

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. Praktisch alle Partner hatten ihre Experimente der Phase 2 bis Juli 2004 durchgeführt und ausgewertet. Trotz des sehr inhomogenen Gefüges und der zum Teil starken Beeinflussung des lokalen Risswachstums durch Oxideinschlüsse wurde von allen Partnern unter identischen Umgebungsbedingungen sowohl bei SWR- als auch DWR-Bedingungen vergleichbare Ergebnisse mit Risswachstumsraten im für diese Legierung typischen Bereich (Figur 16) beobachtet. Unter DWR-Bedingungen konnte jedoch in vielen Fällen das schnelle SpRK-Risswachstum unter konstanter Last nicht aufrechterhalten werden.

Auf Grund 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-Handschiessung in Japan gefertigte Inconel-182-Schweissverbindung zwischen zwei Inconel-600-Platten verwendet. Zurzeit laufen bei GE CRD und anderen Projektpartnern umfassende Untersuchungen zur Charakterisierung der Schweißnaht (Gefüge, Mikrohärtigkeit, Eigenspannungen, lokale plastische 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 12<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation gemeinsam besprechen zu können.

Phase	SWR 15 Teilnehmer		DWR 14 Teilnehmer		Zeitplan
	Material	Bedingungen	Material	Bedingungen	
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 <sub>2</sub>	In-600 CW	B/Li, 325° C, 30 cc/kg H <sub>2</sub>	April 04
Phase 2b	In-600 CW	2ppm O <sub>2</sub> + 30 ppb SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup>	In-600 CW	B/Li, 288° C, 30 cc/kg H <sub>2</sub>	April 04
Phase 3a	Vergleich der SpRK-Ergebnisse		Vergleich der SpRK-Ergebnisse		April 04
Phase 3b	In-600 CW	Evtl. Testwiederholung	In-600 CW	Evtl. Testwiederholung	2004
Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 3	In-182	Festlegung nach Phase 3	2004/2005
Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 4a	In-182	Festlegung nach Phase 4a	2005/2006
Phase 5	Abschlussbericht + «Testing Guidelines»				2006

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

## 2.6 Publikationen 2004

### Zeitschriftenartikel:

- **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.
- **S. Ritter, T. Dorsch, R. Kilian**, Using Thionates for Noise Experiments – a Reasonable Combination?, *Materials and Corrosion*, 55 (2004), pp. 781 – 786.
- **B. Tirbonod**, A Model for an Anodic Dissolution Cell in Connection to Its Dimensions for Stress Corrosion Cracking, *Corrosion Science*, 46 (2004), pp. 2715 – 2741.

### Konferenzbeiträge:

- **J. Hickling, H.P. Seifert, S. Ritter**, Research and Service Experience with Environmentally Assisted Cracking of Low-Alloy Steel, Boiler Tube and HRSG Tube Failures and Inspections International Conference, November 2 – 4, 2004, Sheraton San Diego Hotel & Marina, San Diego, California, USA.
- **J. Föhl, T. Weissenberg, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, H.P. Seifert, S. Ritter, A. Roth, B. Devrient, U. Ehrnstén**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions (CASTOC), 30. MPA Seminar, Paper No. 24, pp. 24.1 – 24.27, Universität Stuttgart, 6. – 7. Oktober 2004.
- **H.P. Seifert, S. Ritter**, Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV and Piping Steels under BWR Conditions, Proceedings of the 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Session 3: Environmental Effects, CD-ROM, Sevilla, Spanien, 3. – 6. Oktober 2004.
- **S. Ritter, H.P. Seifert**, Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV Steels at Different Temperatures and Loading Frequencies under BWR/NWC Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 276, Nice, France, September 12 – 16, 2004.
- **S. Ritter, H.P. Seifert, B. Devrient, U. Ehrnstén, M. Ernestová, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, A. Roth, T. Weissenberg, M. Žamboch**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, Part I: BWR/

NWC Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 281, Nice, France, September 12 – 16, 2004.

- **M. Ernestová, M. Žamboch, B. Devrient, U. Ehrnstén, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, S. Ritter, A. Roth, H.P. Seifert, T. Weissenberg**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, Part II: VVER Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 241, Nice, France, September 12 – 16, 2004.
- **H.P. Seifert, S. Ritter**, The Effect of Chloride and Sulphate Transients on the SCC Behaviour of Low-Alloy RPV Steels under Simulated BWR/NWC Conditions, Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Low Alloy Steel Session, Paper L7, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- **H.P. Seifert, S. Ritter**, PSI Results of the 1<sup>st</sup> ICG-EAC Round Robin Test on CW Alloy 600 (Phase 2) under BWR Conditions, Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Round Robin Session, Paper ANRR11, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- **A. Roth, J. Föhl, T. Weissenberg, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, H.P. Seifert, S. Ritter, B. Devrient, U. Ehrnstén**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions (CASTOC), Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Low Alloy Steel Session, Paper L4, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- **S. Ritter, H.P. Seifert**, The Effect of Chloride and Sulfate Transients on the Stress Corrosion Cracking Behaviour of Low-Alloy RPV Steels Under Simulated BWR Environment, NACE Corrosion 2004, CD-ROM, Paper No. 04680, NACE, New Orleans, LA, USA, March 28 – April 1, 2004.
- **S. Ritter, T. Dorsch, R. Kilian**, Using Thionates for Noise Experiments – a Reasonable Combination?, NACE Corrosion 2004, CD-ROM, Paper No. 04458, NACE, New Orleans, LA, USA, March 28 – April 1, 2004.

### 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 [4 – 6] und anderer Veranstaltungen (z. B. KFES-Meeting) regelmässig über den aktuellen Stand der Arbeiten informiert. Das PSI wurde bei verschiedenen Fragestellungen als Experte von den Schweizer Kraftwerken hinzugezogen.

### 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 [12 – 14, 28, 29]. 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 Fracture Research Institute der Tohoku Universität aus Sendai/Japan mit der Option für eine weitergehende Zusammenarbeit im Rahmen des PEACE-III-Programmes. General Electric Nuclear Energy und XGEN Consulting führen im Auftrag des Electric Power Research Institutes (EPRI) und in Zusammenarbeit 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 [30, 31].

Das im 5. EU-Rahmenprogramm durchgeführte Projekt «CASTOC» [32] (EURATOM, EU Nr. FIKS-2000-00048/BBW Nr.: 99.0715) wurde zu Beginn dieses Jahres mit dem Abschlussbericht erfolgreich beendet. Zurzeit werden die wesentlichen Ergebnisse und Schlussfolgerungen dieses Projektes an verschiedenen Konferenzen [14, 16, 17, 33] publiziert und sollen in einem Zeitschriftenartikel zusammengefasst werden.

Auf Initiative und unter Federführung von PSI und FRAMATOME ANP wurde 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 19 Institute, Universitäten und Firmen aus 13 Ländern in Europa beteiligen [34]. In diesem Zusammenhang wurden im Rahmen einer 12-wöchigen Praktikumsarbeit einer Studentin der Werkstoffwissenschaften des Lehrstuhls für Korrosion und Oberflächentechnik (Prof. Virtanen) der Universität Erlangen-Nürnberg erste Voruntersuchungen zur Früherkennung der SpRK-Rissbildung in rostfreien Stählen unter SWR-Bedingungen mittels elektrochemischen Rauschmessungen durchgeführt.

## 5. Bewertung 2004 und Ausblick 2005

### 5.1 Bewertung 2004

Alle Zielsetzungen und Meilensteine für 2004 wurden erreicht. Durch den Abschluss der Umbauarbeiten Ende 2003 konnten ab Beginn des Jahres 2004 auch Risskorrosionsexperimente unter simulierten HWC-Bedingungen bei unterschiedlichen Wasserstoff/Sauerstoff-Konzentrationsverhältnissen durchgeführt werden. Dies ist von grosser Bedeutung für die Schweizer SWR, da KKM seit kurzem die HWC/NMCA-Fahrweise einsetzt und KKL ein Wechsel von der NWC- zur HWC-Fahrweise auf 2006 vorsieht.

### 5.2 Schlussfolgerungen

Die Konservativität der BWRVIP-60 SpRK- und ASME XI Ermüdungsrischwachstumskurven 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 Korrosionsrischwachstum weit oberhalb dieser Rischwachstumskurven auftreten kann. Erste Untersuchungen mit Wasserstoffeinspeisung unter simulierten HWC-Bedingungen führten unter diesen kritischen Systembedingungen immer zu einer signifikanten Verlangsamung des Korrosionsrischwachstums um mindestens eine Grössenordnung. Die Rischwachstumsraten fielen wenige Stunden nach dem Übergang zu HWC-Bedingungen unterhalb die ent-

sprechenden BWRVIP-60 SpRK- und ASME XI Ermüdungsrisswachstumskurven. Diese ersten Untersuchungen deuten auf eine grosse Wirksamkeit HWC-Fahrweise in RDB-Stählen hin und lassen einen signifikanten Zugewinn an Sicherheit bezüglich der Risskorrosion gegenüber NWC-Bedingungen erwarten.

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 Korrosionsrisswachstum 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 und haben trotz des inhomogenen Gefüges und der zum Teil starken Beeinflussung des lokalen Risswachstums durch Oxideinschlüsse vergleichbare Ergebnisse mit Risswachstumsraten im erwarteten Bereich geliefert. Im nächsten Schritt kann deshalb nun bei allen Projektpartnern das SpRK-Risswachstum im Inconel-182-Schweissgut einer Inconel-600/Inconel-182-Mischnaht untersucht werden.

### 5.3 Ausblick 2005

Das Projekt soll Ende 2005 termingerecht und erfolgreich abgeschlossen werden. Für das Jahr 2005 sind neben dem Abschlussbericht noch folgende Arbeiten geplant:

*TP-I – Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/NWC-Bedingungen:*

- Bestimmung der kritischen Chlorid-Konzentration für schnelles SpRK-Risswachstum bei tieferen Korrosionspotenzialwerten ECP von -100 und -300 mV<sub>SWE</sub>.
- Kontrollversuche in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem Wasser bei einem stöchiometrischen Sauerstoffüberschuss.

*TP-II – Risskorrosion in RDB-Stählen unter SWR/HWC-Bedingungen:*

- 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.
- Bestimmung der kritischen Frequenz zur Aufrechterhaltung von schnellem SwRK-Risswachstum in Abhängigkeit des Korrosionspotenzials ECP als mögliche Basis zur Ermittlung von neuen Ermüdungsrisswachstumskurven in den Regelwerken für HWC-Bedingungen.

*TP-IIIa – Risskorrosion in einer Inconel-182-RDB-Mischnaht unter SWR/NWC-Bedingungen:*

- Weitere SpRK-Versuche mit Proben mit unterschiedlichen Risslagen und -orientierungen.
- Entscheidung über eine Fortsetzung der Zusammenarbeit mit FRI im Rahmen von PEACE-III.

*TP-IIIb – ICG-EAC-Ringversuch:*

- 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.

*Konferenzbeiträge und Publikationen:*

- ICG-EAC 2005 (April 2005, Antwerpen, Belgien).
- ECG-COMON 2005 (Juni 2005, Ljubljana, Slowenien).
- 12<sup>th</sup> Environmental Degradation Conference (August 2005, Snowbird, USA).
- EUROCORR 2005 (September 2005, Lissabon, Portugal).
- Einreichen von zwei neuen Publikationen in wissenschaftlichen Zeitschriften.
- Abschlussbericht als PSI-Bericht.

*Nachfolgeprojekt RIKORR-III (2006 – 2008):*

- Ausarbeitung eines Projektvorschlages für ein Nachfolgeprojekt in Absprache mit der HSK. Das Schwergewicht der Risskorrosionsforschung wird sich dabei

auf Grund des im Bereich der RDB-Stähle erreichten hohen Kenntnisstandes und der aktuellen Risskorrosionsproblematik in DWR und SWR verstärkt in Richtung rostfreier Stähle und Nickelbasislegierungen sowie deren Schweißnähte hin verschieben.

## 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**, Spannungsrisskorrosion 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 2003, Dezember 2003.
- [4] **Q. Peng, T. Shoji**, Stress Corrosion Cracking Behaviour in the Transition Zone of an Alloy 182 and Low Alloy Steel Weld Joint in Simulated Boiling Water Reactor Water, Handout, Annual Steering Committee Meeting of PEACE-II Program, April 15, 2004, Tohoku University, Japan.
- [5] **H.P. Seifert, Handout Halbjahresgespräch H.P. Seifert, S. Ritter, B. Gerodetti, U. Ineichen**: «RIKORR-II: Risskorrosion in ferritischen druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR – Risskorrosionsverhalten einer Alloy 182/RDB-Stahl-Mischnaht», Handout zur RIKORRR-II-Halbjahresprojektpräsentation 2004, PSI, 24. Juni 2004.
- [6] **H.P. Seifert, S. Ritter**, PSI Results of the 1<sup>st</sup> ICG-EAC Round Robin Test on CW Alloy 600 (Phase 2) under BWR Conditions, Final Handout distributed to Round Robin Partners by e-mail, February 2004.
- [7] **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.
- [8] **S. Ritter, T. Dorsch, R. Kilian**, Using Thionates for Noise Experiments – a Reasonable Combination?, Materials and Corrosion, 55 (2004), pp. 781 – 786.
- [9] **B. Tirbonod**, A Model for an Anodic Dissolution Cell in Connection to Its Dimensions for Stress Corrosion Cracking, Corrosion Science, 46 (2004), pp. 2715 – 2741.
- [10] **S. Ritter, H.P. Seifert**, The Effect of Chloride and Sulfate Transients on the Stress Corrosion Cracking Behaviour of Low-Alloy RPV Steels Under Simulated BWR Environment, NACE Corrosion 2004, CD-ROM, Paper No. 04680, NACE, New Orleans, LA, USA, March 28 – April 1, 2004.
- [11] **S. Ritter, T. Dorsch, R. Kilian**, Using Thionates for Noise Experiments – a Reasonable Combination?, NACE Corrosion 2004, CD-ROM, Paper No. 04458, NACE, New Orleans, LA, USA, March 28 – April 1, 2004.
- [12] **H.P. Seifert, S. Ritter**, The Effect of Chloride and Sulphate Transients on the SCC Behaviour of Low-Alloy RPV Steels under Simulated BWR/NWC Conditions, Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Low Alloy Steel Session, Paper L7, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- [13] **H.P. Seifert, S. Ritter**, PSI Results of the 1<sup>st</sup> ICG-EAC Round Robin Test on CW Alloy 600 (Phase 2) under BWR Conditions, Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Round Robin Session, Paper ANRR11, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- [14] **A. Roth, J. Föhl, T. Weissenberg, D. Gómez-Bri-ceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, H.P. Seifert, S. Ritter, B. Devrient, U. Ehrnstén**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions (CAS-TOC), Minutes of the 2004 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Light Water Reactor Materials, CD-ROM, Ed.: J. Hickling, Low Alloy Steel Session, Paper L4, Awaji Yumebutai, Japan, April 18 – 23, 2004.
- [15] **S. Ritter, H.P. Seifert**, Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV Steels at Different Temperatures and Loading Frequencies un-



- der BWR/NWC Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 276, Nice, France, September 12 – 16, 2004.
- [16] **S. Ritter, H.P. Seifert, B. Devrient, U. Ehrnstén, M. Ernestová, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, A. Roth, T. Weissenberg, M. Žamboch**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CAS-TOC, Part I: BWR/NWC Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 281, Nice, France, September 12 – 16, 2004.
- [17] **M. Ernestová, M. Žamboch, B. Devrient, U. Ehrnstén, J. Föhl, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, S. Ritter, A. Roth, H.P. Seifert, T. Weissenberg**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, Part II: VVER Conditions, EUROCORR 2004, CD-ROM, Paper No. 241, Nice, France, September 12 – 16, 2004.
- [18] **H.P. Seifert, S. Ritter**, Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV and Piping Steels under BWR Conditions, Proceedings of the 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Session 3: Environmental Effects, CD-ROM, Sevilla, Spanien, 3. – 6. Oktober 2004.
- [19] **H.P. Seifert, S. Ritter**, New Observations About the SCC Crack Growth Behaviour of Low-Alloy RPV Steels Under BWR/NWC Conditions, 11<sup>th</sup> Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Stevenson, WA, USA, 10. – 14. August 2003.
- [20] **P.L. Andresen**, Modelling of Water and Material Chemistry Effect on Crack Tip Chemistry and Resulting Crack Growth Kinetics, 3<sup>rd</sup> Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, ANS/NACE/TMS, pp. 301 – 312, 1988.
- [21] **P.L. Andresen**, Transition and Delay Time Behaviour of High Temperature Crack Propagation Rates Resulting from Water Chemistry Changes, 1<sup>st</sup> Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, ANS/NACE/TMS, Monterey, CA, USA, Sep. 1985, pp. 84 – 92.
- [22] **P. L. Andresen, L. M. Young**, Crack Tip Micro-sampling 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, 3<sup>rd</sup> 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] **S. Pathania, A. McIlree, J. Hickling**, Overview of Primary Water Cracking of Alloys 182/82 in PWRs, 5<sup>th</sup> Fontevraud Conference «Contribution of Material Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors», CD-ROM, Fontevraud, Frankreich, 22. – 27. September 2002.
- [26] **R.M. Horn, P.L. Andresen, J. Hickling**, BWR Alloy 182 Stress Corrosion Cracking Experience, 5<sup>th</sup> 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] **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.
- [28] **S. Ritter, H.P. Seifert**, Introduction of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials to EFC WP4 Members, Meeting of the Working Party 4 «Nuclear Corrosion» of the European Federation of Corrosion, CEA Headquarters, Paris, April 16, 2004.
- [29] **S. Ritter, H.P. Seifert**, Overview and Current Status of the ECG-COMON, Minutes of the Kick-off Meeting of the ECG-COMON, Nice, France, September 17, 2004.
- [30] **R.M. Horn, H.S. Mehta**, Low Alloy Steel EAC Corrosion Fatigue Relationships for BWR Environment,

- 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, EPRI/US-NRC/OECD-NEA/CSNI, Seville, Spain, October 3 – 6, 2004.
- [31] **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, 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, EPRI/US-NRC/OECD-NEA/CSNI, Seville, Spain, October 3 – 6, 2004.
- [32] **J. Föhl, U. Ehrnstén, M. Ernestová, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, S. Ritter, A. Roth, B. Devrient, H.P. Seifert, T. Weissenberg, M. Žamboch**, Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions – CASTOC, FISA-Conference on EU Research in Reactor Safety, Luxemburg, 10. – 12. November 2003.
- [33] **J. Föhl, T. Weissenberg, D. Gómez-Briceño, J. Lapeña, M. Ernestová, M. Žamboch, H.P. Seifert, S. Ritter, A. Roth, B. Devrient, U. Ehrnstén**, Crack Growth Behaviour of Low Alloy Steels for Pressure Boundary Components under Transient Light Water Reactor Operating Conditions (CASTOC), 30. MPA Seminar, Paper No. 24, pp. 24.1 – 24.27, Universität Stuttgart, 6. – 7. Oktober 2004.
- [34] **S. Ritter, H.P. Seifert**, Overview and Current Status of the ECG-COMON, Minutes of the Kick-off Meeting of the ECG-COMON, Novotel Nice Center, Nice, France, September 17, 2004.



# Diagnostik

## Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung

Autor und Koautoren	D. Kalkhof, H.J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Labor für Werkstoffverhalten
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 2620, dietmar.kalkhof@psi.ch www.psi.ch und <a href="http://www.web.psi.ch/lwi0.htm">http://www.web.psi.ch/lwi0.htm</a>
Dauer des Projekts	1.7.2002 bis 30.6.2005

### ZUSAMMENFASSUNG

Das Projektziel von DIAGNOSTIK besteht in der Entwicklung einer Methode zur Früherkennung von Materialermüdung in Rohrleitungen aus nichtrostenden austenitischen Stählen unter der Nutzung des Effektes der deformations-induzierten 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 2004 wurde das Ermüdungsverhalten des Rohrleitungsmaterials X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, AISI 321) umfassend untersucht, d. h. eine Analyse der mechanischen, magnetischen und mikrostrukturellen Eigenschaften durchgeführt. Die Ergebnisse wurden mit früheren Messungen an Stangen- und Platten-Materialzuständen verglichen. Daraus liessen sich wichtige Schlussfolgerungen ableiten, vor allem bezüglich der Bedingungen für eine Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung. Weiterhin konnten auch neue Erkenntnisse zu den Mechanismen der Martensitbildung gewonnen werden.

Insgesamt liegen nunmehr 3 komplette Datensätze für niederzyklische Ermüdung von Stangen-, Platten- und Rohrleitungsmaterial des Stahles X6CrNiTi18-10 vor. Weitere Messungen erfolgen im nächsten Jahr für kraftwerksrelevante Rohrleitungsstähle. Als generelle Schlussfolgerung aus den bisherigen Untersuchungen kann festgestellt werden, dass sich der Effekt der deformations-induzierten 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 Schöffler-Diagramm kann genutzt werden, um aus der chemischen Zusammensetzung die Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung abzuschätzen. Die vorliegenden Untersuchungen haben gezeigt, dass relativ klein erscheinende Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung und in der Mikrostruktur der Reaktorstähle 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.

## Inhaltsverzeichnis

<b>1. Projektziele</b>	<b>93</b>
1.1 Einleitung	93
1.2 Projektziele 2004	94
<b>2. Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse</b>	<b>95</b>
2.1 Charakterisierung der Untersuchungsmaterialien	95
2.2 Kurzbeschreibung der Messmethoden	96
2.2.1 Ermüdungsversuche	96
2.2.2 Metallografische Gefügeuntersuchungen	96
2.2.3 Neutronendiffraktions-Experimente	97
2.2.4 Magnetische Werkstoffcharakterisierung	98
2.3 Ermüdungsverhalten der unterschiedlichen Stahlqualitäten	98
2.4 Ermüdungs-induzierte Martensitbildung für die unterschiedlichen Stahlqualitäten	100
2.4.1 Martensitgehalt in Abhängigkeit der Schwingspielzahl (Lebensdauer)	100
2.4.2 Martensitgehalt in Abhängigkeit der Temperatur	102
2.5 Mikrostrukturelle Untersuchungen	103
2.5.1 Charakterisierung der Ausgangsmaterialien	104
2.5.2 Mikrostrukturmerkmale an den niederzyklisch ermüdeten Proben der untersuchten Stahlqualitäten	104
<b>3. Nationale Zusammenarbeit</b>	<b>105</b>
<b>4. Internationale Zusammenarbeit</b>	<b>108</b>
<b>5. Bewertung 2004 und Ausblick 2005</b>	<b>108</b>
<b>6. Publikationen des Projektes</b>	
<b>Diagnostik</b>	<b>111</b>
6.1 Publikationen in wissenschaftlichen Zeitschriften	111
6.2 PSI-Berichte	111
6.3 Konferenzbeiträge	111
<b>7. Referenzen</b>	<b>112</b>

# 1. Projektziele

## 1.1 Einleitung

**Werkstoffalterungsvorgänge** in druckführenden Primärkreislauf-Komponenten von Leichtwasserreaktoren können sowohl die Anlagensicherheit als auch ihre Verfügbarkeit und Wirtschaftlichkeit nachhaltig beeinträchtigen und spielen bei einer möglichen Lebensdauererlängerung eine entscheidende Rolle. Der heutige Wettbewerbs- und damit Kostendruck für Stromerzeugungsanlagen setzt für den wirtschaftlichen Betrieb der Kernkraftwerke auf hohem Sicherheitsniveau den Einsatz optimierter Methoden des Lebensdauermanagements voraus. Der Alterungsmechanismus der thermischen Ermüdung von Behältern und Rohrleitungen gewinnt zunehmend an Bedeutung. Eine frühzeitige Diagnose, in welchen Zeitperioden, unter welchen Bedingungen und an welchen kritischen Stellen sich Risse ausbilden können, trägt wesentlich zum sicheren Betrieb der Kernkraftwerke bei und erhöht deren Verfügbarkeit.

Unter **Materialermüdung** wurde lange Zeit das Versagen von Werkstoffen durch fortschreitendes Risswachstum verstanden, welches durch wiederholte Spannungszyklen verursacht wird. Der Schwerpunkt der Forschung lag in der Bestimmung formelmässiger Zusammenhänge zwischen Belastungsgrössen und Lebensdauer. Ziel war es, einfache ingenieurmässige Regeln abzuleiten, die eine sichere Vermeidung von Ermüdungsschäden primär durch konstruktive Massnahmen ermöglichen sollten.

Heute bezeichnet Materialermüdung das Fachgebiet der Materialwissenschaften, das sich mit dem Werkstoffverhalten bei Schwingbeanspruchung und der dadurch verursachten Werkstoffschädigung befasst. Dabei umfasst der Begriff Werkstoffschädigung mikrostrukturelle Veränderungen im Vorfeld der Rissbildung. Zahlreiche Untersuchungen an vielen technischen Materialien haben den Zusammenhang zwischen der Veränderung makroskopischer Werkstoffeigenschaften wie zyklische Ver- oder Entfestigung und mikrostrukturellen Veränderungen wie Erhöhung der Versetzungsdichte oder Ausbildung von Versetzungsnetzwerken aufgezeigt.

Ziel der Forschung ist es, Methoden zu entwickeln, mittels derer die Lebensdauer von Bauteilen oder Komponenten sicher vorhergesagt werden kann. Dazu ist die Kenntnis

des Schädigungszustandes der betreffenden Materialien unbedingt notwendig, insbesondere in den Anwendungsbereichen, in denen aus Sicherheitsgründen Bruchausschluss gefordert wird und daher die Existenz von Rissen unerwünscht und ihr kritisches Wachstum unzulässig ist. Dazu zählt der Bereich der Primärkreislauf-Komponenten in einem Kernkraftwerk. Hier sind Methoden gefragt, die eine Einschätzung des Schädigungszustandes vor Einsetzen der Rissbildung ermöglichen.

In den Kernkraftwerken tritt überwiegend thermische Ermüdung in Erscheinung [19]. Bei An- und Abfahrvorgängen oder Laständerungen treten insbesondere bei dickwandigen und massiven Bauteilen durch rasche Temperaturänderungen zum Teil erhebliche Temperaturdifferenzen im Bauteil auf, die zu Verformungen infolge behinderter Wärmedehnung führen. Die wärmere Zone wird dabei gestaucht, zunächst elastisch und bei genügend grossen Temperaturdifferenzen auch plastisch. Nach Ausgleich der Temperaturunterschiede entstehen in den vorher plastisch verformten Bereichen Zugeigenspannungen.

**Thermische Ermüdung** wird als relevanter Langzeitschädigungsmechanismus in den Kernkraftwerken angesehen, der mit dem Altern der Anlagen an Bedeutung zunimmt. Im Allgemeinen sind die gängigen Ermüdungsparameter infolge thermischer Belastung bekannt und werden durch die Anlagenüberwachungssysteme kontrolliert. Dennoch zeigen aufgetretene Schäden an Behälterstützen und Rohrleitungen, dass nicht alle Temperaturschichtungs- und Mischungsphänomene angemessen durch die üblichen Temperaturmesseinrichtungen erkannt werden können. Dies bezieht sich insbesondere auf folgende sicherheitsrelevante Komponenten:

- Speisewasserstützen am Reaktordruckbehälter (SWR) und Dampferzeuger (DWR),
- Sprühleitungen (DWR),
- Regenerative Wärmetauscher (DWR) und Rohrleitungen des RHR-Systems,
- Volumenausgleichsleitung (DWR),
- T-Stücke (SWR, DWR) an Speisewasserleitungen (Hauptumwälzleitung, Druckhalter).

Für hochzyklische thermische Belastungsabläufe, die beispielsweise bei Mischvorgängen an T-Stücken oder durch Leckageströmungen (Ventilen) auftreten,

gibt es bisher keine messtechnische Erfassung der auftretenden Belastungen sowie keine Berechnungs- und Bewertungsmethoden. Auch sind die Ursachen und Abläufe für den Rissfortschritt der durchgehenden Risse an einem Rohrbogen des Kernkraftwerkes Civaux nicht vollständig aufgeklärt und verstanden.

In Bezug auf das Werkstoffverhalten bei nieder- und hochzyklischer thermischer Ermüdung von Rohrleitungen sind die Vorgänge der Rissinitiierung und Rissausbreitung bisher nicht ausreichend untersucht. Verlauf und Ausmass der thermischen Ermüdung werden weitgehend durch den Gefügebautbau der Werkstoffe bestimmt. Die in den Kernkraftwerken eingesetzten austenitischen Stähle weisen hierbei eine Besonderheit auf. Bei diesen Werkstoffen kann es sowohl bei zügiger als auch bei zyklischer Beanspruchung zur **deformations-induzierten Martensitbildung** kommen. Dieser grundlegende Sachverhalt ist seit längerem bekannt [16]. Der mögliche Zusammenhang zwischen Schädigungsgrad und Lebensdauer auf der einen Seite und Charakteristika der Martensitbildung auf der anderen Seite wurde bisher nicht grundlegend untersucht und aufgearbeitet.

Bekannt ist jedoch, dass der Widerstand gegen thermische Ermüdung stark verringert wird, wenn während der periodischen Temperaturänderung eine Phasenumwandlung stattfindet. Die Bildung von Martensit aus der Austenitmatrix setzt die Widerstandsfähigkeit des Stahles gegen thermische Ermüdung merklich herab, da die entstehende Struktur grosse innere Spannungen aufweist, die eine Rissbildung fördern. Bei höheren Martensitanteilen, die unter bestimmten Last- und Gefüge-Bedingungen in den austenitischen Stählen entstehen können, muss demzufolge mit einer Reduktion der Lebensdauer gerechnet werden.

Über das Verständnis der Mechanismen hinaus besteht Bedarf an einer Prüfmethodik, die eine Aussage über den Schädigungsgrad von im Betrieb befindlichen Anlagen ermöglicht. Die im Verlauf der Lebensdauer auftretenden Werkstoffveränderungen können aus den Änderungen zahlreicher physikalischer Eigenschaften abgeleitet werden. In Abhängigkeit von Amplitude und Schwingspielzahl einer Ermüdungsbeanspruchung kommt es zu einem Anstieg des elektrischen Widerstandes, einer Abnahme der Wärmeleitfähigkeit, zu Änderungen der mechanischen Dämpfung von Resonanzschwingungen (innere Reibung) oder auch zu Än-

derungen der magnetischen Leitfähigkeit und der Koerzitivfeldstärke. Gegenstand der Forschung ist daher die Entwicklung einer zerstörungsfreien Prüfmethode, die Aussagen über die relevanten Schadensparameter trifft.

Insgesamt lässt sich sagen, dass die Ergebnisse des Projektes dazu beitragen sollen, den Werkstoffzustand von sicherheitsrelevanten Komponenten in der Kraftwerkstechnik durch zerstörungsfreie Materialcharakterisierung besser zu erfassen. Neue Wege bei der Bestimmung der Lebensdauer werden aufgezeigt. Ein unmittelbarer Nutzen der Ergebnisse besteht darin, dass kritische Bereiche an Behälterstützen und Rohrleitungen, an denen bereits wiederholte plastische Dehnungen aufgetreten sind, durch die Messung eines erhöhten Martensitgehaltes frühzeitig aufgefunden werden können. Ein besseres Verständnis der Mechanismen und Einflussgrößen der deformations-induzierten Martensitbildung hilft bei der Analyse von Schadensfällen, die auf thermische Ermüdung zurückzuführen sind.

## 1.2 Projektziele 2004

In der Gruppe Bauteilsicherheit (NES/LWV) wurde im Jahre 1999 im Rahmen von experimentellen und analytischen Untersuchungen zu thermischer Ermüdung in Kernkraftwerken mit Untersuchungen zur deformations-induzierten Martensitbildung in austenitischen Reaktorstählen begonnen. Ein von der HSK mitfinanziertes Projekt (FEVER, 1999 – 2002) untersuchte mikrostrukturelle, mechanische und magnetische Eigenschaften bei Ermüdung an einem speziellen Stangenmaterial [1]. Unter den gegebenen Versuchsbedingungen war es möglich, die Lebensdauer der Ermüdungsproben unter Nutzung des Volumenanteils an ermüdungs-induziertem Martensit zu bestimmen. Der Martensitanteil wurde zerstörungsfrei mittels Neutronendiffraktometrie und magnetischer Methoden ermittelt [5 – 7].

Das laufende Folgeprojekt DIAGNOSTIK untersucht systematisch die wichtigsten Einflussgrößen der deformations-induzierten Martensitbildung bei Ermüdung wie Dehnungsamplitude, Temperatur, Schwingspielzahl, Erschöpfungsgrad, chemische Zusammensetzung und Gefügeeigenschaften des Materials [2 – 4, 8 – 15]. Ziel ist es abzuklären, ob die Methode auch im praktischen Einsatz im Kernkraftwerk an realen Rohrleitungswerkstoffen zur Lebensdauerbestim-

mung genutzt werden kann. Zusätzlich zum Stangenmaterial wurde in DIAGNOSTIK die Materialpalette bisher folgendermassen erweitert:

- Plattenmaterial X6CrNiTi18-10 (W-Nr. 1.4541, AISI 321) im lösungsgeglühten und kaltverformt/lösungsgeglühten Zustand,
- Rohrleitungsmaterial X6CrNiTi18-10 (W-Nr. 1.4541, AISI 321) im lösungsgeglühten Zustand, Abmessung der Rohrleitung 219 x 23 (entspricht VAL von DWR).

Die Rohrleitung war für Reparaturen in einem deutschen Kernkraftwerk vorgesehen und die Herstellungs- und Lieferbedingungen entsprachen dem kerntechnischen Regelwerk für druckführende Komponenten.

Bis Ende 2003 wurden Restuntersuchungen an dem Stangenmaterial des Vorprojektes FEVER sowie umfassende Untersuchungen am Plattenmaterial durchgeführt. Es konnte gezeigt werden, dass für die untersuchten Material- und Versuchsbedingungen (Stangen- und Plattenmaterial X6CrNiTi18-10, Temperaturbereich 20 – 260° C) ein monotoner Zusammenhang zwischen Martensitgehalt und Lastwechselzahl besteht [8 – 15]. Dies ermöglichte eine Bestimmung der Lebensdauer aus dem Martensitgehalt für diese beiden Stahlqualitäten im Rahmen der Streubreite der Messwerte. Der ermüdungs-induzierte Volumenanteil an Martensit wurde dabei in Abhängigkeit der Schwingspielzahl (Lebensdauer, Erschöpfungsgrad), der Dehnungsamplitude, Temperatur sowie der Wärmebehandlung im Ausgangszustand bestimmt. Die im Jahre 2003 durchgeführten ersten Untersuchungen an dem Rohrleitungsmaterial zeigten jedoch auch, dass die ermüdungsbedingte Martensitbildung stark von der chemischen Zusammensetzung des Stahls beeinflusst wird.

Das Projektziel für 2004 bestand in der umfassenden Charakterisierung des Ermüdungsverhaltens des Rohrleitungsmaterials X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, AISI 321), insbesondere der ermüdungsbedingten Mikrostrukturänderungen einschliesslich der deformations-induzierten Martensitbildung. Weiterhin wurden einige zusätzliche Untersuchungen mit dem Plattenmaterial durchgeführt. Hier wurde der Martensitanteil in sehr frühen Ermüdungsphasen gemessen und grundlegende Untersuchungen zum Mechanismus der Martensitbildung durchgeführt. Das Plattenmaterial weist eine hohe Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung auf. Es entstehen hohe Volumenantei-

le an deformations-induziertem Martensit. Somit eignet sich das Plattenmaterial besonders gut für grundlegende Experimente. Da die Ermüdungsversuche für bestimmte, standardisierte Lastbedingungen durchgeführt werden, bedarf es zur Übertragung der Ergebnisse auf die transienten Temperaturbelastungen im Kraftwerk eines Werkstoffmodells für Ermüdung unter Einbeziehung der deformations-induzierten Martensitbildung. Im Einzelnen wurden folgende Untersuchungen durchgeführt:

- **Ermüdungsverhalten:** Aufnahme der zyklischen Spannungs-Dehnungs-Kurven, der  $\epsilon_N$ - und  $S_N$ -Kurven (Lebensdauerkurven bei dehnungsgeregelter Versuchsführung), Vergleich mit internationalen Datenbanken,
- Untersuchung und Charakterisierung des sekundären Verfestigungsverhalten, Vergleich des Ermüdungsverhaltens mit den Stangen- und Plattenmaterialien,
- **deformations-induzierte Martensitbildung:** Bestimmung des Volumenanteils an Martensit in Abhängigkeit der Schwingspielzahl (Lebensdauer, Erschöpfungsgrad) mittels Neutronendiffraktometrie und magnetischer Methoden,
- Bestimmung der Temperaturabhängigkeit der deformations-induzierten Martensitbildung durch Untersuchungen mittels Neutronendiffraktometrie und magnetischer Methoden,
- **Mikrostrukturanalyse:** Charakterisierung der Gefüge im Ausgangszustand und für Ermüdungszustände unterschiedlicher Erschöpfungsgrade mittels Metallografie, Raster (REM)- und Transmissions-Elektronenmikroskopie (TEM),
- **Modellierung:** Entwicklung eines Werkstoffmodells zur Berechnung der Martensitbildung für tatsächliche Betriebsbeanspruchungen und Verifizierung des Modells mit Labordaten.

## 2. Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

### 2.1 Charakterisierung der Untersuchungsmaterialien

Für die Untersuchungen des Jahres 2004 wurden Standard-Ermüdungsproben (ASTM E 606) hauptsächlich aus einem Rohrleitungsabschnitt entnommen. Für einige Zusatzuntersuchungen kamen Proben aus dem Plat-



tenmaterial zum Einsatz. Das Plattenmaterial wurde vom Stahlwerk im lösungsgeglühten Zustand geliefert. Das Rohrleitungsstück stammte aus einem Fertigungslos, aus dem Rohre für Reparaturen in einem deutschen Kernkraftwerk verwendet wurden. Die Rohre entsprechen den kerntechnischen Anforderungen für druckführende Komponenten. Sowohl beim Plattenmaterial als auch beim Rohrleitungsmaterial handelt es sich um den titanstabilisierten nichtrostenden austenitischen Stahl EN 10088-3 – X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, entspricht AISI 321). Der ermüdungsrelevante Mittelteil der Probe war 20 mm lang (Messlänge des Dehnungsaufnehmers) und wies einen Durchmesser von 10 mm auf.

Da bei der Darstellung der Ergebnisse auch ältere Messungen vom Stangenmaterial einbezogen wurden, ist in den nachfolgenden Tabellen das Stangenmaterial berücksichtigt. Die chemische Zusammensetzung und die Herstellungsbedingungen der drei unterschiedlichen Stahlqualitäten sind in den Tabellen 1 und 2 zusammengestellt. Die chemische Zusammensetzung wurde mittels ICP-OES (Inductive Coupled Plasma Emission Photometry) ermittelt.

Wesentliche Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung bestanden vor allem im Chrom- und Nickelgehalt. Das Plattenmaterial wies im Vergleich zu den anderen beiden Materialien geringere Anteile an Cr und Ni auf. Hinsichtlich der Fertigungsbedingungen ist anzumerken, dass das Stangenmaterial im kaltgezogenen Ausgangszustand vorlag. Die Materialien von Platte und Rohrleitung wurden nach der Fertigung lösungsgeglüht. Über die Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung gab die Einordnung in das Schöffler-Diagramm erste Hinweise (Abb. 1). Basierend auf der chemischen Zusammensetzung wurde ein Chrom-Äquivalent, das die ferritstabilisierenden Elemente berücksichtigt, und ein Nickel-Äquivalent, das die austenitstabilisierenden Elemente enthielt, berechnet [18].

Es erwies sich, dass das Plattenmaterial auf Grund der relativ geringen Anteile an Cr und Ni im Zweiphasengebiet Austenit/Martensit lag. Es konnte somit erwartet werden, dass hier eine sehr hohe Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung auftritt. Der Rohrleitungswerkstoff war hingegen weit entfernt vom Zweiphasengebiet und sollte demnach wenig Martensit nach der Belastung aufweisen. Das Stangenmaterial lag zwischen diesen beiden Materialien.

## 2.2 Kurzbeschreibung der Messmethoden

### 2.2.1 Ermüdungsversuche

Die Ermüdungsversuche wurden auf einer 250 kN servohydraulischen Schenck-Prüfmaschine (DE) durchgeführt unter Verwendung des digitalen Steuersystems Fast Track 8800 der Instron Corporation (USA). Die Materialproben wurden dabei einer sinusförmigen Wechsellast ohne Mitteldehnung ( $R = -1$ ) ausgesetzt. Die Versuchsführung war dehnungsgeregelt (totale Dehnungsamplitude) mit einer Belastungsfrequenz von 0.5 Hz. Die Untersuchungen fanden bei unterschiedlichen Dehnungsamplituden 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 solange ermüdet, bis ein 5%-Abfall der maximalen Spannungsamplitude erreicht war. In diesem Moment betrug die Risstiefe ca. 1 mm. Aus 5 bis 10 Proben wurde dann 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 Metallografische Gefügeuntersuchungen

Die mikrostrukturellen Erkenntnisse basieren auf den Untersuchungen mittels Metallografie sowie REM und TEM. An den metallografischen Schlifften konnten die Martensitstrukturen und deren Verteilung qualitativ analysiert werden. Hierzu war es notwendig, eine neue metallografische Präparationstechnik zu entwickeln, die eine gleichzeitige Darstellung aller Mikrostruktureffekte ermöglichte (nichtmetallische Einschlüsse,  $\delta$ -Ferrit, Titancarbonitrid, deformations-induzierter Martensit, Korngrenzen der Austenitmatrix). Jeder dieser Mikrostrukturpartner kann eine entscheidende Rolle bei der Entstehung von Mikrorissen spielen. In den bisherigen Mikrostrukturanalysen wurde

zeigt, dass platten- und stabförmige Martensitstrukturen durch die Ermüdungsbeanspruchung entstehen. Der Martensit befindet sich in den Zwischenräumen von Gleitbändern und Mikrozwillingen, die als Merkmale für mikroplastische Verformung angesehen werden. Demzufolge entsteht Martensit ausschliesslich in den mikroplastisch verformten Bereichen und hängt von der Grösse der akkumulierten plastischen Dehnung ab.

Zur Aufklärung der unterschiedlichen Mechanismen der deformations-induzierten Martensitbildung wurden Untersuchungen am Transmissions-Elektronenmikroskop JEOL 2010 durchgeführt. Die Proben wurden durch elektrolytisches Zwillingsstrahlpolieren abgedünnt. Mit

der Methode der flächenselektiven Elektronendiffraktion konnte der Gittertyp der verschiedenen Phasen bestimmt werden.

### 2.2.3 Neutronendiffraktions (ND)-Experimente

Mit der Methode der Neutronendiffraktometrie (ND) wurde ein Verfahren gefunden, mit dem es möglich war, den Martensitgehalt in einem definierten Probenvolumen zu bestimmen. Die Neutronendiffraktometrie ist eine verifizierte Methode zur Phasenanalyse in Stählen und wurde demzufolge als Referenzmethode zur Martensitbestimmung für die zerstörungsfreien Prüfverfahren eingesetzt. Die ND-Experimente wurden am Diffraktometer DMC an der SINQ (PSI) durchgeführt. Für die Messungen an den Ermüdungsproben wurde

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Ti
Stange	0.03	0.43	1.87	0.030	0.025	17.8	0.351	9.92	0.121	0.363	0.024	0.146
Platte	0.05	0.18	1.27	0.021	0.003	17.4	0.209	9.31	0.121	0.227	0.012	0.430
Rohr	0.07	0.20	1.87	0.021	0.004	18.0	0.334	10.2	0.055	0.182	0.010	0.517

Tabelle 1: Chemische Zusammensetzung der drei unterschiedlichen Stahlqualitäten Stange, Platte und Rohrleitung des Stahls EN 10088-3, X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, entspricht AISI 321), Angaben in Massen-%.

Zustand	Herstellungsbedingungen	Wärmebehandlung
Stange	lösungsgeglüht, kaltgezogen	keine
Platte	warmgewalzt, lösungsgeglüht	1050° C, abgeschreckt
Rohr	geschmiedet, warmgefertigt, lösungsgeglüht	1050° C, abgeschreckt

Tabelle 2: Herstellungsbedingungen und Wärmebehandlung der drei unterschiedlichen Stahlqualitäten.

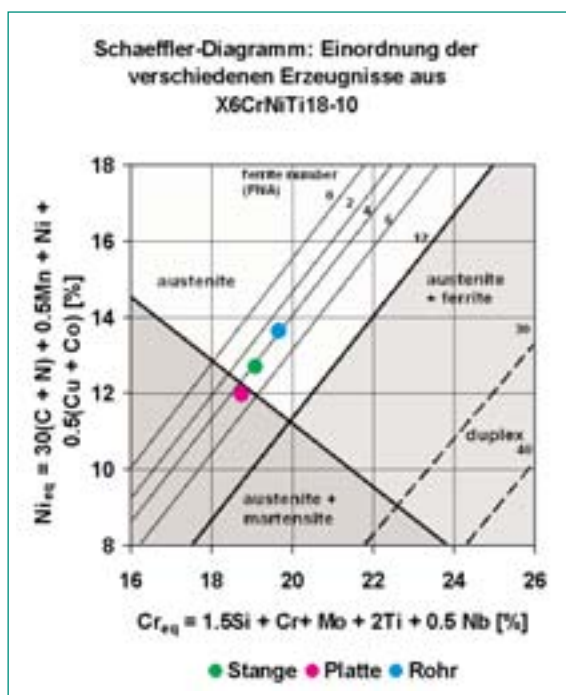


Abb. 1: Einordnung der drei Stahlqualitäten von Stangen-, Platten- und Rohrleitungsmaterial des Stahls X6CrNiTi18-10 (AISI 321) in das Schaeffler-Diagramm entsprechend der chemischen Zusammensetzung. Der Abstand zum Zweiphasengebiet Austenit + Martensit sollte einen Hinweis geben zur Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung. Demzufolge ist anzunehmen, dass der Martensitgehalt, der durch Ermüdung gebildet wird, in der folgenden Reihenfolge zunimmt: Rohrmaterial ⇒ Stange ⇒ Platte.

ein relativ grosser Strahlquerschnitt eingestellt, um den mittleren Martensitanteil im Messbereich der Probe zu bestimmen. Für die kubisch-raumzentrierte (krz) Phase des Martensits wurde der 110-Reflex und für den kubisch-flächenzentrierten (kfz) Austenit der 111-Reflex untersucht. Die Berechnung der Volumenanteile der beiden Phasen erfolgte aus den Intensitätsverhältnissen des 110-Martensit- und des 111-Austenitpeaks. Mit einer Messzeit von wenigen Stunden wurde eine Genauigkeit von  $\pm 0.1$  vol. % erreicht.

#### 2.2.4 Magnetische Werkstoffcharakterisierung (Ferritoskop, Fluxgate, SQUID, GMR)

Zur Detektion des Martensitgehaltes mittels magnetischer Methoden wurden verschiedene Prüftechniken auf ihre Anwendbarkeit hin untersucht [7, 21]:

- Permeabilitätsmessung mittels Handprüfgeräten vom Typ der Ferritосkope,
- Restfeldmessung nach Sättigungsmagnetisierung mittels Fluxgate (Förstersonde)- und SQUID (Superconducting Quantum Interference Device)-Magnetometer,
- Wirbelstromimpedanz-Messung mittels GMR (Giant Magneto Resistance)- Messtechnik.

Handprüfgeräte zur Ferritgehaltmessung in austenitischen Stählen sind Stand der Technik. Da der zu messende Ferritgehalt in der gleichen Grössenordnung liegt wie der Gehalt an deformations-induziertem Martensit (0 – 5 vol.-%), kann das Messprinzip auch für die untersuchten Ermüdungsproben verwendet werden. Das eingesetzte Ferritoskop bestimmt die magnetische Permeabilität aus der Feldverzerrung eines Gleichfeldes bei Kontakt mit der Probe. Der Grad der Verzerrung ist ein Mass der Permeabilität bzw. des Martensitgehaltes. Das Ferritoskop erwies sich als sehr praktisches Messmittel. Ein Vorteil neben der einfachen Handhabung bestand darin, dass die Messgrösse ferromagnetische Anteile in relativ grossen Tiefen erfassen kann (grösste Empfindlichkeit in Stahl bei einer Tiefe von 10 mm).

Die Fluxgate- und SQUID-Sonden sind sehr empfindliche Sensoren zur Magnetfeldmessung und wurden zur Messung der Restfeldstärke (Remanenz) nach vorhergegangener Magnetisierung eingesetzt. Wachsender Martensitgehalt hat einen Anstieg der Remanenz zur Folge. Vorteilhaft ist, dass die Messungen auch in grösseren Entfernungen von der Probe durchgeführt werden können. Die vorgestellten Messungen erfolgten in einem Abstand von 100 mm über der Probe.

Der GMR-Messeffekt, der in dünnen, anisotropen Sandwichstrukturen von ferromagnetischen und anti-ferromagnetischen Schichten auftritt, besteht darin, dass ein äusseres Magnetfeld zu einer starken Änderung des elektrischen Widerstandes des Schichtsystems führt. Der verwendete GMR-Sensor wurde bei den bisherigen Untersuchungen in einer Wirbelstromanordnung betrieben, d. h. das magnetische Wechselfeld eines Jochmagneten induziert in der Probe Wirbelströme, die ihrerseits ein Magnetfeld erzeugen. Der GMR-Sensor misst das resultierende Magnetfeld an der Probenoberfläche. Der wesentliche Vorteil der Methode besteht in der hohen Ortsauflösung. Dadurch wird es möglich, die Verteilung des Martensits an der Oberfläche der Ermüdungsproben zu bestimmen.

#### 2.3 Ermüdungsverhalten der unterschiedlichen Stahlqualitäten

Die Spannungs-Dehnungs-Diagramme der drei Materialzustände bei monotoner Belastung sind in der Abb. 2 dargestellt. Es ist zu erkennen, dass die 0.2%-Dehngrenze für das kaltverformte Stangenmaterial höher liegt als für die lösungsgeglühten Materialzustände von Platte und Rohr. Das Rohrmaterial hat eine etwas höhere Bruchdehnung und geringere Zugfestigkeit.

Analog zur Spannungs-Dehnungsbeziehung bei monotoner Belastung kann für die Ermüdung eine zyklische Spannungs-Dehnungskurve ermittelt werden. Das zyklische  $\sigma$ - $\epsilon$ -Diagramm setzt sich üblicherweise aus Werten der maximalen Spannungsamplitude bei halber Lebensdauer zusammen, die für unterschiedliche Dehnungsamplituden ermittelt werden. In der Abb. 3 sind das monotone und zyklische  $\sigma$ - $\epsilon$ -Diagramm für das Rohrleitungsmaterial zusammen aufgetragen. Es ist zu erkennen, dass bei Ermüdung des Rohrmaterials eine zyklische Verfestigung auftritt.

Neben der zyklischen  $\sigma$ - $\epsilon$ -Kurve ist die Bestimmung der Risseinleitungs-Schwingspielzahl der wichtigste Parameter für die Charakterisierung des Ermüdungsverhaltens. Sie wird in Abhängigkeit von der Lastamplitude (Spannung bzw. Dehnung) in  $\epsilon$ -N- oder S-N-Diagramme eingetragen, auch Lebensdauerkurven genannt. Zur Bestimmung dieser Kurven werden bei dehnungskontrollierten Versuchen zunächst die elastischen und plastischen Anteile der Dehnungsamplituden getrennt über der Schwingspielzahl aufgetragen.

Die Abb. 4 zeigt beispielhaft die Bestimmung der Lebensdauerkurven für das Rohrleitungsmaterial. Die Ermüdungsparameter, wie Ermüdungsfestigkeits-Koeffizient und -Exponent,  $\sigma'_f$  und  $b$ , und Ermüdungszähigkeits-Koeffizient und -Exponent,  $\epsilon'_f$  und  $c$ , lassen sich aus einer log-log linearen Regressionsanalyse der elastischen und plastischen Dehnungskomponenten-Lebensdauerkurven bestimmen. Addiert man beide Dehnungskomponenten erhält man die  $\epsilon$ -N Kurve, deren Verlauf im log-log Masstab nicht mehr linear ist. Die erhaltene Mittelwertskurve für die Abhängigkeit der Risseinleitungs-Schwingspielzahl von der aufgebrachtten Lastamplitude wird für Lebensdaueranalysen verwendet.

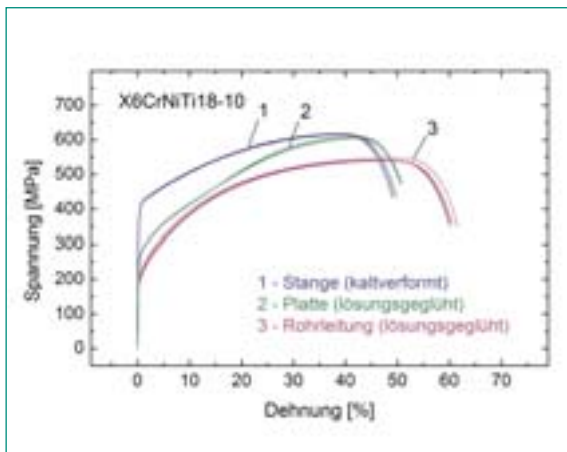


Abb. 2: Spannungs-Dehnungs-Diagramme der drei Materialzustände im quasistatischen Zugversuch. Das Stangenmaterial weist eine höhere 0.2%-Dehngrenze auf. Das Rohrmaterial hat die grösste Bruchdehnung.

In der Abb. 5 ist die bestimmte Mittelwertskurve für das Rohrleitungsmaterial mit der ASME-Mittelwertskurve und anderen internationalen Daten verglichen [24-27]. Man erkennt, dass die PSI-Daten für den niederzyklischen Bereich ( $N \leq 10^4$ ) besser mit den japanischen Daten 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.

Generell ist noch zu bemerken, dass für den Bereich der hochzyklischen Ermüdung ( $N \geq 10^4$ ) bisher nur wenige und teilweise widersprüchliche Daten aus dehnungskontrollierten Versuchen vorliegen. Einige offene Fra-

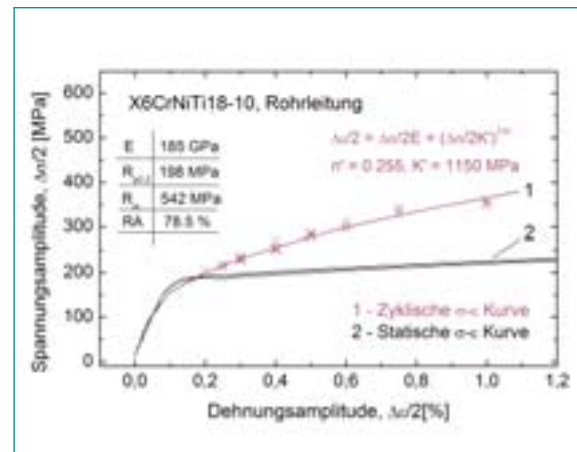


Abb. 3: Zyklisches Spannungs-Dehnungs-Diagramm, beispielhaft für das Rohrmaterial. Eine zyklische Verfestigung wurde beobachtet im Vergleich mit den Kurven des Zugversuches.

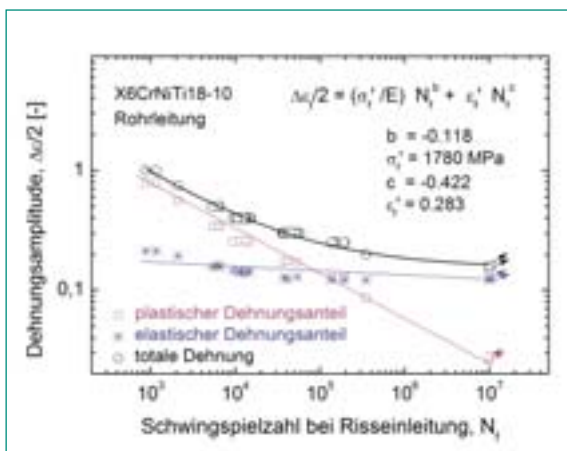


Abb. 4: Lebensdauer-Kurven, beispielhaft für das Rohrleitungsmaterial. Die elastischen und plastischen Dehnungskomponenten werden in Abhängigkeit zur Risseinleitungs-Schwingspielzahl dargestellt (linearer Verlauf im log-log Masstab) und die Ermüdungsparameter bestimmt.

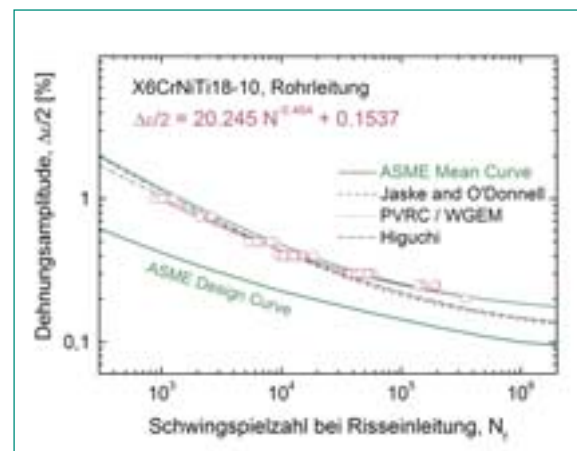


Abb. 5: Die PSI-Ermüdungsdaten für das Rohrleitungsmaterial X6CrNiTi18-10 (AISI 321) im Vergleich mit internationalen Datenbanken. Im niederzyklischen Bereich Annäherung an die japanischen Daten, im höherzyklischen Bereich Annäherung an die ASME-Daten.

gen sind auch noch beim Einfluss der Kraftwerks-Wasserchemie auf die Ermüdungsdaten zu behandeln. Für die Auslegung kerntechnischer Komponenten wird die in der Abb. 5 eingezeichnete ASME-Design-Kurve angewendet. Diese Kurve wurde aus der ASME-Mittelwertskurve durch Absenkung mit den Faktoren 20-2 abgeleitet (Faktor 20: Versagens-Schwingspielzahl, Faktor 2: Dehnungsamplitude).

Das Ermüdungsverhalten der unterschiedlichen Stahlqualitäten kann am besten anhand der Spannungs-Zeit-Verläufe verglichen werden. In den Abbildungen 6 und 7 sind beispielhaft Ermüdungskurven für die Dehnungsamplituden von 0.40% und 0.30% sowie für Raumtemperatur dargestellt. In der Abb. 6 sind die Ermüdungskurven des Stangen- und Rohrleitungsmaterials gegenübergestellt. Beim Stangenmaterial konnten deutlich drei Phasen des Ermüdungsvorganges bis zur Einleitung des technischen Anrisses unterschieden werden. Für die ersten 10 Lastwechsel kam es zu einer primären Verfestigung, gefolgt von einer Entfestigungsphase ( $10 \leq N \leq 2000$ ). Nach der Entfestigung trat eine sekundäre Verfestigung auf [siehe auch 17, 20]. Bei einer mittleren Schwingspielzahl von 11 040 ( $\Delta\epsilon/2 = 0.40\%$ , RT) setzte dann das technische Risswachstum ein. Beim Rohrmaterial entstanden aus der gleichen Lastamplitude deutlich geringere Spannungen. Ein weiterer entscheidender Unterschied zum Stangenmaterial bestand darin, dass keine sekundäre Verfestigung mehr auftrat, sondern dass nach anfänglicher Ver- und Entfestigung eine so genannte Sättigungsphase vorlag. In dieser Phase bleibt die Spannungs-Dehnungs-Hysterese für jeden Lastwechsel unverändert, bis schliesslich die technische Risseinleitung einsetzt ( $N = 12\ 880$ ,  $\Delta\epsilon/2 = 0.40\%$ , RT).

Der Vergleich des Ermüdungsverhaltens von Platten- und Rohrleitungsmaterial in Abb. 7 ergab, dass beim Plattenmaterial nach der anfänglichen Verfestigung unmittelbar die sekundäre Verfestigungsphase mit einem sehr hohen Grad an Verfestigung begann. Die Schwingspielzahl für die technische Rissentstehung war für das Plattenmaterial etwas kleiner ( $N = 53\ 690$ ,  $\Delta\epsilon/2 = 0.30\%$ , RT) im Vergleich zum Rohrmaterial ( $N = 58\ 760$ ).

Insgesamt liess sich feststellen, dass die wesentlichen Unterschiede im Ermüdungsverhalten der drei Stahlqualitäten vor allem im Grad der sekundären Verfestigung zum Ausdruck kamen. Bezüglich der Risseinleitungs-Schwingspielzahlen waren diese für das Stangen- und Plattenmaterial leicht reduziert im Vergleich

zum Rohrleitungsmaterial, das eindeutig die längste Lebensdauer aufwies.

## 2.4 Ermüdungs-induzierte Martensitbildung für die unterschiedlichen Stahlqualitäten

### 2.4.1 Martensitgehalt in Abhängigkeit der Schwingspielzahl (Lebensdauer)

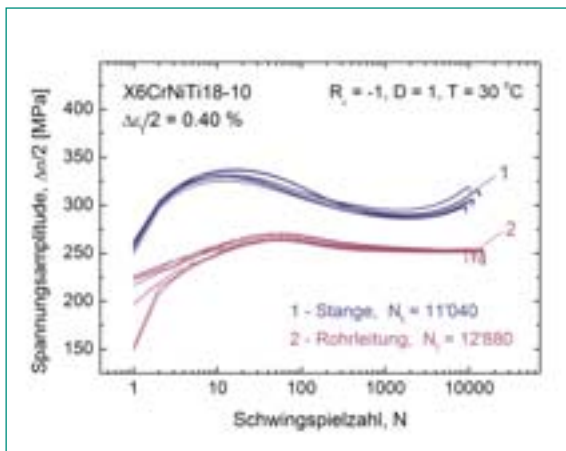
Die Entstehung der deformations-induzierten Martensitanteile bei Ermüdung in den unterschiedlichen Stahlgüten sind in den Abbildungen 8 – 11 dargestellt. Die Abbildung 8 zeigt die Ergebnisse aus den Neutronendiffraktions-Experimenten für alle Stahlqualitäten. Die Abbildungen 9 – 11 stellen die Ergebnisse der magnetischen Messungen vor. Die magnetischen Messverfahren wurden mit Hilfe der Ergebnisse der Neutronendiffraktion kalibriert. Bei einer möglichen praktischen Anwendung der Methode ist vorgesehen, die Kalibrierkurven für die entsprechenden Material- und Lastbedingungen im Labor mittels Neutronendiffraktion zu bestimmen und anschliessend den Volumenanteil an Martensit an den Anlagen mit Hilfe der kalibrierten magnetischen Methoden zu messen.

In der Abb. 8 ist die Abhängigkeit des Volumenanteils an Martensit von der Schwingspielzahl (Lebensdauer) für alle bisher untersuchten Stahlqualitäten zusammengestellt. Es wurde überraschenderweise festgestellt, dass durch die Ermüdung sehr unterschiedlich grosse Martensitanteile in den verschiedenen Erzeugnissen aus der gleichen Stahlgüte entstehen. Für den Moment der technischen Rissentstehung (Erschöpfungsgrad  $D = 1$ , Lebensdauer 100%) betrug der mittlere Martensitgehalt für das Plattenmaterial 55.5 vol.-% ( $\Delta\epsilon/2 = 0.30\%$ , RT), für das Stangenmaterial 15.6 vol.-% ( $\Delta\epsilon/2 = 0.40\%$ , RT) und für das Rohrleitungsmaterial 1.5 vol.-% ( $\Delta\epsilon/2 = 0.30\%$ , RT). Die Volumenanteile an Martensit im Ausgangszustand waren für das Plattenmaterial 2.9 vol.-% sowie für die Stange und das Rohrleitungsmaterial 0.5 vol.-%. Somit zeigte das Plattenmaterial eine aussergewöhnlich hohe Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung. Beim Stangenstahl sind die Martensitanteile als hoch zu bewerten, währenddessen beim Rohrleitungsmaterial nur sehr wenig Martensit bei Ermüdung entsteht. Diese Erkenntnisse entsprechen dem Trend, der auch beim Grad der sekundären Verfestigung im mechanischen Verhalten beobachtet wurde. Es kann deshalb geschlossen werden, dass für diese Lastbe-

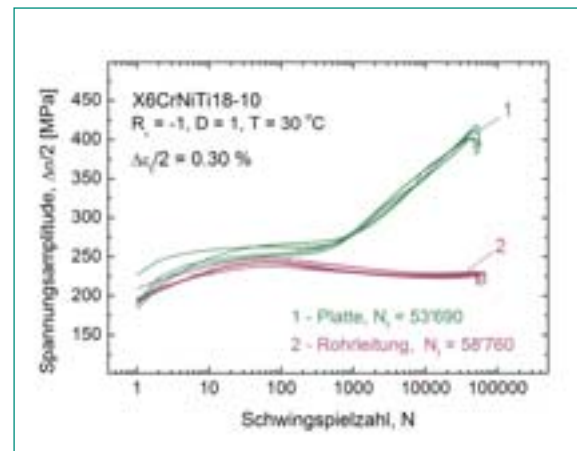
dingungen (niederzyklische Ermüdung) der Grad der sekundären Verfestigung im direkten Zusammenhang steht mit der Intensität der Martensitbildung.

Die Martensitentwicklung bei Ermüdung für das Plattenmaterial ist in Abb. 9 dargestellt. Hier werden die Messungen mit den unterschiedlichen magnetischen Methoden vorgestellt. Der Volumenanteil an Martensit wurde bestimmt aus Messungen der magnetischen Leitfähigkeit (Ferritoskop), der Restfeldstärke (Fluxgate, SQUID) und der Wirbelstromimpedanz (GMR). Im letz-

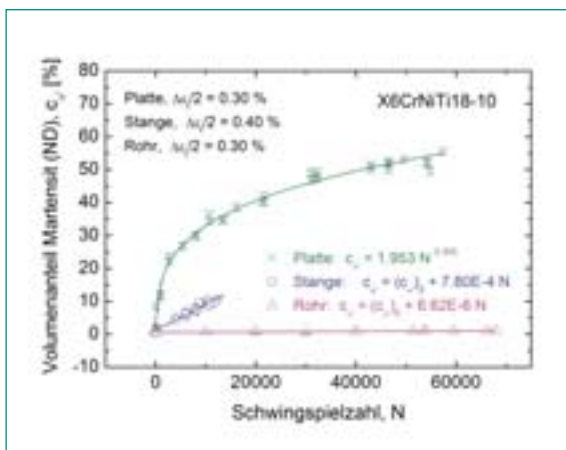
ten Jahresbericht wurden bereits erste Messungen für das Plattenmaterial bei den höheren Schwingspielzahlen vorgestellt. In diesem Jahr wurde das Diagramm für die frühen Phasen der Ermüdung vervollständigt. Es ist interessant zu sehen, dass die Martensitbildung bereits mit den ersten Lastwechseln einsetzt. Somit bedarf es für diesen Materialzustand keines Schwellenwertes für die akkumulierte plastische Dehnung, damit die Martensitbildung ausgelöst wird. Aus der Literatur und aus eigenen Messungen ist bekannt, dass bei anderen Materialzuständen Schwellenwerte auftreten können. Die



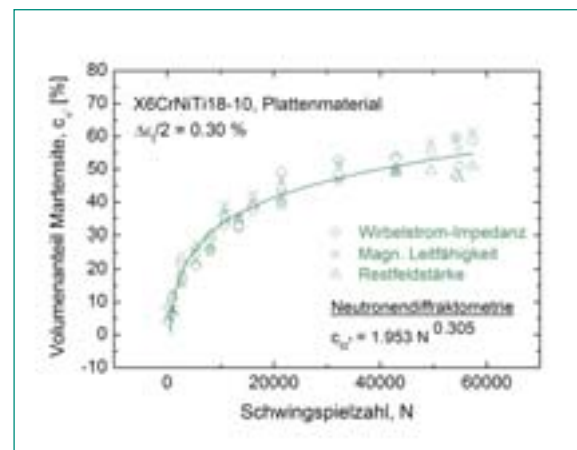
**Abb. 6:** Verlauf der maximalen Spannungsamplitude über der Schwingspielzahl (Lebensdauer) für das Stangenmaterial im Vergleich zur Rohrleitung. Für das Stangenmaterial kommt es zu den Phasen Verfestigung, Entfestigung und sekundäre Verfestigung. Das Ermüdungsverhalten des Rohrleitungsstahls wird nach der anfänglichen Verfestigung durch eine Sättigungsphase bestimmt.



**Abb. 7:** Verlauf der maximalen Spannungsamplitude über der Schwingspielzahl (Lebensdauer) für das Plattenmaterial im Vergleich zur Rohrleitung. Das Ermüdungsverhalten des Plattenmaterials ist geprägt von einer starken sekundären Verfestigung. Beim Rohrleitungsmaterial sind die Spannungs-Dehnungs-Hysteresen nach 2000 Schwingspielen stabil (Sättigung).



**Abb. 8:** Verlauf der deformations-induzierten Martensitbildung mit zunehmender Schwingspielzahl (Lebensdauer) für alle drei Materialzustände im Vergleich. Dargestellt sind die Ergebnisse aus den Neutronendiffraktionsmessungen. Die Anfälligkeit gegenüber Martensitbildung bei Ermüdung nahm in der folgenden Reihenfolge zu: Rohrleitung ⇒ Stange ⇒ Platte.



**Abb. 9:** Verlauf der deformations-induzierten Martensitbildung mit zunehmender Schwingspielzahl (Lebensdauer) für das Plattenmaterial. Gezeigt sind die Ergebnisse der magnetischen Methoden. Das Plattenmaterial zeigte eine sehr hohe Anfälligkeit gegenüber Martensitbildung. Im Moment der Rissentstehung war bereits mehr als die Hälfte in Martensit umgewandelt.

Abhängigkeit des Martensitanteils von der Schwingzahl wurde mit einer Potenzfunktion beschrieben. Hinsichtlich der magnetischen Methoden lässt sich feststellen, dass mit allen Methoden vergleichbare Ergebnisse erzielt wurden.

Für das Stangenmaterial ist die Martensitentwicklung bei Ermüdung in der Abb. 10 dargestellt. Hier kommt es zu einem linearen Anstieg des Volumenanteils an Martensit mit wachsender Schwingzahl (Lebensdauer). Sowohl die Ergebnisse aus der Neutronendiffraktion als auch die der magnetischen Methoden bestätigen diese lineare Abhängigkeit. Der Messeffekt ist als gross einzuordnen, sodass die Schwingzahl aus dem Martensitgehalt im Rahmen der Messwertstreuung ermittelt werden kann. Alle magnetischen Methoden detektieren zuverlässig und übereinstimmend den Martensitgehalt.

Für das Rohrleitungsmaterial ergab sich, dass nur eine sehr geringe Martensitumwandlung durch Ermüdung stattfindet. Die Ergebnisse der magnetischen Messungen sind in Abb. 11 in Abhängigkeit der Schwingzahl dargestellt. Für diesen Materialzustand ist der Messeffekt zu klein, um die Schwingzahl aus dem Martensitgehalt zu bestimmen. Der Trend der Messwerte deutet eine lineare Abhängigkeit zwischen Volumenanteil an Martensit und der Schwingzahl an. Die magnetischen Methoden waren in der Lage, auch diese sehr geringen Martensitanteile zuverlässig zu detektieren und ausreichend genau aufzulösen.

#### 2.4.2 Martensitgehalt in Abhängigkeit der Temperatur

Vorangegangene Untersuchungen haben gezeigt, dass die Temperatur eine wesentliche Einflussgrösse auf die deformations-induzierte Martensitbildung darstellt. Um den Volumenanteil an Martensit zur Lebensdauerbestimmung zu verwenden, muss die Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung berücksichtigt werden. Für die drei untersuchten Materialzustände wurden deshalb Ermüdungsversuche bei unterschiedlichen Temperaturen durchgeführt. Zum besseren Verständnis der deformations-induzierten Martensitumwandlung wurde die Temperaturabhängigkeit zunächst in einem weiten Bereich von  $-100^{\circ}\text{C} \leq T \leq 260^{\circ}\text{C}$  bestimmt. In Abbildung 12 sind die mittels Neutronendiffraktometrie ermittelten Martensitgehalte in Abhängigkeit der Ermüdungsversuchs-Temperatur für das Stangen- und Plattenmaterial dargestellt. Ähnlich wie in der Literatur bereits für statische Belastung beschrieben [16], wurde auch für die Ermüdungsbe-

sprechung eine S-förmige Funktion der Temperaturabhängigkeit für die Martensitbildung erhalten. Bei sehr niedrigen Temperaturen von  $T \leq -50^{\circ}\text{C}$  ist die Austenitstruktur fast vollständig in Martensit umgewandelt. Im Übergangsbereich von  $-50^{\circ}\text{C} \leq T \leq 100^{\circ}\text{C}$  erfolgt mit ansteigender Temperatur eine schnelle Abnahme des Effektes der ermüdungsbedingten Martensitumwandlung. Bei höheren Temperaturen im Bereich von  $T \geq 100^{\circ}\text{C}$  wird für die untersuchten Materialzustände relativ wenig Martensit gebildet. Die Temperaturkurve verläuft dementsprechend flach. Interessant erscheint, dass sich mit zunehmender Martensitanfälligkeit die Temperaturkurve in Richtung zu höheren Temperaturen hin verschiebt. In der Abb. 12 wird das im Vergleich der beiden Kurven für das Stangen- und Plattenmaterial deutlich. Für den gesamten Temperaturbereich liess sich die Temperaturabhängigkeit gut mit einer Boltzmannfunktion beschreiben.

Der Temperaturverlauf der Martensitbildung für das Plattenmaterial ist in Abb. 13 dargestellt. In den Messungen der magnetischen Kennwerte wurde sich auf die Proben beschränkt, die im Temperaturbereich von  $60^{\circ}\text{C} \leq T \leq 260^{\circ}\text{C}$  ermüdet waren (Temperaturbereich bei transienten Vorgängen in den Kernkraftwerken). Die magnetischen Messungen ergaben gut übereinstimmende Ergebnisse für den Martensitgehalt. In der Abb. 13 sind der steile Abfall des Übergangsbereiches und der darauffolgende flache Abschnitt deutlich zu erkennen. Die Temperaturkurve konnte in diesem Temperaturbereich sehr gut mit einer Exponentialfunktion beschrieben werden.

Die Temperaturabhängigkeit des Volumenanteils an Martensit für das Stangenmaterial wird in der Abb. 14 gezeigt. Hier ist der Übergangsbereich bereits weiter durchlaufen als beim Plattenmaterial. Die aus den magnetischen Messungen ermittelten Martensitgehalte stimmten für die eingesetzten Methoden gut überein. Die Temperaturkurve wurde wiederum mit einer Exponentialfunktion beschrieben. In der Abb. 14 sind die Ergebnisse der magnetischen Messungen für das Rohrleitungsmaterial aufgetragen. Es ist zu erkennen, dass keine wesentliche Änderung des Volumenanteils an Martensit in diesem Temperaturbereich auftritt. Der Martensitanteil entspricht dabei den Werten, die im Ausgangszustand ohne Ermüdung gemessen wurden. Bei Raumtemperatur wird etwas mehr Martensit gemessen. Diese Ergebnisse bestätigen somit die bisherigen Messungen am Rohrleitungsmaterial. Der Effekt der ermüdungs-induzierten Martensitbildung ist hier zu

klein, um daraus die Schwingenspielzahl abzuleiten. Bei Temperaturen grösser Raumtemperatur wird beim Materialzustand des Rohrleitungsmaterials kein Martensit gebildet.

## 2.5 Mikrostrukturelle Untersuchungen

Die durchgeführten Gefügeuntersuchungen hatten im Wesentlichen folgende Ziele:

- Gewinnung von Erkenntnissen zum mikroskopischen und submikroskopischen Gefüge während der niederzyklischen Belastung im Vorfeld der deformations-induzierten Umklappung des metastabilen Austenits zu Martensit,

- Charakterisierung der Keimbildungsorte für die martensitische Umwandlung,
- Charakterisierung des so gebildeten Martensits.

Aus diesen Untersuchungen soll schlussendlich abgeklärt werden, nach welchem Mechanismus die Martensitbildung bei den vorliegenden Materialzuständen abläuft. Aus der Literatur sind zwei wesentliche Umwandlungsmechanismen bekannt [22, 23]:

- Direkte Umwandlung des Austenits zum ferromagnetischen  $\alpha'$ -Martensit ( $\gamma \rightarrow \alpha'$ ) mit kubisch-raumzentriertem (bcc) Gitter mit leichter Verzerrung zu der tetragonalen Form,

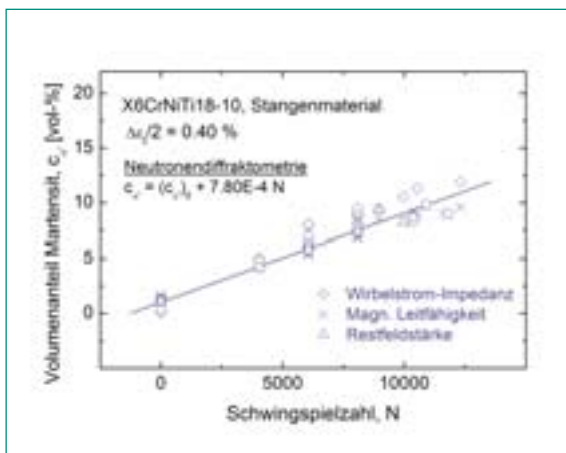


Abb. 10: Verlauf der deformations-induzierten Martensitbildung mit zunehmender Schwingspielzahl (Lebensdauer) für das Stangenmaterial. Die Messungen mit den magnetischen Methoden ergaben vergleichbare Ergebnisse. Im Stangenmaterial wurde relativ viel Martensit durch Ermüdung gebildet. Ein linearer Anstieg des Volumenanteils an Martensit mit steigender Schwingspielzahl wurde ermittelt.

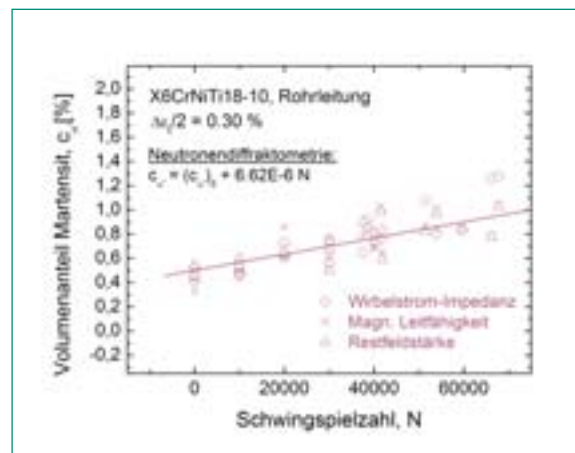


Abb. 11: Verlauf der deformations-induzierten Martensitbildung mit zunehmender Schwingspielzahl (Lebensdauer) für das Rohrleitungsmaterial. Gezeigt sind die Ergebnisse der magnetischen Methoden. Dieser Materialzustand erwies sich als relativ stabil gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung. Nur sehr wenig Martensit wurde bei Ermüdung gebildet.

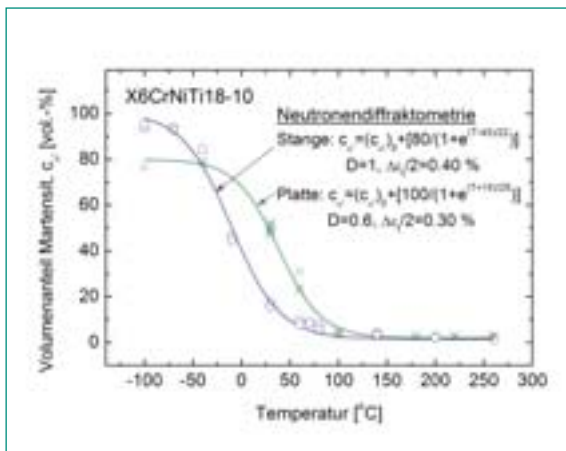


Abb. 12: Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung bei Platten- und Stangenmaterial. Bei zunehmender Anfälligkeit gegenüber deformations-induzierter Martensitbildung (Stange  $\Rightarrow$  Platte) verschiebt sich die S-förmige Kurve zu höheren Temperaturen hin.

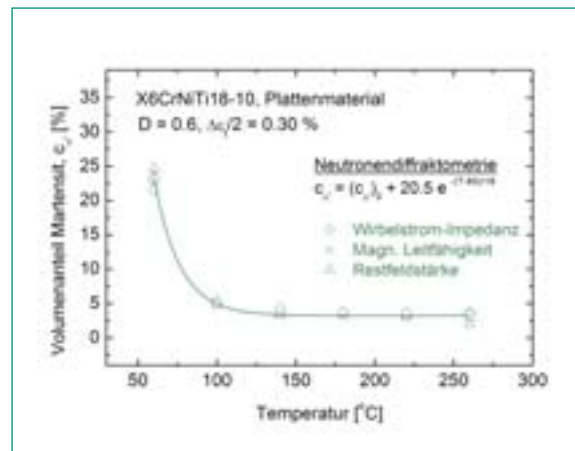


Abb. 13: Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung beim Plattenmaterial. Die Ergebnisse der Messungen mit den magnetischen Methoden zeigen sehr gute Übereinstimmung. Die Temperaturabhängigkeit nach Durchlaufen des Übergangsbereiches ist gering.



■ Zwischenstufen-Umwandlung des Austenits zum ebenfalls paramagnetischen  $\epsilon$ -Martensit mit hexagonalem Gitter dichtester Packung (hcp), welcher anschliessend zu  $\alpha'$ -Martensit umklappt ( $\gamma \rightarrow \epsilon \rightarrow \alpha'$ ).

### 2.5.1 Charakterisierung der Ausgangsmaterialien

Das Längsschliffbild des kalt gefertigten Stangenmaterials zeigt ein parallel zur Stangenachse zeilenförmiges Gefüge. In Abb.16 ist das Gefüge einer ermüdeten Probe dokumentiert, das auch für den Ausgangszustand typisch ist, sofern vom Martensit abgesehen wird. Dabei wechseln sich Zeilen aus nicht verformtem Austenit (A) mit solchen aus verformtem (D) ab. Das Korninnere des verformten Austenits enthält Gitterfehler wie Gleitbänder (S) oder Mikrozwillingsgrenzen (MT).

Das lösungsgeglühte Plattenmaterial weist ebenfalls ein parallel zur Walzrichtung zeilenförmiges Gefüge auf. Die mehrheitlich hellen Zeilen bestehen aus nicht verformtem, homogenen Austenit. Die wenigen dunklen Zeilen enthalten dicht gepackte Martensitlatten (M), deren Zwischenräume mit Austenit ausgefüllt sind. Die Mikrostruktur im Ausgangszustand ist vergleichbar mit der einer ermüdeten Probe, wie die entsprechenden Längsschliffe zeigen (Abb.17), wobei der Martensitanteil (dunkle Zeilen) wesentlich geringer ist. Daneben finden sich regelmässig verteilte ebenfalls parallel zur Walzrichtung ausgerichtete Ketten von lang gezogenen Deltaferritkörnern ( $\delta$ ).

Das Radialschliffbild des ebenfalls lösungsgeglühten Rohrmaterials zeigt, dass das Grundgefüge aus regelmässigen gleichachsigen Austenitkörnern besteht, wie in Abb. 18 für den ermüdeten Zustand dokumentiert ist. In der inneren Hälfte der Rohrwandung beobachten wir wie beim Plattenmaterial lang gezogene Deltaferritkörner ( $\delta$ ).

Die Untersuchungsergebnisse der Materialien im Ausgangszustand zeigen eine gute Übereinstimmung mit der entsprechenden Lage der Erzeugnisse im Schöffler-Diagramm (Abb.1). Das Stangenmaterial liegt im Einphasengebiet des Austenits, abgesehen vom geschätzten Deltaferritanteil um ca. 4%. Das Plattenmaterial hingegen befindet sich im Zweiphasengebiet Austenit + Martensit. Das Rohrmaterial positioniert sich ebenfalls im Einphasengebiet, wobei es weiter von der Phasengrenze zum Zweiphasengebiet entfernt liegt als das Stangenmaterial. Es ist hervorzuheben, dass die Einordnung im Schöffler-Diagramm nicht absolute Ergebnisse

liefert, sondern nur eine angenäherte vergleichende Voraussage über die Neigung zur Martensitbildung erlaubt. Demnach lässt das Plattenmaterial mit seinem bereits im Ausgangszustand vorhandenen Martensitanteil die grösste Neigung zur Martensitbildung erwarten. Das Rohrmaterial wird die geringste Neigung zur martensitischen Umwandlung aufweisen, oder anders gesagt, die grösste Stabilität des Austenits.

### 2.5.2 Mikrostrukturmerkmale an den niederzyklisch ermüdeten Proben der untersuchten Stahlqualitäten

Die niederzyklische Ermüdungsbeanspruchung der Proben aus **Stangenmaterial** bewirkt keine erkennbare mengenmässige Zunahme der Gitterfehler wie Gleitbänder (S) oder Mikrozwillingsgrenzen (MT) (Abb.16). Bei höherer Vergrösserung beobachten wir lattenförmigen  $\alpha'$ -Martensit (M), welcher an den Gitterfehlern bzw. an ihren Schnittstellen entsteht und in senkrechter Richtung wächst. Gleitbänder und Mikrozwillingsgrenzen lassen sich mittels der optischen Mikroskopie nicht klar unterscheiden. Zudem ist die Abgrenzung zwischen beiden Fehlerarten fließend.

Proben aus dem **Plattenmaterial** bilden während der Ermüdungsbeanspruchung sehr viel deformations-induzierten  $\alpha'$ -Martensit (Abb.17). Zeilen mit dicht gepacktem lattenförmigem Martensit (M) wechseln sich mit solchen aus austenitischer Grundmasse ab. Gitterfehler wie Gleitbänder und Mikrozwillinge als Konsequenz der Kaltverformung durch die niederzyklische Beanspruchung werden höchstens vereinzelt bei hoher Vergrösserung beobachtet.

Rasterelektronenmikroskopische (REM) Untersuchungen mittels Rückstreuielektronen (BE) von elektrolytisch polierten, ungeätzten Oberflächen ergeben einen so genannten Kornorientierungskontrast. Die Anwendung dieser Technik erfordert von Verformungsschichten freie Oberflächen, wie sie während des mechanischen Polierens entstehen. Der Verzicht auf das Ätzen bietet den Vorteil, dass feine Gefügebestandteile nicht einfach durch die Ätzlösung aufgelöst werden. Abb.19 zeigt eine REM-Aufnahme der bei 100° C ermüdeten Probe aus dem Plattenmaterial mit 4.8%  $\alpha'$ -Martensitanteil. Nebst dicht gepacktem lattenförmigem Martensit beobachten wir einige Martensitnadeln (M). Dazwischen finden wir zeilenförmig angeordnete Ketten von Deltaferritkörnern ( $\delta$ ). Die Kornstruktur der austenitischen Grundmasse (A) lässt sich ebenfalls gut erkennen.

Da in dem Plattenmaterial während der Ermüdungsbeanspruchung keine Gitterfehler entstehen, stellt sich die Frage, ob die deformations-induzierte Martensitumwandlung über die Zwischenphase des  $\epsilon$ -Martensits erfolgt. Die optische Mikroskopie wie auch die Rasterelektronenmikroskopie liefern diesbezüglich keinen verlässlichen Befund. Daher werden ausgewählte Ermüdungsproben im Durchstrahlungselektronenmikroskop (TEM) untersucht. Bei Raumtemperatur und höherer Temperatur ermüdete Proben enthalten gemäss den Ergebnissen der Neutronendiffraktometrie (ND) keinen erkennbaren  $\epsilon$ -Martensitanteil. Die ersten Hellfeld-Aufnahmen der TEM-Proben zeigen, dass keine Gleitbänder und Mikrozwillingsgrenzen vorhanden sind. Bemerkenswert sind jedoch die unterschiedlichen und typischen Versetzungsstrukturen. Nicht beanspruchte Austenitkörner wie auch Deltaferritkörner enthalten keine oder nur wenige Versetzungen. Die Ermüdungsbeanspruchung erzeugt Versetzungen, die sich zu einer zellartigen Struktur zusammenballen (Abb.21). Daraus lässt sich der Schluss ziehen, dass Orte mit grosser Versetzungsdichte, wie sie in den Versetzungszellwänden zu finden ist, Keimstellen für die Umklappung zu  $\alpha'$ -Martensit darstellen.

Die Abb.22 zeigt die lattenförmigen Martensitstrukturen im Plattenmaterial, welche unregelmässig verteilte Versetzungen enthalten. Mit dem dazugehörige Elektronenbeugungsbild lässt sich das Kristallgitter verifizieren. Vorläufige Ergebnisse weisen darauf hin, dass Spuren von  $\epsilon$ -Martensit im Ausgangszustand vorhanden sind. Von den ermüdeten Proben weisen nur diejenigen Spuren von  $\epsilon$ -Martensit auf, die bei Temperaturen klei-

ner Raumtemperatur ermüdet wurden. Dadurch kommt der  $\epsilon$ -Martensit als eine bei Raumtemperatur und höherer Temperatur nicht beständige Zwischenphase für die Umwandlung des Austenits zu  $\alpha'$ -Martensit in Betracht.

Die lichtmikroskopische Untersuchung des **Rohrmaterials** bestätigt die auch in ermüdeten Proben mittels ND nachgewiesene sehr geringe  $\alpha'$ -Martensitmenge (Abb.18). Weiterhin wird das regelmässige, gleichachsige Austenitgefüge mit einigen  $\delta$ -Ferritzeilen wiedergegeben. Bei höherer Vergrösserung zeigen sich einige an den Korngrenzen befindliche Martensitanteile. Abb.20 stellt einen mittels Rückstreuungselektronen erzeugten Kornorientierungskontrast im REM dar. Dabei fällt die Strukturierung innerhalb der Austenitkornflächen auf ( $\rightarrow$ ). Diese erinnert stark an die in den Dünnschliffproben des Plattenmaterials (Abb.21) beobachtete Zellstruktur von Versetzungen.

### 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 Projekttreffen statt, in denen der Projektfortschritt vorgestellt und die weiteren Schritte des Projektes besprochen werden. Beim Projekt-Jahresmeeting sind auch die Vertreter der Kernkraftwerke anwesend.

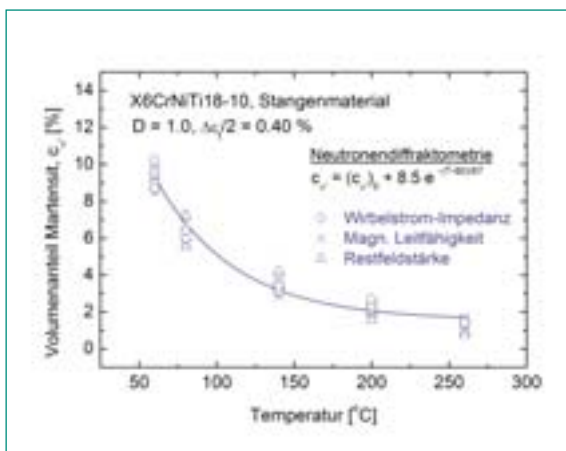


Abb. 14: Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung beim Stangenmaterial. Dargestellt sind die Ergebnisse der magnetischen Messungen. Die Temperaturabhängigkeit lässt sich gut mit einer Exponentialfunktion beschreiben. Sie muss bei der Lebensdauerbewertung berücksichtigt werden.

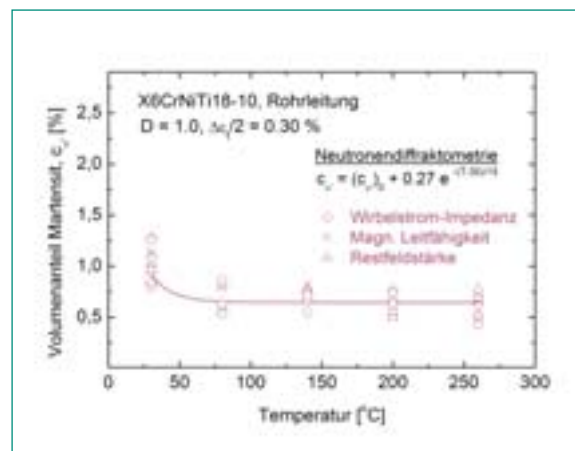
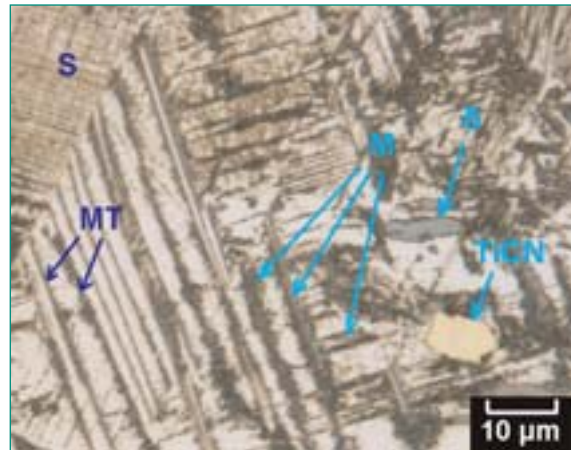
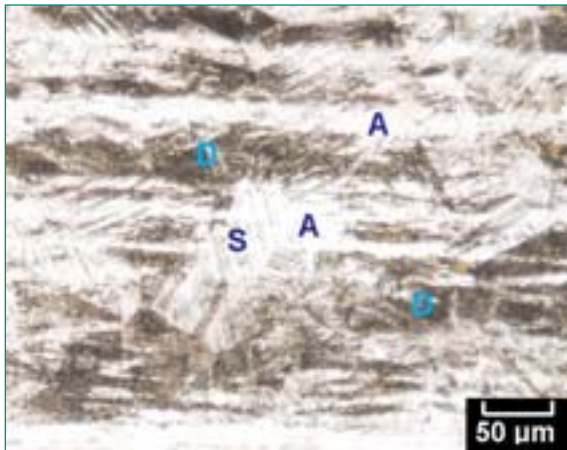


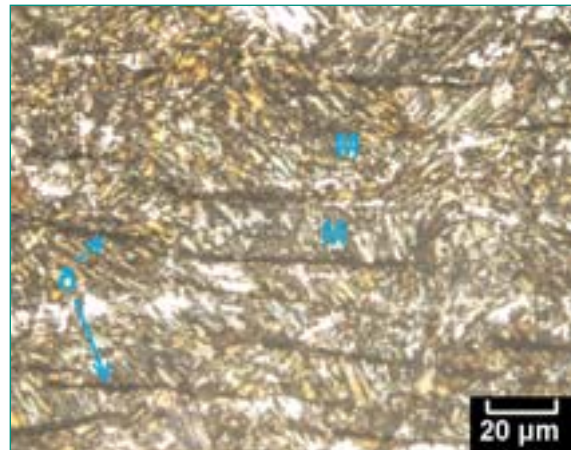
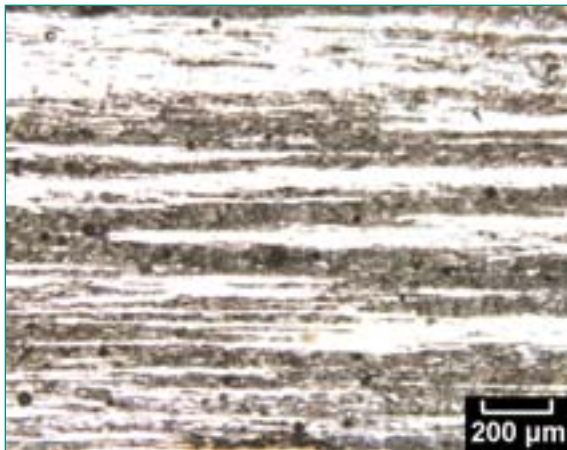
Abb. 15: Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung beim Rohrleitungsmaterial. Dargestellt sind die Ergebnisse der magnetischen Messungen. Bei Temperaturen höher Raumtemperatur wird kein Martensit durch Ermüdung gebildet.



**Abb. 16:** Längsschliff, geätzt, der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Stangenmaterial:

$\Delta\epsilon_{\parallel}/2 = 0.40\%$ ;  $R_{\epsilon} = -1$ ;  $T = 30^{\circ}\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 1.0$ ;  $N = 17\,475$ ;  $c_{\alpha'(ND)} = 15.55\%$ .

Links: Übersicht; rechts: höhere Vergrößerung: Gitterfehler wie Gleitbänder (S) und Mikrozwillingsgrenzen (MT) sowie deformations-induzierter  $\alpha'$ -Martensit (M) im verformten Austenitgefüge (D). Im Weiteren Titankarbonitrid (TiCN) und Deltaferrit ( $\delta$ ).

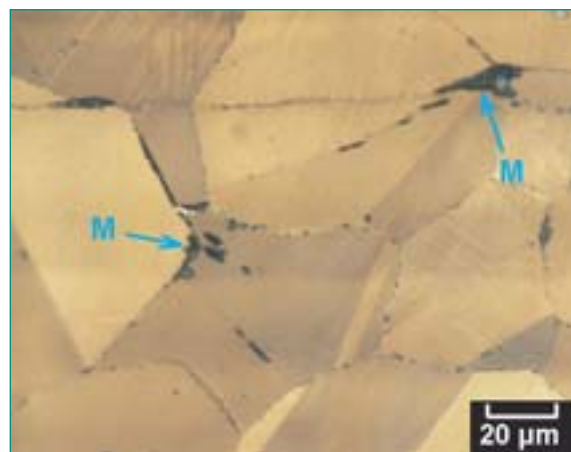
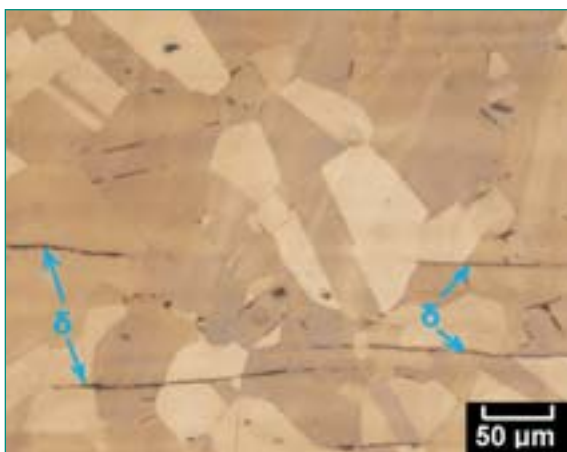


**Abb. 17:** Längsschliff, geätzt, der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Plattenmaterial:

$\Delta\epsilon_{\parallel}/2 = 0.30\%$ ;  $R_{\epsilon} = -1$ ;  $T = 30^{\circ}\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 0.60$ ;  $N = 32\,213$ ;  $c_{\alpha'(ND)} = 47.38\%$ .

Links: Übersicht: Austenit (hell) und dichter, lattenförmiger Martensit (dunkel).

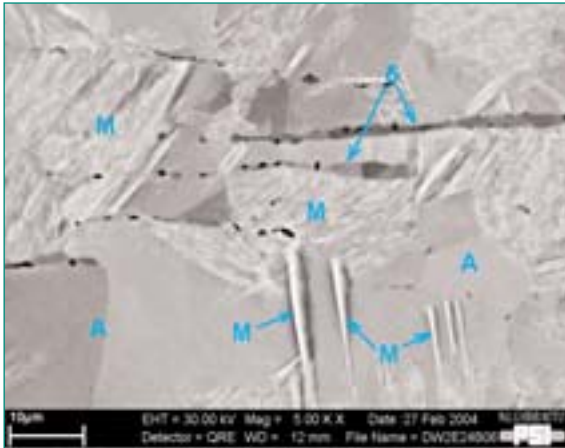
Rechts: Martensit (M) und Deltaferrit ( $\delta$ ) bei höherer Vergrößerung.



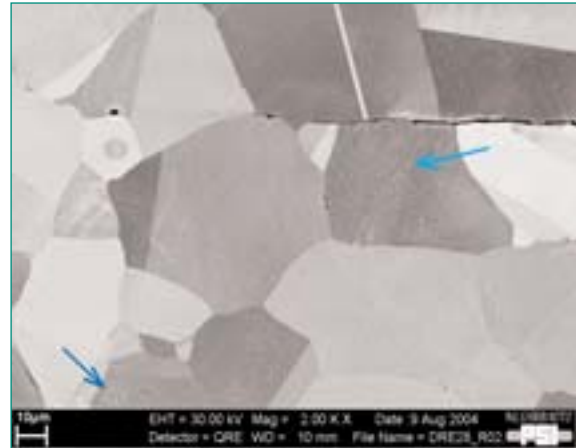
**Abb. 18:** Radialschliff, geätzt, der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Rohrmaterial:

$\Delta\epsilon_{\parallel}/2 = 0.30\%$ ;  $R_{\epsilon} = -1$ ;  $T = 30^{\circ}\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 1.0$ ;  $N = 53\,805$ ;  $c_{\alpha'} \approx 1\%$ .

Regelmässiges Grundgefüge aus Austenit mit wenig Deltaferrit ( $\delta$ ) und  $\alpha'$ -Martensit (M).



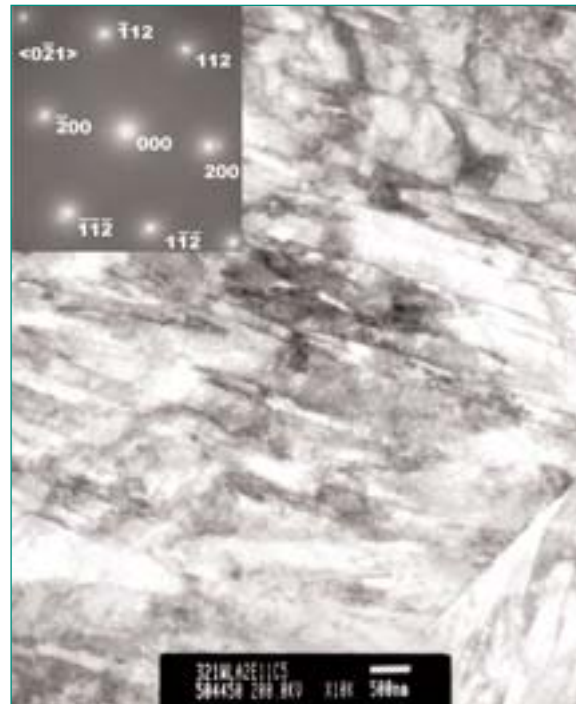
**Abb. 19:** Längsschliff, elektrolytisch poliert, nicht geätzt, der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Plattenmaterial:  $\Delta\varepsilon_f/2 = 0.30\%$ ;  $R_e = -1$ ;  $T = 100^\circ\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 0.60$ ;  $N = 14\,200$ ;  $c_{\alpha'}(ND) = 4.8\%$ . REM-Aufnahme, Kornorientierungs-contrast mittels Rückstreuelektronen (BE).



**Abb. 20:** Radialschliff, elektrolytisch poliert, nicht geätzt, der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Rohrmaterial:  $\Delta\varepsilon_f/2 = 0.30\%$ ;  $R_e = -1$ ;  $T = 30^\circ\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 1.0$ ;  $N = 53\,805$ ;  $c_{\alpha'} \approx 1\%$ . REM-Aufnahme, Kornorientierungs-contrast mittels Rückstreuelektronen (BE).



**Abb. 21:** Dünnschliff der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Plattenmaterial:  $\Delta\varepsilon_f/2 = 0.30\%$ ;  $R_e = -1$ ;  $T = 100^\circ\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 0.60$ ;  $N = 14\,200$ ;  $c_{\alpha'}(ND) = 4.8\%$ . TEM-Aufnahme, Hellfeld: Zellartige Versetzungsstruktur in einem Austenitkorn.



**Abb. 22:** Dünnschliff der niederzyklisch ermüdeten Probe aus dem Plattenmaterial:  $\Delta\varepsilon_f/2 = 0.30\%$ ;  $R_e = -1$ ;  $T = 30^\circ\text{C}$ ;  $f = 0.5\text{ Hz}$ ;  $D = 0.60$ ;  $N = 32\,213$ ;  $c_{\alpha'}(ND) = 4.8\%$ . TEM-Aufnahme, Hellfeld und Elektronenbeugung. Lattenförmiger Martensit mit Versetzungsstruktur in den Latten.

Mit den Kernkraftwerken 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) durchgeführt. 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 deformations-induzierten Martensitbildung in austenitischen Stählen durchgeführt. Hier interessiert vor allem, ob der Effekt bei umformtechnischen Abläufen zur Früherkennung von Ermüdungsschädigung eingesetzt werden kann. Der Institutsvorsteher, Herr Prof. Dr. P. Hora, betreut eine Doktorandenarbeit mit dem Thema «Ermüdungsverhalten austenitischer Reaktorbaustähle unter besonderer Berücksichtigung der deformations-induzierten Martensitbildung», deren experimentelle Arbeiten am PSI durchgeführt und betreut werden. Ziel der Doktorandenarbeit ist es, für die rostfreien austenitischen Stähle die ermüdungs-induzierten mikrostrukturellen Werkstoffveränderungen, wie deformations-induzierte Martensitbildung, deren Mechanismen, Phasengeometrie und Phasenanzahl zu untersuchen. Die Ergebnisse werden in ein empirisches und schädigungsmechanisches Lebensdauermodell eingebunden, wobei als Schädigungsmechanismus die Rissentstehung an den ermüdungs-induzierten Martensitstrukturen verwendet wird.

#### 4. Internationale Zusammenarbeit

Das Thema Werkstoffdiagnostik in der Gruppe Bauteilsicherheit ist eingebunden in europäische und bilaterale Formen der Zusammenarbeit. An den führenden internationalen Konferenzen für Ermüdung in der Kraftwerkstechnik und in der Fahrzeugindustrie wurden die

Forschungsergebnisse des Projektes vorgestellt. Weiterhin erfolgten Präsentationen von Projektergebnissen an den Jahressitzungen der folgenden Arbeitsgruppen:

- OECD NEA CSNI IAGE (Working Group on Integrity and Ageing of Components),
- EU-NESC (Network für Evaluating Steel Components).

Auf europäischer Ebene befasst sich das Netzwerk NESC im Rahmen des Projektes NESC-5 (Projektkoordinator: JRC Institute for Energy, Petten) 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. Die Projektpartner von NESC-5 kommen aus der Industrie, EoN (D), EDF (F), den Kernkraftwerken (F, S, FIN) und aus Forschungsinstituten, CEA (F), DNV (S), VTT (FIN).

Bilaterale Zusammenarbeit (Austausch von Ergebnissen, Gastwissenschaftler, Seminare) erfolgte im Jahre 2004 mit folgenden Instituten:

- Universität Saarbrücken, Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren, Saarbrücken, D
- CEA Saclay, F
- Framatome ANP, Erlangen, D
- Serco Assurance, Engineering Integrity, Warrington, GB
- EoN Kernkraft GmbH, Hannover, D
- Joint Research Centre Petten, Institute for Energy, Petten, EC
- VTT Manufacturing Technology, FIN
- Helsinki University of Technology, Mechanical Engineering, FIN

#### 5. Bewertung 2004 und Ausblick 2005

Das Projektziel für 2004 wurde vollumfänglich erreicht, und die einzelnen Untersuchungen konnten wie vorgesehen durchgeführt werden. Das Ermüdungsverhalten des Rohrleitungsmaterials X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, AISI 321) wurde umfassend untersucht, das be-

trifft die Analyse der mechanischen, magnetischen und mikrostrukturellen Eigenschaften. Die Ergebnisse wurden mit früheren Messungen an den Stangen- und Plattenmaterialien verglichen. Daraus liessen sich wichtige Schlussfolgerungen ableiten, vor allem bezüglich der Bedingungen für eine Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung. Weiterhin konnten auch Erkenntnisse zu den Mechanismen der Martensitbildung gewonnen werden.

Insgesamt liegen nun drei komplette Datensätze für niederzyklische Ermüdung von Stangen-, Platten- und Rohrleitungsmaterial des Stahles X6CrNiTi18-10 vor. Überraschende Ergebnisse ergaben sich in den Zusatzuntersuchungen für das Plattenmaterial. Hier setzt die ermüdungsbedingte Martensitbildung bereits bei den ersten Lastwechseln ein und führt bei Raumtemperatur zu extrem hohen Volumenanteilen an Martensit. Der Rohrleitungs-Materialzustand hingegen verfügt über eine sehr hohe Stabilität, und der Effekt der Martensitbildung ist zu gering, um die Lebensdauer daraus ableiten zu können. Das führte zu der Erkenntnis, dass bereits kleine Differenzen in der chemischen Zusammensetzung zu erheblichen Unterschieden im Ermüdungsverhalten und in der Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung führen können. Demzufolge ist die Kenntnis bestimmter Materialzustands-Eigenschaften notwendig, um das Alterungsverhalten zuverlässig vorherzusagen.

Das niederzyklische Ermüdungsverhalten der drei untersuchten Materialzustände wurde mit den zyklischen Spannungs-Dehnungs-Diagrammen und den Lebensdauerkurven  $\epsilon$ -N und S-N charakterisiert. Der Vergleich mit der ASME-Mittelwertskurve für rostfreie austenitische Stähle ergab, dass die PSI-Ermüdungsdaten etwas kleinere Werte für die Lebensdauer anzeigten. Der Abstand zur ASME-Mittelwertskurve vergrößert sich mit zunehmender Martensitanfälligkeit, beträgt jedoch für das Plattenmaterial maximal einen Faktor 1,7. Das liegt innerhalb der vorgesehenen Streubreite der Materialdaten (Faktor 2,5), die für die ASME-Design-Kurve angesetzt wurde. Die PSI-Daten entsprachen besser der Mittelwertskurve einer japanischen Datenbank.

Die Unterschiede der drei Stahlqualitäten im mechanischen Verhalten bei Ermüdung zeigten sich vor allem im Grad der sekundären Verfestigung. Für den Bereich der niederzyklischen Ermüdung konnte festgestellt werden,

dass der Grad der sekundären Verfestigung auf die Martensitbildung zurückgeführt werden kann. Obwohl zum gleichen Stahltyp zugeordnet, erreichten die untersuchten Stahlqualitäten sehr unterschiedliche Volumenanteile an Martensit. Beispielsweise betragen die Martensitgehalte im Moment der technischen Rissentstehung für das Plattenmaterial 55.5 vol.-% ( $\Delta_{\epsilon_t}/2 = 0.30\%$ , RT), für das Stangenmaterial 15.6 vol.-% ( $\Delta_{\epsilon_t}/2 = 0.40\%$ , RT), und für das Rohrmaterial 1.5 vol.-% ( $\Delta_{\epsilon_t}/2 = 0.30\%$ , RT). Als Ursachen dieses sehr unterschiedlichen Ermüdungsverhaltens wurden Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung und in der Mikrostruktur des Ausgangszustandes gefunden. Die Schwingspielzahl für die technische Rissentstehung (Ende der Lebensdauer) nahm mit zunehmender Martensitbildung leicht ab.

Bei Anwendung des Effektes der deformations-induzierten Martensitbildung zur Bestimmung der Lebensdauer ist die Temperaturabhängigkeit der Martensitbildung zu berücksichtigen. Die Untersuchungen haben gezeigt, dass für den Temperaturbereich, der relevant ist für den Kernkraftwerksbetrieb ( $60^\circ \text{C} \leq T \leq 260^\circ \text{C}$ ), bedeutend weniger Martensit entsteht als bei Raumtemperatur.

Die Arbeiten zur Modellentwicklung für die deformations-induzierte Martensitbildung für zyklische Dehnungs- und Temperatur-Belastungen gingen kontinuierlich voran. Ein bekanntes Modell von Cherkaoui zur Beschreibung der Plastizität bei Martensitumwandlung in austenitischen Einkristallen [28] wurde auch für den Fall der Ermüdungsbeanspruchung eingesetzt. Für die Beschreibung der Plastizität im Vielkristall wurde das Modell von Hill-Hutchinson verwendet, vorerst ohne Martensitbildung. Die Parameter des Modells wurden bestimmt und erste Rechnungen für statische Belastung durchgeführt. Die Übereinstimmung mit den gemessenen Spannungs-Dehnungs-Kurven ist gut. In einer nächsten Entwicklungsphase wird nun das Plastizitätsmodell des Vielkristalls mit der Martensitbildung erweitert und Rechnungen werden für die zyklische Beanspruchung durchgeführt. Ergebnisse können bis Projektende erwartet werden.

Die metallografischen Untersuchungen haben verdeutlicht, dass die effektive chemische Zusammensetzung des Erzeugnisses aus der Stahlsorte X6CrNiTi18-10 (AISI 321) und der Endbehandlungszustand die Neigung zur deformations-induzierten Umwandlung des

Austenits zu Martensit bestimmt. Ein höherer Chrom- wie auch Nickelgehalt innerhalb der Richtanalyse für die erwähnte Stahlsorte bewirken eine grössere Austenitstabilität bzw. eine herabgesetzte Neigung zur martensitischen Umwandlung. Die Einordnung des Erzeugnisses im Schöffler-Diagramm erlaubt eine Einschätzung der Austenitstabilität.

Im kalt gefertigten Stangenmaterial entsteht der deformations-induzierte Martensit an den bereits im Ausgangszustand vorhandenen Gleitbändern, Mikrozwillingsgrenzen oder deren Schnittpunkten. Dadurch kann der Mechanismus der Martensitbildung der so genannten TWinning Induced Plasticity (TWIP) zugeordnet werden. Im Plattenmaterial, das die grösste Neigung zur Martensitbildung aufweist, entstehen während der niederzyklischen Ermüdung kaum Gitterfehler wie im kalt gefertigten Material. Bei Ermüdungstemperaturen unterhalb von 0° C entsteht mittels ND nachweisbarer  $\epsilon$ -Martensit, währenddem er bei Raumtemperatur und höheren Temperaturen nicht detektiert wird. Die  $\alpha'$ -Martensitbildung kann in diesem Material über den  $\epsilon$ -Martensit als Zwischenphase erfolgen, wobei die Beständigkeit dieses  $\epsilon$ -Martensits mit der steigenden Temperatur abnimmt. Daher lässt sich der kurzlebige  $\epsilon$ -Martensit in ermüdeten Proben, die bei Raumtemperatur und höheren Temperaturen beansprucht wurden, nur schwer oder gar nicht nachweisen.

Als Hypothese steht nach wie vor im Raum, dass der deformations-induzierte  $\alpha'$ -Martensit im Plattenmaterial über die Zwischenphase des  $\epsilon$ -Martensits entsteht. Nach dieser Hypothese erfolgt die martensitische Umwandlung nach dem so genannten TRIP-Mechanismus (TRansformation Induced Plasticity). Im Weiteren dürfen die Vermehrung und die Anordnung der Versetzungen in den austenitischen Körnern im Vorfeld der martensitischen Umklappung nicht unterschätzt werden. Antworten auf diese offenen Fragen werden weitere TEM-Untersuchungen geben. Dabei erfolgt der Ansatz über Proben, die bei tiefer Temperatur ermüdet worden sind, da dort  $\epsilon$ -Martensit in grösserer Menge vorhanden ist.

Die Untersuchungen an den drei Stahlqualitäten sind abgeschlossen. Bisher wurde nur ein bestimmter Stahltyp eingesetzt, um die grundlegenden Untersuchungen zum Effekt der deformations-induzierten Martensitbildung durchzuführen. Für eine mögliche Anwendung

der Methode in der Kraftwerkspraxis ist es notwendig, den Effekt an realen Rohrleitungsmaterialien zu erproben. Die bisherigen Untersuchungen an einem Rohrmaterialzustand ergaben nur sehr geringe Anteile an deformations-induziertem Martensit. Weiteres Rohrmaterial aus den Kernkraftwerken steht zur Verfügung, um dieses Ergebnis zu überprüfen:

■ Rohrleitungen 219 x 23 und 219 x 16 im lösungsgeglühten Zustand

■ X2CrNi19-11 (W.-Nr. 1.4306, AISI 304L),

■ X2CrNiMo17-12-2 (W.-Nr. 1.4404, AISI 316L),

■ X6CrNiNb18-10 (W.-Nr. 1.4550, AISI 347),

■ X6CrNiTi18-10 (W.-Nr. 1.4541, AISI 321H).

Innerhalb der letzten 6 Monate des Projektes werden diese vier Rohrmaterialzustände umfassend charakterisiert, d. h. die mechanischen, magnetischen und mikrostrukturellen Eigenschaften bei niederzyklischer Ermüdung werden mit den erprobten Methoden analysiert. Daraus abgeleitet ergibt sich eine Empfehlung über die Anwendung der Methode der deformations-induzierten Martensitbildung zur Lebensdauerbewertung für die Kraftwerkspraxis.

Als generelle Schlussfolgerung aus den bisherigen Untersuchungen kann festgestellt werden, dass sich der Effekt der deformations-induzierten 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 Schöffler-Diagramm kann genutzt werden, um aus der chemischen Zusammensetzung die Anfälligkeit gegenüber der deformations-induzierten Martensitbildung abzuschätzen. Die vorliegenden Untersuchungen haben auch gezeigt, dass relativ klein erscheinende Unterschiede in der chemischen Zusammensetzung und in der Mikrostruktur der Reaktorstähle 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.

## 6. Publikationen des Projektes Diagnostik

### 6.1 Publikationen in wissenschaftlichen Zeitschriften

- [1] M. Grosse, M. Niffenegger, D. Kalkhof: **Monitoring of Low-Cycle Fatigue Degradation in X6CrNiTi18-10 Austenitic Steel**, J. Nucl. Mater., 296, 305 – 311 (2001).
- [2] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger: **Monitoring of Fatigue Degradation in Austenitic Stainless Steels**, in Fatigue and Durability Assessment of Materials, Components and Structures, ed. by M.R. Bache, P.A. Blackmore, J. Draper, J.H. Edwards, P. Roberts and J.R. Yates, pp. 433 – 444, Engineering Integrity Society, Sheffield, 2003.
- [3] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger, H. Leber: **Monitoring Fatigue Degradation in Austenitic Stainless Steels**, Fatigue Fract. Engng. Mater. Struct. 27, 595 – 607 (2004).
- [4] M. Grosse, D. Kalkhof, L. Keller, N. Schell: **Influence Parameters of Martensitic Transformation during Low Cycle Fatigue for Steel AISI 321**, Physica B 350, 102 – 106 (2004).

### 6.2 PSI-Berichte

- [5] M. Niffenegger, K. Reichlin, D. Kalkhof: **The Change of the Seebeck Coefficient due to Neutron Irradiation and Thermal Fatigue of Nuclear Reactor Pressure Vessel Steel and its Application to the Monitoring of Material Degradation**, PSI Report No. 02-11, 2002.
- [6] D. Kalkhof, M. Niffenegger, M. Grosse: **Früherkennung von mikrostrukturellen Änderungen bei Ermüdung in nichtrostenden austenitischen Stählen**, PSI Bericht Nr. 03-03, März 2003.
- [7] M. Niffenegger, M. Grosse, D. Kalkhof, H.J. Leber, A. Vincent, L. Pasco, M. Morin: **Material Characterization of Fatigue Specimens made from Metastable Austenitic Stainless Steel**, PSI Report No. 03 – 17, July 2003.

### 6.3 Konferenzbeiträge

- [8] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger, U. Gampe, D. Stegemann: **Microstructural Investigations and Monitoring of Low-Cycle Fatigue Degradation in Meta-Stable Austenitic Piping Steel**, 2<sup>nd</sup> International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, New Orleans, USA, May 24 – 26, 2000, Vol. 3, C137 – C154.
- [9] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger, D. Stegemann, W. Weber: **Microstructural Investigations and Monitoring of Degradation of LCF Damage in Austenitic Steel X6CrNiTi18-10**, 1<sup>st</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Napa, USA, July 31 – August 2, 2000, CD-ROM.
- [10] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger: **Monitoring of Fatigue Degradation in Austenitic Stainless Steels**, 2<sup>nd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Snowbird, USA, July 29 – 31, 2002, CD-ROM.
- [11] D. Kalkhof, M. Niffenegger, M. Grosse, G. Bart: **Influence of Cycle Number, Temperature and Manufacturing Process on Deformation-Induced Martensite in Meta-Stable Austenitic Stainless Steels**, 5<sup>th</sup> International Symposium on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors, Fontevraud, France, September 23 – 27, 2002, CD-ROM.
- [12] D. Kalkhof, M. Grosse, M. Niffenegger: **Monitoring of Fatigue Degradation in Austenitic Stainless Steels**, 5<sup>th</sup> International Conference of the Engineering Integrity Society, Fatigue 2003, Queens' College Cambridge, UK, April 7 – 9, 2003, CD-ROM.
- [13] M. Niffenegger, K. Reichlin, D. Kalkhof: **Application of the Seebeck Effect for the Monitoring of Neutron Embrittlement and Low-Cycle Fatigue in Nuclear Reactor Technology**, 17<sup>th</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, SMIRT-17, Prague, Czech Republic, August 17 – 22, 2003, CD-ROM.
- [14] D. Kalkhof, H. Leber, M. Niffenegger: **Fatigue-induced Martensite in Different Qualities of the**



**Austenitic Stainless Steel AISI 321**, 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Seville, Spain, 3 – 6 October 2004, CD-ROM.

[15] H. J. Leber, D. Kalkhof, M. Niffenegger: **Effect of Metallurgy and Heat Treatment on Strain Induced Martensite Formation in Low Cycle Fatigued Austenitic Stainless Steel**, 7<sup>th</sup> International Conference on Structural Integrity Assessment, 20 – 21 October 2004, Manchester UK, p. 201 – 210.

## 7. Referenzen

[16] T. Angel: **Formation of Martensite in Austenitic Stainless Steels**, J. Iron and Steel Institute, Vol. 177, 1954, pp. 165 – 175.

[17] M. Bayerlein, H.-J. Christ, and H. Mughrabi: **Plasticity-Induced Martensitic Transformation during Cyclic Deformation of AISI 304L Stainless Steel**, Mater. Sci. Eng., Vol. A114, 1989, pp.11 – 16.

[18] **Avesta Sheffield R & D**: Information 10100GB; Supersedes Inf. 10199GB, Avesta, Sweden, 2000, p. 7.

[19] C. Faidy et al.: **Cycle Thermal Fatigue – Lessons Learned from Civaux Event**, 2<sup>nd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Snowbird, USA, 29 – 31 July 2002

[20] A. Fissolo et al.: **Advances in Thermal Fatigue Investigations performed by CEA for French PWR Pipings**, 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Seville, Spain, 3 – 6 October 2004.

[21] G. Dobmann et al.: **Non-destructive Characterization of Early Fatigue Damage in Austenitic**

**Stainless Steels by use of Micro Magnetic Methods**, 3<sup>rd</sup> International Conference on Fatigue of Reactor Components, Seville, Spain, 3 – 6 October 2004.

[22] O. Grässel, L. Krüger, G. Frommeyer, L.W. Meyer: **High Strength Fe-Mn-(Al,Si) TRIP/TWIP Steels Development – Properties – Application**, International Journal of Plasticity, 16 (2000) 1391 – 1409.

[23] M. Hadji and R. Badji: **Microstructure and Mechanical Properties of Austenitic Stainless Steels After Cold Rolling**, Journal of Materials Engineering and Performance, 11(2) (2002), 145 – 151.

[24] **Criteria of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code** for Design by Analysis in Sections III and VIII, div.2, ASME, 1969.

[25] 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.

[26] 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.

[27] 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.

[28] M. Cherkaoui, M. Berveiller, H. Sabar: **Micromechanical Modelling of Martensitic Transformation Induced Plasticity (TRIP) in Austenitic Single Crystals**, Int. J. of Plasticity, 14, 597 – 626 (1998).

# STARS IV

## Safety Research in relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

Autor und Koautoren	Martin A. Zimmermann, mit Beiträgen des Projektteams
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 27 33, <a href="mailto:Martin.Zimmermann@psi.ch">Martin.Zimmermann@psi.ch</a> <a href="http://stars.web.psi.ch">http://stars.web.psi.ch</a>
Dauer des Projekts (von/bis)	1.1.2001 bis 31.12.2004

### ZUSAMMENFASSUNG

Auf der Basis der Nachrechnung von mehr als 100 kritischen Konfigurationen aus dem «International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments» wurde die rechnerische Marge ermittelt, die bei der Benutzung des Monte-Carlo-Codes MCNXP für die Kritikalitäts-Sicherheitsanalyse angewandt werden muss. Auf dem Weg zu einer modernen PSI-Methodik für die Kritikalitäts-Sicherheitsanalyse stellt dies einen wichtigen Meilenstein dar.

TRACE, der neue Systemcode der US NRC, wurde mit unterschiedlichem Erfolg für verschiedene Studien eingesetzt. Mit der Nachrechnung einer grossen Anzahl von CHF-Experimenten wurden gute Resultate erzielt, wie auch mit der Nachrechnung des LOFT L-2-5 LOCA-Experimentes, das im Rahmen der PSI-Beteiligung im PSI-BEMUSE-Programm erarbeitet wurde. Das verallgemeinerte Strahlungsmodell, eine Voraussetzung für die Analyse der geplanten Halden-LOCA-Experimente mit hochabgebranntem Brennstoff, funktioniert ebenfalls. Hingegen zeigte TRACE noch Probleme in der Anwendung auf Siedewasserreaktoren.

Mit der vergleichenden Analyse von ausgewählten RIA-Experimenten des CABRI-Projektes unter Benutzung der beiden transienten Brennstab-Codes

FALCON und SCANAIR wurde die Fähigkeit zur Analyse des Brennstabverhaltens demonstriert und damit ein weiterer wichtiger Meilenstein erreicht. Die Anwendung von zwei Rechenprogrammen mit unterschiedlichen Modellansätzen erlaubte gleichzeitig die Einschätzung der relativen Wichtigkeit von verschiedenen Phänomenen, beispielsweise derjenigen des Spaltgas induzierten Brennstoffschwellens.

Die Doktorarbeit zur Entwicklung einer nicht-parametrischen Methodik für die Quantifizierung der Unsicherheiten der physikalischen Modelle von Systemcodes machte gute Fortschritte. Für die Experimente aus der STARS-Void-Datenbasis ergab die statistische Auswertung der Differenzen zwischen berechnetem und gemessenem Dampfanteil, dass deren Verteilungsfunktion stark vom Massenfluss abhängt.

Mit der detaillierten Studie zur weit verbreiteten Chen-Korrelation, die den Wärme-Transport bei Bedingungen des gesättigten Siedens beschreibt, konnte deren Anwendungsgrenzen (vor allem im Zusammenhang mit den Systemcodes) klar aufgezeigt werden. Anhand von unabhängigen, bei der Entwicklung der Chen-Korrelation nicht verwendeten Experimenten wurde gleichzeitig die Unsicherheit dieser Korrelation quantifiziert.

## Abstract

The calculational margin to be applied for criticality safety assessment with the continuous-energy Monte-Carlo code MCNXP was determined based on the analysis of more than 100 critical configurations from the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, thereby achieving an important step towards a corresponding modern PSI methodology.

The TRACE code developed by the US NRC was applied for a number of different studies with varying degree of success. The assessment against a wide database of CHF experiments yielded reasonably good results. The PSI contribution to the CSNI BEMUSE-program, a study based on the LOFT L-2-5 LOCA-test, also produced good results. Furthermore, the generalized radiation heat transfer model that is a necessity for the successful thermal-hydraulic analysis of the upcoming Halden LOCA-tests was found to be operational in TRACE. On the other hand, TRACE still has deficiencies with BWR-related models.

The comparative analysis for selected RIA-experiments from the CABRI-project with both the FALCON and the SCANAIR codes represent an important milestone: the capability for fuel transient behaviour analysis has been demonstrated. The application to two different analysis codes allows at the same time the appraisal of the significance of important phenomena, viz. transient fission gas induced swelling.

STARS participated successfully in the international transient MOX-benchmark with a CORETRAN-submission.

The PhD study on the development of a non-parametric statistical methodology for the quantification of uncertainties in system code physical models progressed well. The evaluation of the errors between the calculated and the measured void fraction for the tests of the STARS void database revealed different error distributions for different ranges of the mass flux.

The indepth assessment study of the widely applied Chen correlation for saturated boiling heat transfer revealed the limitation of its usage in currentday's system codes and quantified the correlation's uncertainty ba-

sed on a set of very well characterized experimental data that did not form part of the original developmental data set.

## 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 2004 were:

- Development of a Monte Carlo based methodology for criticality safety assessment using selected configurations described in the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments.
- Validation and use of Computational Fluid Dynamics for geometries typical of nuclear reactors.
- Completion of BEMUSE Phase II with the ISP-13 Calculations and related TRACE Assessment.
- Analysis of selected CABRI RIA experiments (UO<sub>2</sub> and MOX) using FALCON and ev. SCANAIR for the MOX-cases.
- Participation in the Halden LOCA-experiments with TH and thermo-mechanical analysis.

- Continuation of the research work on uncertainty in the calculation of physics reactor problems.
- Participation in the Balokovo-3 VVER benchmark (OECD/NSC) for validation of the Monte-Carlo based neutron fluence calculations, and first application to KKG.
- Complete analysis of low power and pressure transients using TRACE.
- Evaluate PARCS by performing selected RIA transients.
- Convert a BWR model to TRACE and perform selected plant transients for benchmarking.
- Certification of the Quality Management System.
- Renewal of collaboration contract with HSK.

## Work Carried Out and Results Obtained

Selected highlights from STARS are reported in the following sections and provide an overview of the major part of the STARS work performed during 2004. Some other work will be briefly addressed in the assessment chapter.

### Development of a Monte-Carlo based methodology for criticality safety

Traditionally, criticality safety analysis in STARS has been performed using the deterministic assembly transport code BOXER that was developed at PSI. As the criticality community has since long put strong emphasis on the application of Monte-Carlo codes for this type of safety assessment, developing a Monte-Carlo based methodology for criticality safety assessment has become a necessity for the project. The general-purpose continuous-energy neutral particle transport code MCNPX, the version of MCNP with additional high-energy models, was selected, also considering perceived needs for ADS-related research that lie outside the scope of STARS.

Significant progress has been made in developing a modern methodology for the analysis of compact fuel assembly storage and transport casks. 135 configura-

tions have been selected from the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments with the following characteristics:

- Square geometry of fuel rod arrays
- Moderation by water
- Moderation ratio:  $1.0 < V_m/V_f < 3.0$
- Fuel rod pitch,  $h < 2$  cm
- Uncertainty of the evaluated experimental  $k_{\text{eff}} < 0.5\%$
- No solid reflectors
- Steel or borated steel as solid absorber – separation material
- Boron as soluble absorber

Calculations with MCNPX (Version 2.4.0) were performed using two continuous-energy neutron cross-section libraries: JEF-2.2 generated by ENEA Bologna and JENDL-3.3 generated by JAERI. Three-dimensional models have been developed for each of the selected configuration, a representative example being shown in Fig. 1.

The goal of this work is to determine the bias of the estimated  $k_{\text{eff}}$  as well as the tolerance interval in order to determine how much margin is needed to ensure that the safety limit is observed for any given configuration. Intermediate evaluations for a subset of the analyzed criticals are shown in Fig. 2 for both libraries. The two sets of results appear to be normally distributed and the two fitted Gaussian distributions show very similar values for the mean and the standard deviation. Currently, work is in progress to study the effect of the choice of the width of the bins on the values of the mean and the standard deviation in order to obtain a robust evaluation.

In parallel, the calculational margin for the deterministic criticality safety analysis using BOXER was updated for three reasons: First, a new version of BOXER was generated after the correction of an error identified recently, and it was also ported to the LINUX operating system. Second, the PSI methodology for criticality safety related BOXER applications has evolved over the years, e.g. 70 energy groups are now regularly used, and third a new statistical treatment of the assessment results more in line with the MCNPX-work has been ap-

plied. A set of critical configurations less comprehensive than the one used for MCNPX was utilized to determine the BOXER-related values for the calculational margin. (This is acceptable because BOXER will in future serve as secondary tool for criticality safety assessment.) When compared to the «original» value assumed in the original PSI-methodology for criticality safety related BOXER applications, a smaller value of the calculational margin resulted from this study.

## Validation and use of computational fluid dynamics

The analysis of single-phase mixing problems in geometries representative of nuclear power plants represents an important goal of STARS. It requires the application of computational fluid dynamics methods that are investigated in the Laboratory for Thermal Hydraulics (LTH) for both single-phase and two-phase applications. The most efficient way for STARS to gain access to these methods is through a collaboration with LTH. Important progress was made during the reporting period.

It represents good practice in STARS to first demonstrate the predictive capability of new methods with their application to adequately documented assessment cases. In the present case, available mixing experiments from a Swedish test facility representing the geometry of the Vattenfall reactor have been selected to evaluate the two computational fluid dynamic codes CFX-4 and CFX-5. This is done with the background of concerns at the international level that have been raised in relation to the credibility of single-phase CFD-applications in complicated reactor geometries.

Computational fluid dynamics codes represent the fluid flow in three dimensions and include models for turbulence. They require a detailed geometrical description of the space accessible to the fluid. Hence, the following aspects need to be addressed and investigated in the present study:

- Construction of the computational mesh;
- Selection and assessment of the turbulence models;
- Specification of inlet and boundary conditions;
- Choice of numerical schemes and convergence criteria.

During the reporting period, a general methodology for input generation for CFD-codes has been developed: It begins with the construction of a three-dimensional model of the Vattenfall reactor based on the Initial Graphics Exchange Specifications (IGES). This specification for the representation of geometrical models is also applied in the domain of Computer-Aided Design (CAD). The IGES-model (shown on the left of Fig. 3) serves as basis for the generation of the three-dimensional computational grid (shown on the right of Fig. 3) using the commercial mesh-generating software GRID-GEN. The significance of this approach lies in the fact that, in future, available CAD-models can easily be converted into computational meshes for CFD-codes with the promise of greatly reducing the effort needed today for the mesh generation process.

First, the consistency of the grid (with a relatively coarse resolution) has been tested and confirmed for one steady-state calculation performed with the CFX-4 code. Sensitivity tests for grids with higher resolution and complexity are on-going.

## Validation of trace CHF and Post-CHF heat transfer models against rit experiments

The new TRACE code is the result of the US NRC plan to consolidate their legacy PWR LOCA-codes RELAP-5 and TRAC-PF1 as well as the BWR LOCA-code TRAC-BF1. STARS decided to explore the capabilities of the new TRACE code (available through the CAMP-agreement between US NRC and PSI) at an early stage with the goal to prepare for a gradual migration of the STARS LOCA-analysis: With first priority, the currently un-maintained TRAC-BF1-code will be replaced with TRACE, and with second priority also RELAP-5 will be substituted. With this background, the assessment and validation of TRACE is an important part of the project activities.

During 2004, the TRACE code was validated against Critical Heat Flux (CHF) and post-CHF heat transfer experiments during the reporting period. The experimental database consisted of a series of experiments that were performed at the Royal Institute of Technology (RIT) in Stockholm, Sweden. Data from single tubes experiments as well as from a limited set of experiments executed in annular test sections, both with inlet sub-cooling close to 10° C, were obtained from

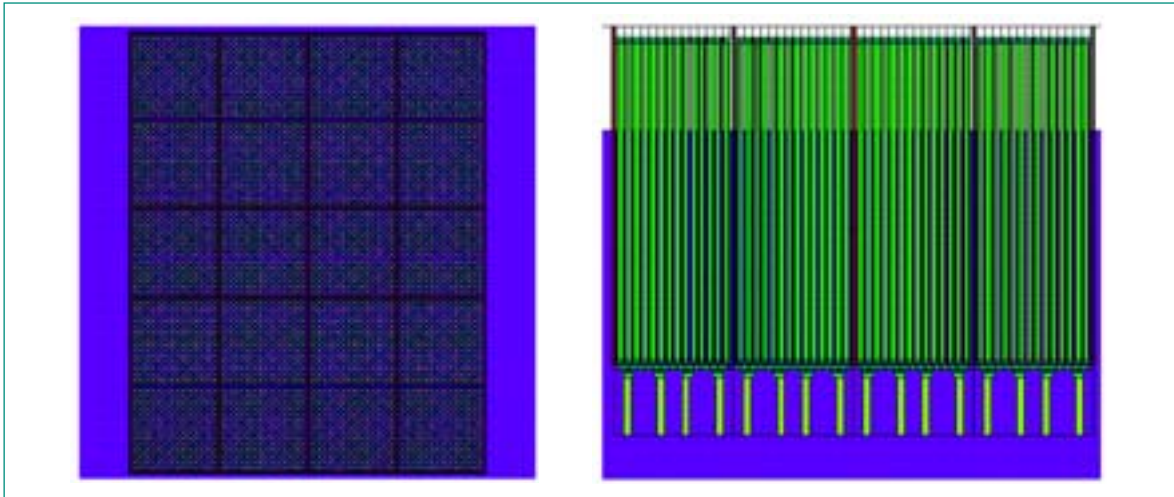


Figure 1: Detailed computational mesh for the MCNPX-analysis of the low-enriched compound thermal benchmark configuration LEU-COMP-THERM-047-01. Left: horizontal view. Right: vertical view.

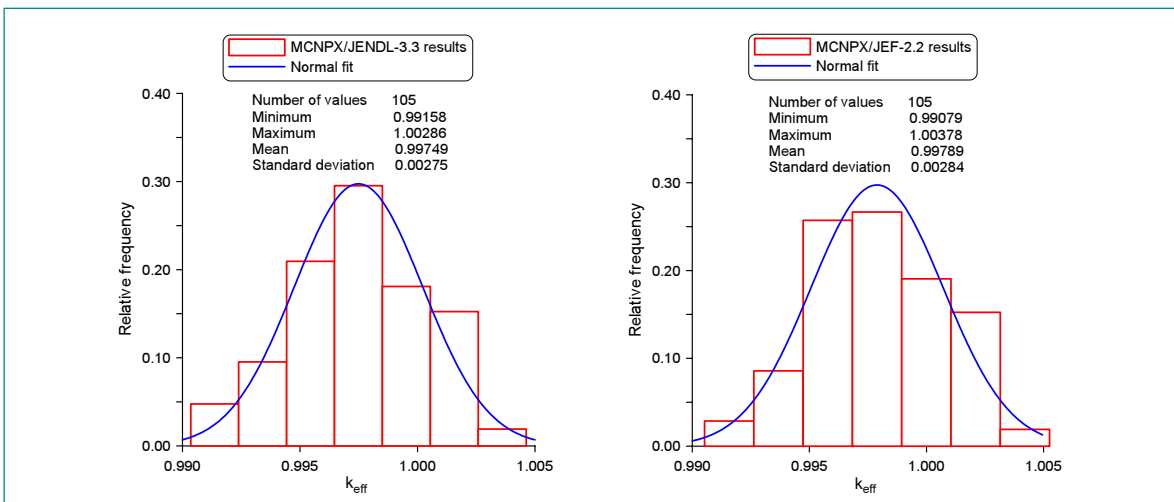


Figure 2: Preliminary results of the statistical evaluation of  $k_{eff}$ -distributions for selected LEU-COMP-THERM configurations. For comparison purposes, a fitted normal distribution is also shown. Left: results using the JEF-2.2 library. Right: results using the JENDL-3.3 library.

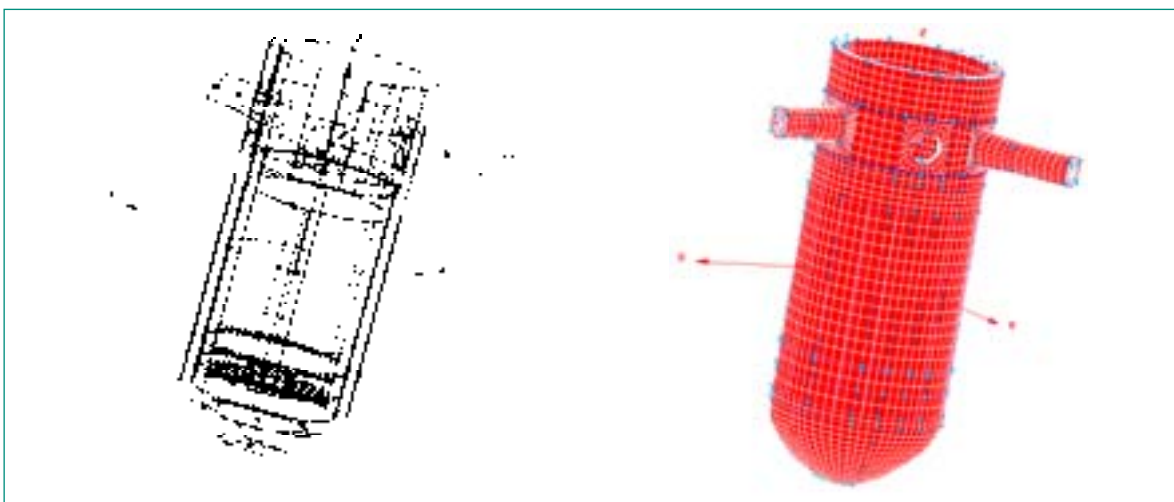


Figure 3: Computational models of the Vattenfall reactor. Left: CAD-like IGES-model. Right: computational mesh generated with GRIDGEN for the CFD-codes CFX-4 and CFX-5.

RIT. The experimental database for single tube geometries covers a broad range of system pressures from 3.0 up to 20.0 MPa and of mass fluxes from 500 up to 3000 kg/m<sup>2</sup>s and it includes tests with uniform axial power distribution as well as non-uniform axial power distributions (featuring power peaking near the inlet, at the middle or near the outlet of the test section). In addition, a limited set of data from experiments with an annular test section and the so-called «double-humped» axial power profile were included in the available data base.

The large database of the experimental data allowed to perform a systematic evaluation of the TRACE code CHF and post-CHF heat transfer models over a large condition range: 131 out of 510 available experiments with single tube geometry and uniform axial power distribution and 328 out of 998 experiments with various non-uniform power profiles were modeled and calculated with TRACE.

Inspection of Fig. 4 shows that the TRACE code is capable of adequately predicting the CHF location for most of the investigated conditions. Poor agreement with the results of the RIT experiments was only found in the low pressure-low mass flux region. The best agreement for the annular tests with the double-humped power profile is found for the low mass flux cases.

However, the TRACE predictions for the post-CHF (in particular film-boiling) region do not agree with the results from the RIT experiments. The current TRACE models representing film-boiling need improvement and additional assessment against a different set of experiments should be performed thereafter.

### **Participation of stars in the Bemuse international programme**

The BEMUSE Programme was started in 2003 with the purpose of performing an international study of the application of different uncertainty methodologies to Best-Estimate system codes. BEMUSE consists of two parts. The first one, which is currently under way and will last until the end of 2005, aims at applying different uncertainty analysis methodologies by a series of organizations (13 to date) for the quantification of the

uncertainties of selected system variables in the simulation of the LOFT L2-5 LOCA Test. The activities involved in this part have been divided into three phases:

Phase 1: organized by CEA-Cadarache (France), involved the description of the uncertainty methodologies to be used and of the characteristics of their application to the uncertainty analysis of system code predictions. This phase has been completed and the report on the activity will be officially released by CSNI. STARS decided to use TRACE as the system code to participate in BEMUSE together with a methodology that propagates input and model uncertainty information to the code predictions through the application of random sampling techniques and non-parametric statistical methods for the analysis of a sample of code output variables. Time dependent and scalar uncertainty measures based in the concept of Tolerance Intervals are used to quantify the uncertainty of the code's predictions. The size of the sample is determined from the Wilks' Formula according to the probability content and degree of confidence assigned to the Tolerance Intervals. This methodology, first introduced at Los Alamos Nat. Lab. by McKay et al., was further developed by Glaesser et al. at the Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS, Germany) for its use in analyses with system codes, and has been applied in STARS to RETRAN-3D and to the determination of isotopic inventory of highly burnt fuel in depletion calculations with CASMO-4 [1].

Phase 2: consisted in the simulation of the LOFT L2-5 LOCA Test (old International Standard Problem ISP-13) with well-established initial and boundary conditions to be used by all participants. An original L2-5 input deck was modified in order to adapt it to the initial and boundary conditions and made available to the BEMUSE participants by the organizers of Phase 2 (University of Pisa, Italy). The simulation of the L2-5 test with TRACEv4.05 has shown that the code is capable of predicting the main phases of the LOCA transient, including peak clad temperature (PCT), core reflooding and fuel quench, in an acceptable manner (see Fig. 5 *left*) if compared with other system codes used by the BEMUSE participants, e.g. RELAP-5, CATHARE, ATHLET, etc., and with the experimental results. In addition, a series of sensitivity runs, which varied several important system parameters (one at a time) within previously

agreed upon intervals, were also included in Phase 2. The purpose of these calculations was to identify the sensitivity of the code's predictions to these parameters individually, so that this information could then be used in the comparative analysis of the result of the uncertainty calculations in Phase 3. The sensitivity calculations also produced reasonable results if compared to other codes and were completed without lack of convergence, even though the variation ranges considered for some system variables were beyond what should be expected in normal applications for

these kinds of transients (see Fig. 5 right). A report of the results of Phase 2 will be issued also by CSNI in the first half of 2005.

Phase 3: the objective of phase 3, organized by CEA-Grenoble (France), is the application of the uncertainty methodologies described in Phase 1 by each participant to the quantification of the uncertainty in the predictions of PCT and of other system parameters of interest as a function of time. The carrying out of phase 3 in STARS has required the development of a series of in-

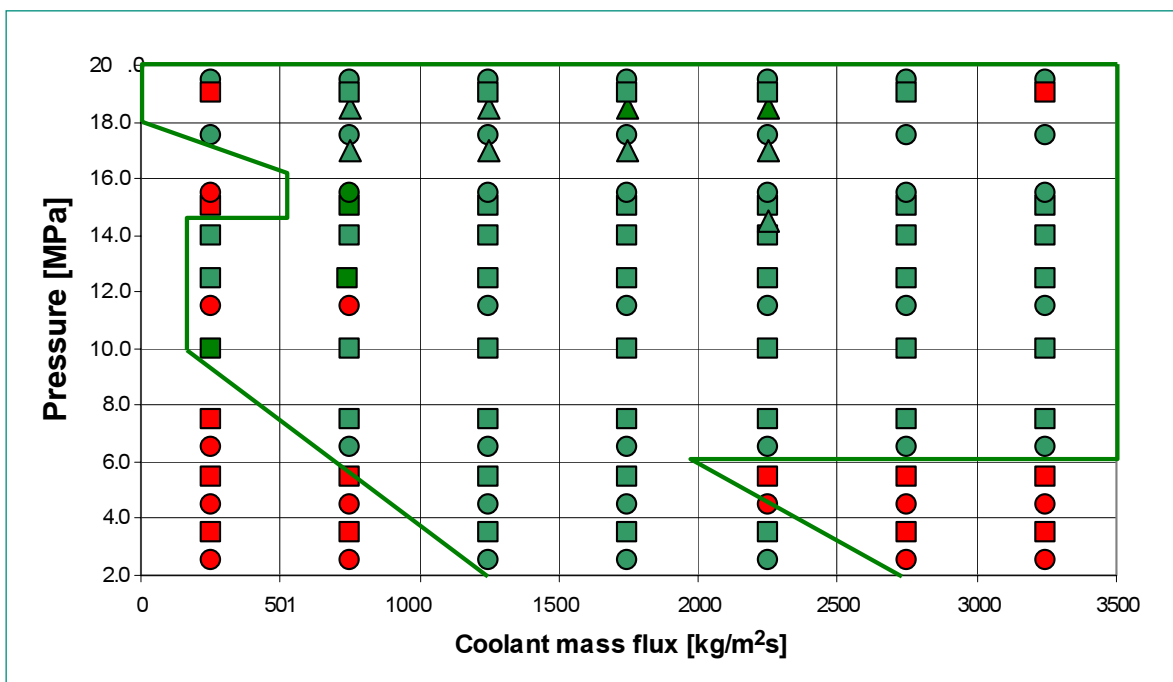


Figure 4: Validity region of the TRACE CHF correlations based on the assessment using the RIT CHF experiments. Green points represent conditions with good TRACE prediction of the CHF location (error in mixture enthalpy is smaller than  $\pm 100$  kJ/kg). Red points represent conditions with poor TRACE prediction of the CHF location (error in mixture enthalpy is larger than  $\pm 100$  kJ/kg).

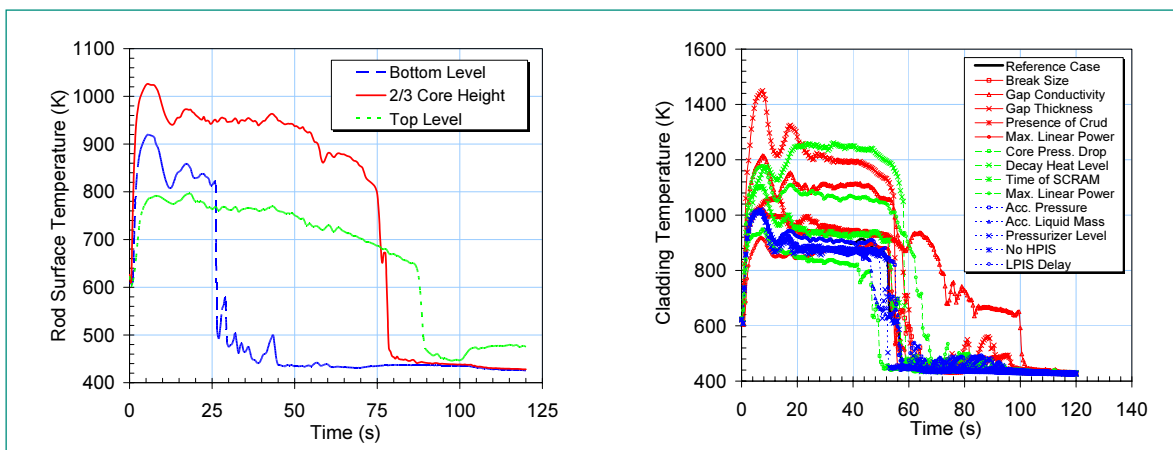


Figure 5: BEMUSE Phase 2 Results of the simulation of the LOFT L2-5 Test with TRACE. Left: Rod surface (cladding surface) temperatures predicted at different axial levels for the hottest rod. Right: Peak clad temperature for the sensitivity runs.



terface programs that link the statistical analysis package SUSAN (developed by GRS) with TRACE. The interface utilizes the information from the sampling process of the input variables and models of interest as generated by using SUSAN sampling algorithms. In this way quantitative uncertainty information is introduced into the TRACE input file and in the TRACE models at run time. TRACE is then automatically executed for the necessary number of times (sample size) according to the probability content and confidence level of the Tolerance Intervals. The collection of the sample values for the system output variables of interest is then achieved by using the AcGrace batch capability linked to an interface code that extracts the information from the XTV files resulting from all the TRACE executions, and then assembles it in a way appropriate for further statistical treatment by SUSAN non-parametric statistical methods. The final result is a series of statistical sensitivity measures and tolerance intervals that quantify the uncertainty in the desired system variables propagated from the uncertainty of input variables and models. This phase is currently active and will be completed by October 2005.

### **Development of a non-parametric statistical methodology for the quantification of uncertainties in system code physical models (PhD Work)**

Doctoral research related to uncertainty analysis in STARS is focused on the development of a non-parametric statistics methodology to quantify the uncertainties in the physical models used by system analysis codes. The research aims at producing uncertainty measures in the form of Probability Density Functions (*PDF*) of the differences between a code model's predictions and experimental separate effect tests. It constitutes a more objective and rigorous approach to code assessment, which yields valuable information for the application of uncertainty propagation methodologies to the analysis of nuclear power plant transients. The work was initiated by assessing the US NRC sponsored system code TRACE for the prediction of void fraction distribution in heated channels. Results from separate effect experiments performed at several facilities (Pericles, TPTF, LSFT, THTF, NEPTUNE, BWR 8 x 8, BWR 4 x 4, etc) were used in order to build a similar void fraction prediction data base to the one compiled for RETRAN-3D in STARS. Analysis of the results

showed that TRACE, in its current version 4.05, suffers from low accuracy in the prediction of interfacial drag at low mass fluxes and relatively low pressures (see Fig. 6). It performs acceptably well, however, for high pressures and mass fluxes representative of BWR operating conditions.

These results suggested using the RETRAN-3D void fraction data base as the data source for the methodology development, which was initiated by developing a procedure based on the *non-parametric universal PDF estimator* proposed by Efromovich. The estimator, based on an optimally truncated and weighted series expansion with a cosine orthonormal base, produces an approximate *PDF* that estimates the unknown probability density function characterizing the distribution of the error  $\epsilon$  in the predictions of a given model. The error has been defined as the difference between the experimental void fraction and the computed one. Considering the entire database available, the values of this quantity constitute a sample and are distributed according to an unknown *PDF*. The methodology being developed also takes into account the influence of independent physical variables on the *PDF*. For instance, when  $\epsilon$  is plotted against mass flux (see Fig. 7 *top left*), one can observe several clusters, which suggests a different *PDF* applicable to different ranges of the variable. As it is shown in Fig. 7, *PDFs* for different ranges of mass flux are clearly different. Future development will define a procedure to introduce this information in the computer code during the application of uncertainty propagation methods to the analysis of nuclear power plant transients.

### **Comparing the performance of falcon and scanair against selected cabri REP-NA RIA Experiments**

The transient behaviour of high burnup fuel is investigated for both RIA and LOCA transients within the framework of international experimental research programs. Transferring the results to plant safety analysis calls for analytical tools, viz. transient fuel behaviour codes. In addition, gaining detailed insights into the complex phenomenology of high burnup fuel subjected to transients and, thereafter, building the expertise for transient fuel modelling represent important goals for STARS.

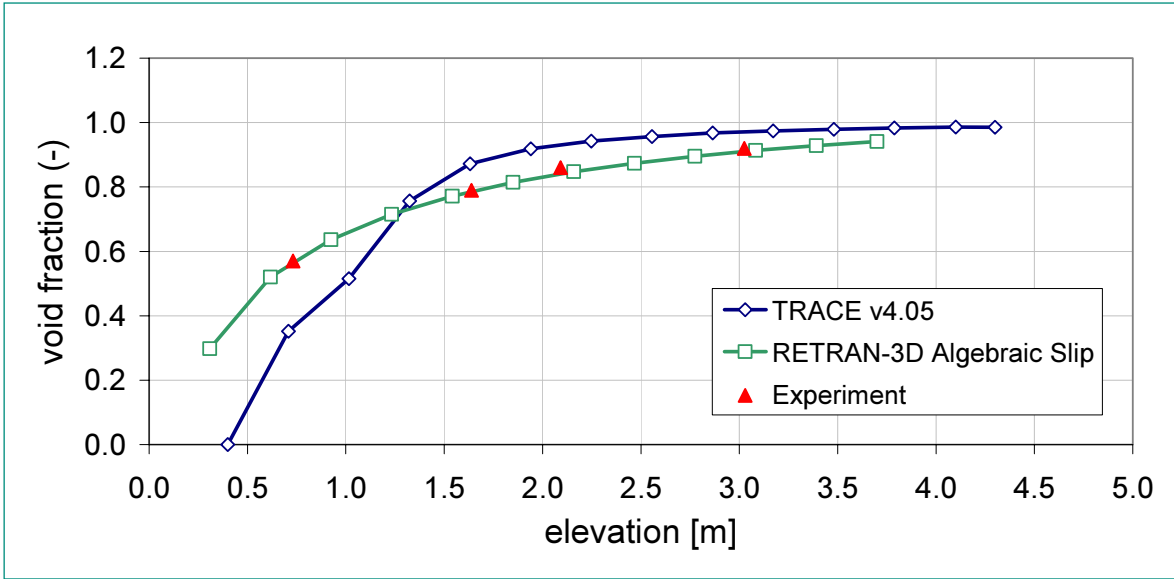


Figure 6: Comparison of void fraction profile predictions along a heated tube for one of the TPTF experiments (Test conditions: pressure: 3.05 MPa; mass flux: 130 kg/m<sup>2</sup>s; subcooling: 6 K; heat flux: 128 kW/m<sup>2</sup>). RETRAN-3D with a simple model for the slip velocity based on the drift flux formulation reproduces the experimental values better than the six-equation code TRACE with an interfacial drag model.

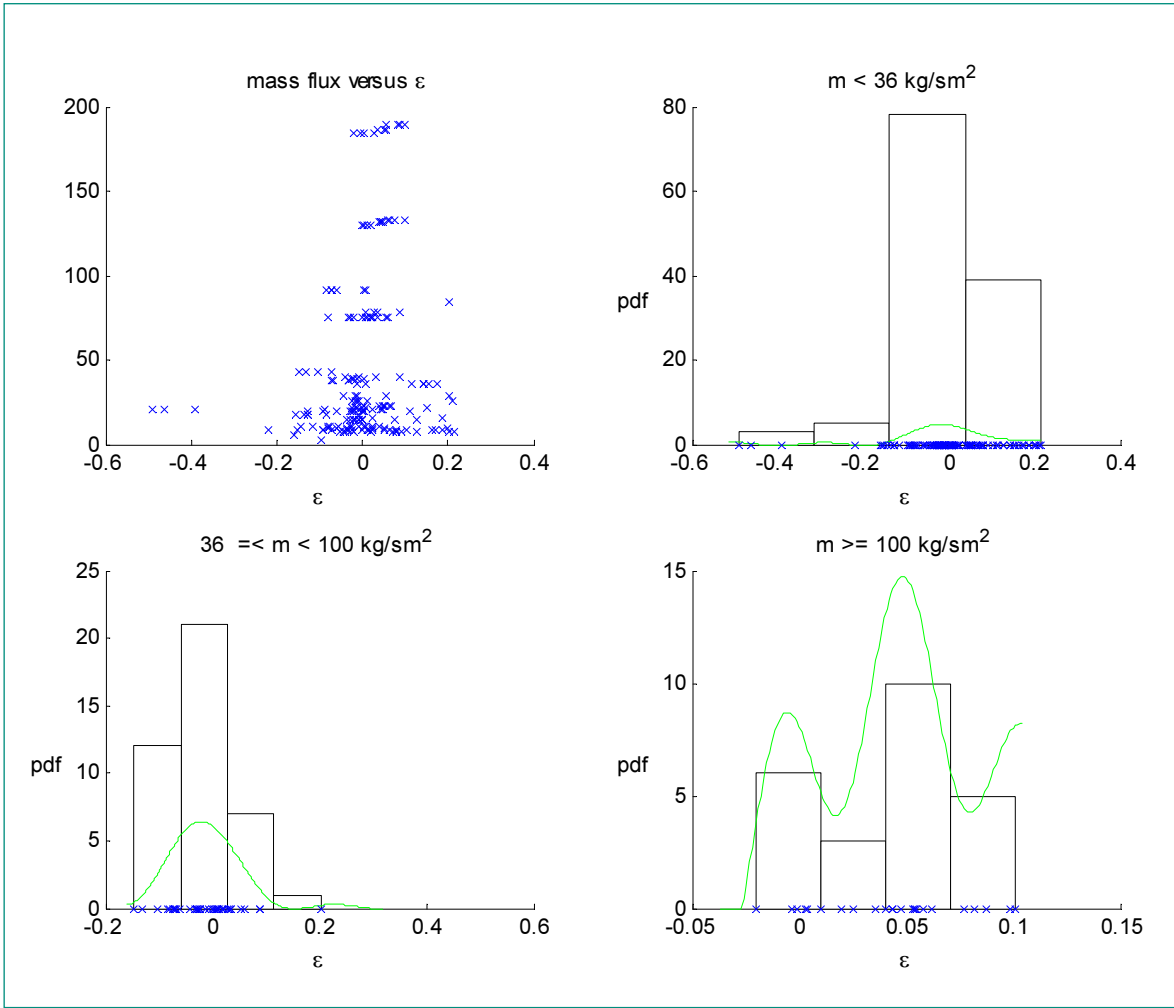


Figure 7: Distribution of the prediction error in the RETRAN-3D void fraction data base with Mass Flux (top left). PDFs for different ranges of mass flux obtained with the non-parametric estimator based on a cosine-orthonormal base. The different shapes of the void fraction PDF that the model predicts for different mass flux ranges are noticeable.

During the reporting period, emphasis was put on the transient thermo-mechanical analysis of  $\text{UO}_2$ -fuel subjected to fast energy injections as they happen during RIA-scenarios. To this effect, the state-of-the-art fuel behaviour code FALCON – an advanced finite-element based code derived from the FREY code that was used in STARS before – was acquired from EPRI. Through the Swiss participation in the international CABRI-Water-loop project (OECD), the French fuel behaviour code SCANAIR was obtained and it was also included into the mentioned assessment effort.

Selected RIA experiments from the CABRI Rep-Na series for  $\text{UO}_2$  fuel (REP Na-2, REP Na-4, REP Na-5, REP Na-8 and REP Na-10) were used to compare the performance of the two fuel behaviour codes, FALCON and SCANAIR3.2, i.e. their capability to reproduce the experimental results. The study aimed primarily at evaluating the capability of these codes to realistically model fast transients in view of their application in STARS to the determination of fuel safety limits, viz. fuel enthalpy limit in the case of RIA. Hence the investigation focused on the modelling of the mechanical deformation of the cladding and the onset of fuel rod failure.

The analysis of the clad deformation calculated by the codes and the comparison with the experimental measurements show that SCANAIR and FALCON yield different results for the fast pulse tests, e.g. REP Na-2. In fact, while SCANAIR tends to largely overpredict the final clad deformation at the end of the transient, FALCON is shown to slightly underpredict the strain fields generated in the clad, especially at the peak power axial locations. However for the broad pulse cases, e.g. REP Na-4, the codes show good agreement with the experimental results (Fig. 8).

The investigation indicates that the FALCON code reproduces the main thermal-mechanical characteristics of the fuel undergoing an RIA power pulse in close agreement with experiments. The lack of specific models of transient fission gas swelling and release is expected to affect the performance of the code in the form of (a) an underprediction of the state of clad deformation and possibly (b) an incorrect determination of the onset of fuel failure, especially for fast and energetic pulse tests. Power pulse widths for postulated typical LWR RIA events are expected to be  $\sim 20 - 30$  ms (compared to  $< 10$  ms for REP Na-2). It

can thus be speculated that the FALCON code would be able to reproduce the main thermo-mechanical behaviour of the fuel for medium energy injections. However, additional benchmarking is required to fully characterize the potential of FALCON as the main computational tool for fuel safety limit assessment and characterization of fuel thermal-mechanical performance.

### **Mechanical modeling of pressure tube tests using the feat code**

STARS embarked on an exploratory study towards developing a modelling capability for fluid structure interaction. A purely mechanical problem was selected as first study using the multi-purpose finite element code FEAT that is available at PSI through the FAST project: Analysis of the Zircaloy-4 cladding burst tests performed at PSI in the framework of the international NFIR-program (organized by EPRI). These tests have previously been analysed with the fuel-behaviour code FREY.

The cladding burst tests were carried out at ambient temperature. Samples of Zircaloy-4 cladding tubes with different hydrogen content were exposed to a slow internal pressurisation by oil. One-dimensional (radial direction), two-dimensional (axial and radial directions) and three-dimensional FEAT models have been constructed. The results obtained from the FEAT simulations were compared to the data from the burst tests and to the results from the FREY calculations. The sensitivity to the detail of the geometrical modelling was appraised through the evaluation of the results obtained from the three different geometrical models of FEAT. Radial and axial deformations have been analysed, as well as the spatial variation of different stress components, like radial, axial and Hoop stress, the onset of plasticity and the share between elastic and plastic deformations for the results obtained with the three geometrical models. A sample result is given in Fig. 9.

The agreement between the FEAT calculations using the three geometrical models and the experimental data (oil pressure) is very similar to the one between the

FREY calculation and the data. This suggests that more than two-dimensional geometrical models are not needed for the analysis of cladding deformations as experienced during burst tests. From the comparison of the calculated with the measured data it is inferred that the elastic modulus of Zircaloy-4 appears to be ~ 50% higher than the published values, e.g. MATPRO-11, but needs further study.

The capability of the FEAT code for the coupling of elastic/plastic stress analysis with heat transfer and using temperature-dependent parameters was explored, and also scoping calculations for ballooning were performed.

In addition, first calculations for a generic and simple fluid-structure interaction problem have also been started recently.

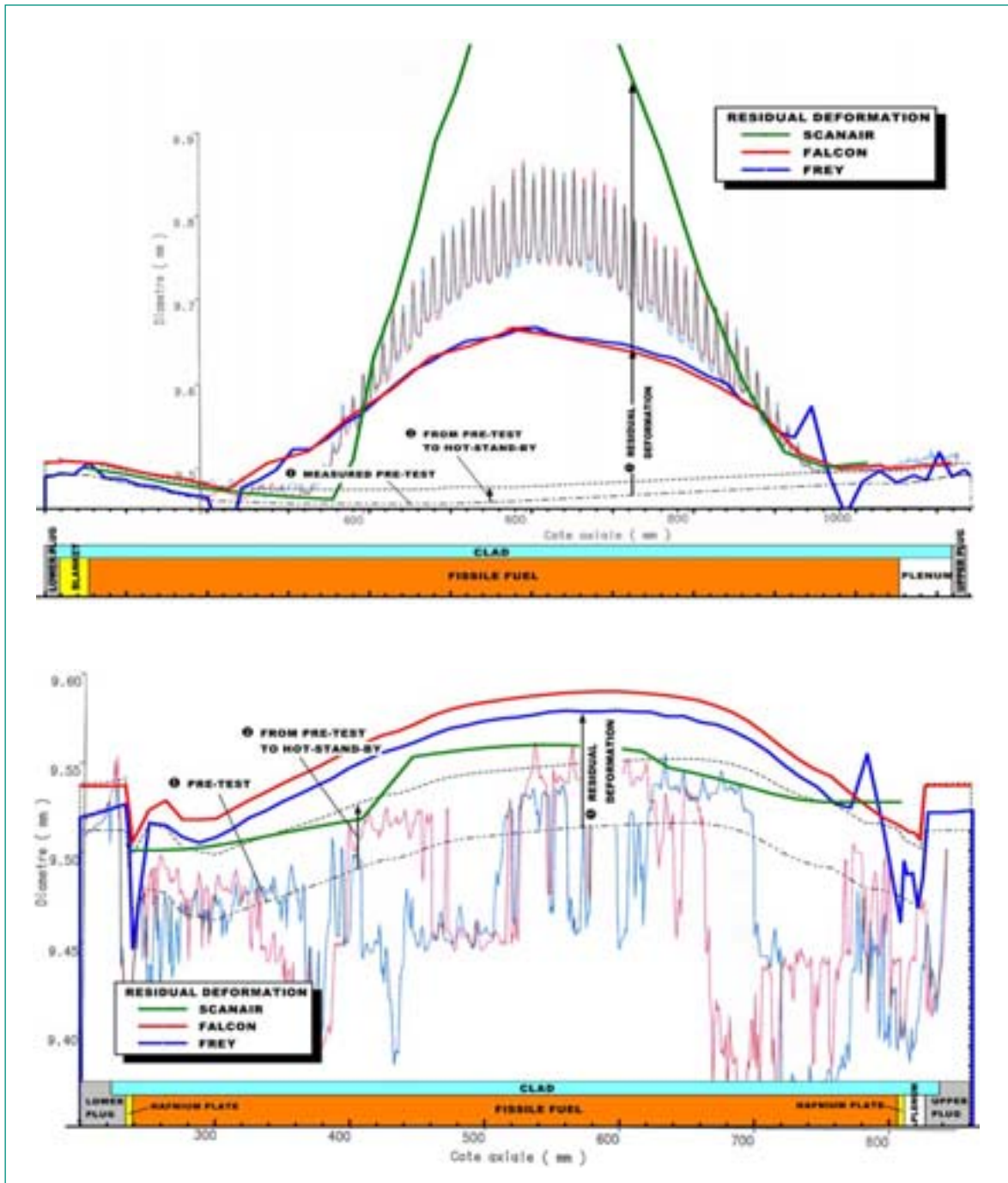


Figure 8: Clad Outer Diameter Profile 10 Seconds after Transient Inception as calculated with the fuel behaviour codes FREY, FALCON and SCANAIR and as measured. Top: Fast pulse test REP Na-2; SCANAIR largely overpredicts the final clad outer diameter profile while FALCON and FREY underpredict the measurement in the peak power axial positions. Bottom: Slow pulse test REP Na-4; the performance of the codes is comparable. (Note that this fuel pin was experiencing extensive spalling.)

## Core Management System CMSYS

The CMSYS system is a Core Management System that has been developed as an integrated computational environment to manage all reactor physics models and corresponding steady-state calculations of the Swiss nuclear reactor cores. The management of the calculations is handled via standardized scripts/programs ensuring that the computations are performed using a consistent, i.e. plant-independent, approach. During 2004, the principal activity has been to consolidate the CMSYS environment in order to enhance the system performance with regards to traceability, security and efficiency. To that aim, a two-level directory structure with regards to access permissions has been integrated. At the first (nominal) level, all the reference (base) models are developed, stored and maintained by the CMSYS administrators. At the second level, non-CMSYS administrators, referred to as external users, can retrieve the reference models and perform specific computations taking full advantage of the CMSYS standardized programs and routines. As a first step toward the implementation of this two level structure, the ATM\_SIM (Automatic Task Module for SIMulate-3) program has been developed to manage SIMULATE-3 calculations. This program not only handles the computations but also ensures traceability (via archiving and storage subroutines), security (by access-checking subroutines) and efficiency (by interface subroutines for external users).

The second main activity for 2004 has been to update the CMSYS models for KKB1, KKL and KKM in compliance with the updated CMSYS structure and to test the ATM\_SIM program. As an illustration, the CMSYS results for the KKM models of cycle 21 to 26 are shown in Fig. 10. The RMS of the deviation between the nodal SIMULATE-3 results and the TIP measurements is averaged over the cycles; shown in Fig. 10 is only the variation around this average. Similarly, the SIMULATE-3 calculated  $k_{\text{eff}}$ -value for local cold critical measurements performed at Beginning-of-Cycle (BOC), is averaged over the cycles and the variation around this average is shown as well. As can be seen, the average TIP difference is below 2% and the variation from cycle to cycle remains within  $\pm 1\%$ , indicating a good accuracy of the computed 3-D power distributions. Concerning the cold critical reference level, reflecting among others the code's ability to predict the passage to criticality in core design studies, the cycle to cycle variation at BOC is within 2.5% (250 pcm), well within the typical licensing range.

## OECD/NEA and US/NRC PWR MOX Benchmark

The accurate prediction of the neutronic response of MOX-cores to localized rapid reactivity injections is highly relevant to STARS because the RIA-related safety limits (fuel enthalpy) for MOX-fuel are lower than the corresponding limits for  $\text{UO}_2$  especially at high burnup. Furthermore, it is well known that no suitable experimental data exist for the qualification of core dynamics codes for RIA-transients. Hence, the STARS participation in the computational benchmark on the analysis of a PWR Rod-Ejection-Accident (REA) transient for a core partially loaded with MOX fuel offered by OECD/NEA and US NRC and hosted by the Purdue University was a natural choice.

STARS participated with its three-dimensional core dynamics code CORETRAN (two-group nodal diffusion). A complete neutronic and thermal-hydraulic CORETRAN model of the PWR benchmark core was set-up in strict compliance with the benchmark specifications. Thereafter, all benchmark cases were analysed using first the standard  $1 \times 1$  neutronic assembly mesh and second the finer  $2 \times 2$  assembly mesh. This allowed to assess the impact of the spatial discretisation scheme onto the analysis of MOX cores.

Although the final benchmark results remain to be published, the PARCS two-group  $2 \times 2$  solution has been made available by the benchmark organisers (Purdue University). An excellent agreement is found between the nodal steady-state solutions produced with CORETRAN and PARCS. The agreement is even excellent at HZP conditions with differences below 1 pcm in terms of both core reactivity and individual rod worths. Moreover, the deviations remain well within 1% in terms of 3-D flux distributions.

The agreement between the transient reactor power predicted by the two codes is also found to be very satisfactory, as shown in Fig. 11: The CORETRAN standard  $1 \times 1$  solution and the PARCS solution match very closely in peak power as well as timing. It can also be seen that the CORETRAN  $2 \times 2$  solution yields the earliest and biggest power maximum,  $\sim 14\%$  larger than both PARCS and the standard CORETRAN solutions. Howev-

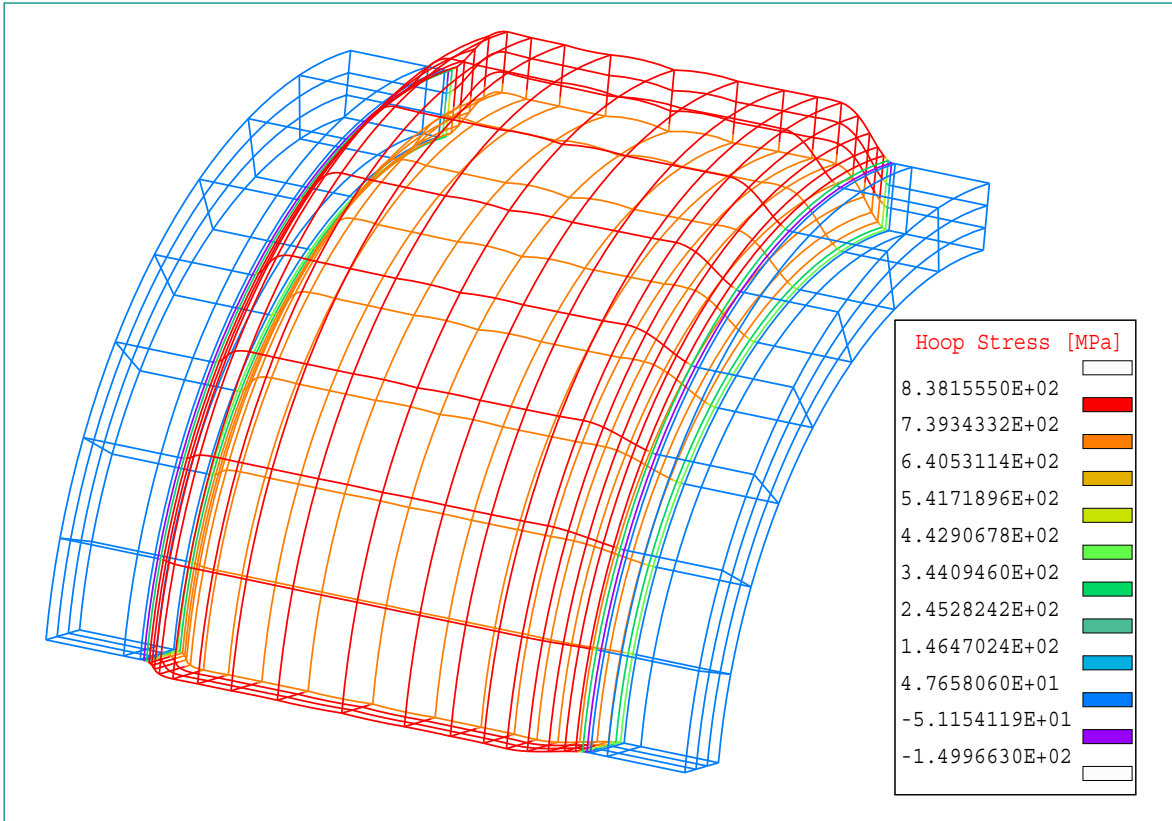


Figure 9: FEAT analysis of NFIR-burst tests. Three-dimensional wire-frame diagram of a quarter of the plastically deformed Zircaloy 4 cladding tube with super-imposed colour-coded Hoop stress [MPa]. The expansion is restricted to the central section since both ends of the tube are tightly fixed. Note: The radial coordinate is magnified by a factor of 20 with respect to the axial coordinate.

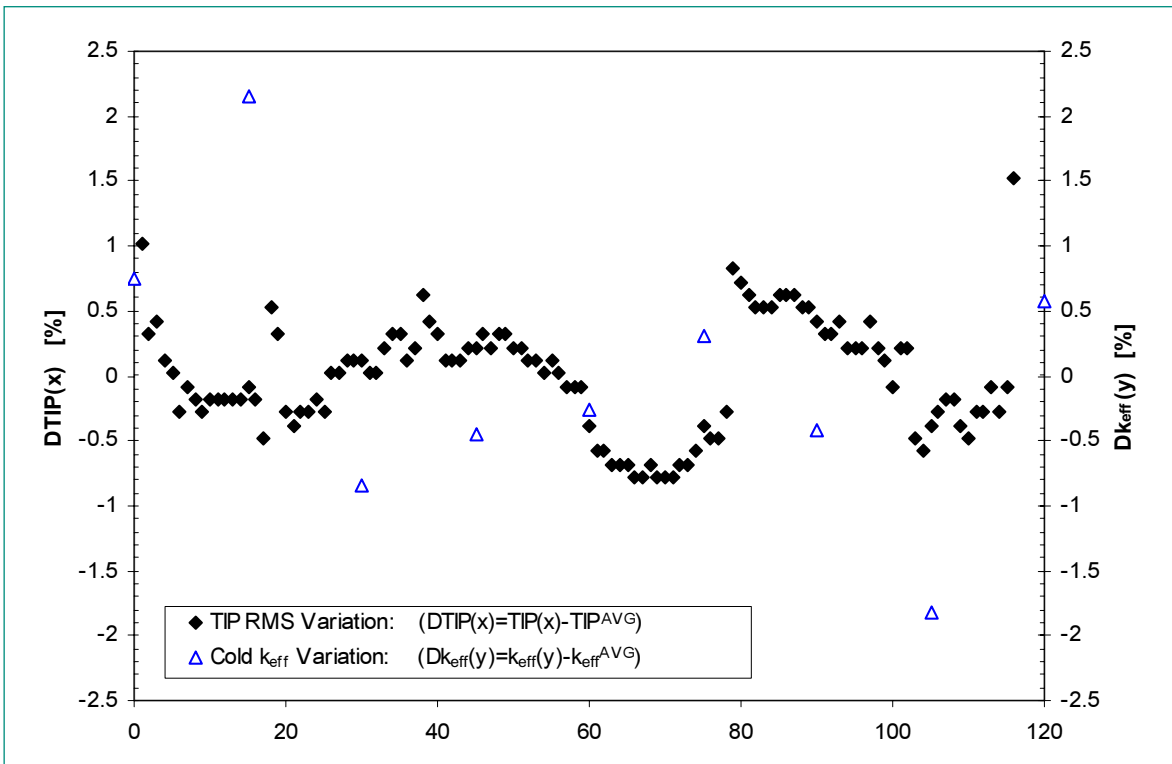


Figure 10: Variation of RMS of difference between CMSYS SIMULATE-3 nodal results and the TIP-measurements obtained for Cycles 21 to 26 of KKM. The RMS averaged over Cycles 21 to 26 ( $TIP^{AVG}$ ) amounts to 1.8% while  $k_{eff}^{AVG} = 0.99298$  for the respective Cold Criticals at BOC. Only the variation around the average RMS is shown.

er, in terms of pulse width and local enthalpy increase, the impact is small indicating that the use of the standard 1 x 1 neutronic mesh for CORETRAN is sufficiently accurate.

Finally, concerning the pin power reconstruction, CORETRAN is found to perform reasonably well when assessed against PARCS since RMS differences well below 5% are obtained. However, a more thorough evaluation will be necessary once the higher-order pin-by-pin transport solution that serves as reference solution of the benchmark will become available.

### The Chen Correlation – a critical analysis

In several best-estimate (BE) thermal-hydraulics (T/H) codes (e.g. TRACE), the standard pre-CHF flow-regime-specific heat transfer correlations (such as those of Thom et al, Jens-Lottes, and Schrock-Grossman) used to construct the so-called «boiling curve»,

have been replaced by a single correlation, the one developed by Chen, originally for the forced convective vaporization mode of heat transfer. Thus, the domain of application of this correlation has been extended to the entire saturated flow boiling and to the subcooled boiling regions, whereas the uncertainty that could entail from this practice has remained essentially uncharted.

While highly accurate boiling heat transfer correlations are not always required in heat-flux-controlled conditions, the need for improved predictive capability for temperature-controlled heat transfer components, such as steam generators in pressurized water reactor (PWR) systems, has been recognized for best-estimate (realistic) calculations.

Thus, this study seeks to address the validity of extending the Chen correlation beyond its developmental database, and splitting the correlation for the development of mechanistic thermal-hydraulics sub-models. This is performed by examining the validity of its consti-

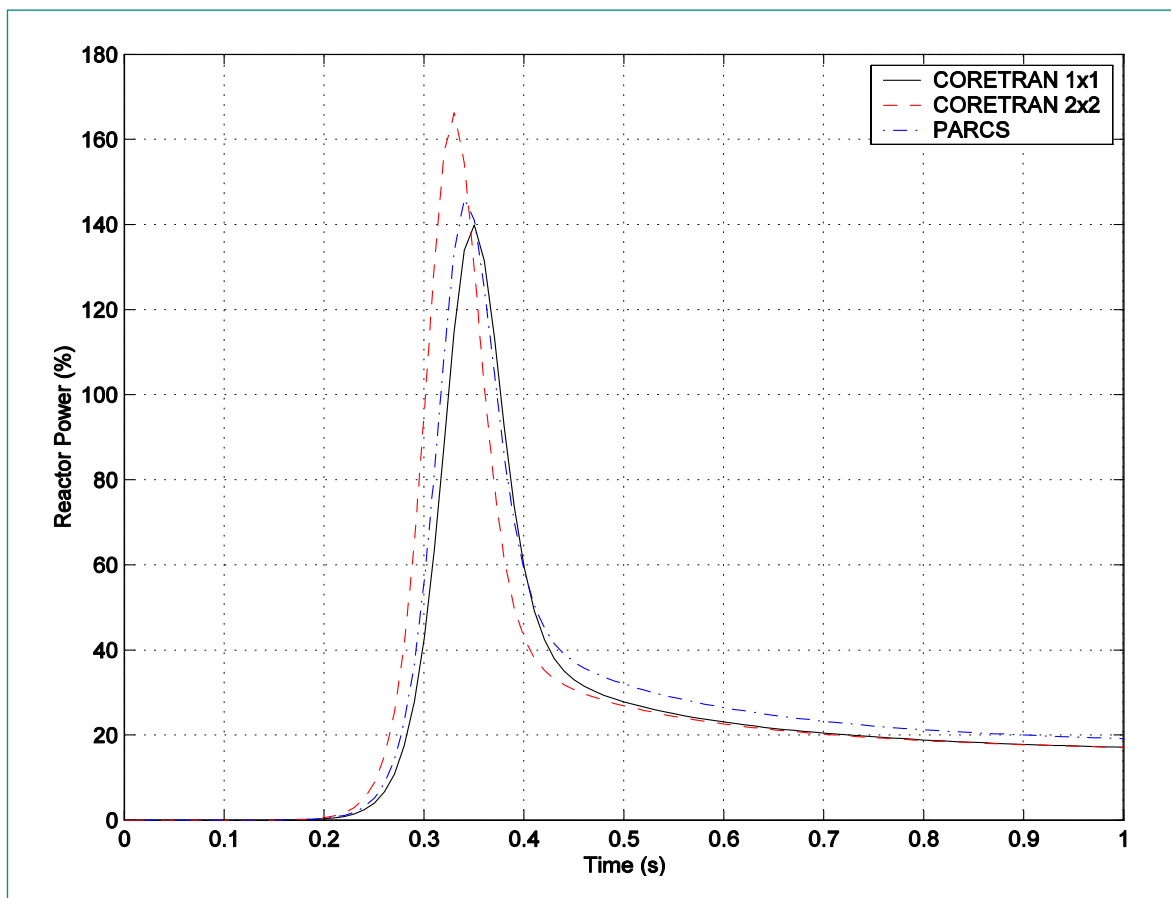


Figure 11: OECD/NEA and US NRC PWR MOX Benchmark. PARCS and CORETRAN results for the evolution of the reactor power. For CORETRAN, two curves are shown representing results from the standard (1 x 1 per assembly) and the finer (2 x 2 per assembly) neutronic mesh.

tuting components, and so individually to remove the risks of compensating errors. The special CISE experiments, performed under BWR flow conditions, whereby the local heat flux and the local quality were decoupled, thus allowing heat transfer data to be measured under *fixed* hydrodynamic conditions, was used for this study [2, 3].

The CISE heat transfer data were analyzed in a separated-effect manner in order to isolate unequivocally the boiling heat transfer contribution. This methodology, possible because heat transfer measurements were obtained under fixed hydrodynamic conditions, yielded several significant results:

1. The measured-to-predicted (M/P) ratio for the prediction of the boiling heat transfer coefficient, when extrapolated outside the range for which it was developed (as done in certain BE T/H codes) was found to vary between 0.9 and 2.9 (see Fig. 12), when the value sometimes assumed for the PDFs vary between 0.8 and 1.2.
2. The boiling component of the correlation was identified to be the root cause of the poor predictive capability of the correlation – when applied outside its original scope. This finding is contrary to published attempts to improve the correlation, where the modification was based on parametric studies to modify the *convective* component.
3. The present identification of the functional relationship for the isolated boiling heat transfer rate provides a new, experimentally-based formulation to modify the Chen correlation. The preliminary tests are good, but the pressure dependence remains to be addressed – although the Chen correlation developmental database covered a system pressures ranging only between 0.1 and 3.5 MPa.

This work demonstrates that in order to *effectively* apprehend the uncertainty associated with a given T/H parameter, carefully selected experiments may be needed to develop *realistic* PDFs, since even for the well-established Chen boiling heat transfer correlation, there is a large discrepancy between the uncertainty obtained from the developmental database, i.e.,  $\pm 11\%$ , and the present results based on a separate-effect approach.

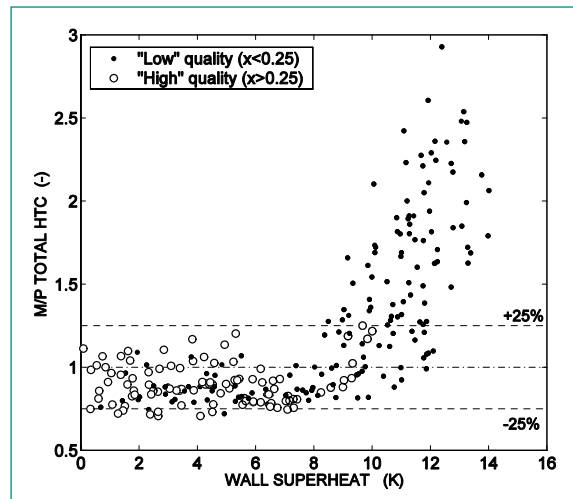


Figure 12: Chen-correlation Measured-to-predicted (M/P) ratio for the total heat transfer in function of the wall superheat.

## National Cooperation

National collaborations are mainly a result of work requested by HSK in the form of contractual agreements called «On-Calls». During 2004, five tasks have been completed, covering the following subjects: Review of a vendor's criticality safety assessment methodology, review of the 3D-kinetics code SIMULATE-3K, representative fuel behaviour analysis and the determination of initial fuel enthalpies to be assumed for MOX RIA-analysis for different plant conditions. In addition, STARS provided technical support to HSK's development of new licensing criteria for high burnup MOX fuel; this included the organization and active participation in a workshop with representatives from the Swiss utilities.

The fruitful collaborations with the Swiss NPPs and with NAGRA continued this year, and several studies were performed: Analysis of the response of the KKL Safety Relief Valve Lines to rapid blow down, Reactor Signal Analysis for BWR Core Stability Evaluation, generation of a new version of the BOXER-MULFIP-code and revision of the validation base for criticality safety assessment using BOXER.

Finally, two doctoral students registered at EPFL's newly created Doctoral Programme in Energy are working on topics related to STARS: One (as already mentioned) is performing research on uncertainty analysis and its application to nuclear safety calculational methods. The second student has started work on improvements for the fission gas modeling at 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 strong support from STARS experts.

## International Cooperation

During 2004, 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 2004, 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.
- Los Alamos National Laboratory (LANL), USA in support of the Monte-Carlo Analyses with *MCNPX* and *MONTEBURNS* (Monte-Carlo with depletion) as one collaborator is member of the BETA-testing team.
- US-NRC through the CAMP-agreement, for TRACE assessment and development. Several code errors have been identified and communicated to the code development team.

As described earlier, in the context of uncertainty analysis applied to thermal-hydraulic calculations, STARS is participating in the CSNI-OECD sponsored **BEMUSE** Programme. During this year, Phase II (of three initial phases) was worked on.

Also as mentioned, STARS participated in the **OECD/NEA – NRC** international PWR MOX benchmark and contributed with *CORETRAN*-analysis.

During 2004, participation in the CSNI task group on the **Action Plan for Safety Margin** (SMAP) continued.

STARS also participated in four international research programs:

First, STARS completed its contribution to the 5<sup>th</sup> Framework EU **NACUSP** project with the submission of the corresponding contribution to the final report.

Second, 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 has started. TRACE features a generalized radiation transport model that is not available with TRAC-BF1; this model allows for the detailed representation of the radiation heat transfer from the hot fuel pin via a heated internal shroud to the «cold» wall of the test rig. The results of the planned LOCA tests with high burnup fuel from the Swiss NPPs are expected to provide further insights into the transient behaviour of high burnup fuel during LOCA-transients.

Third, the collaboration with the OECD **CABRI-Water-loop** Project first provided STARS access to the CABRI RIA-experiments with UO<sub>2</sub>-fuel that are being used for the assessment of the *FALCON* and the *SCANAIR* codes. The latter code has also been obtained from IRSN (F) through this research program. Technical exchange on the modeling of the different experiments is ongoing.

Finally, STARS participated with the TRANSURANUS code using the PSI-fission gas model in the FUMEX-II program that is organized by IAEA [4].

A collaboration with the German research center Rossendorf (**FZR**) was initiated and the topics to be jointly pursued have been agreed upon.

## Assessment 2004 and Perspective for 2005

Most of the goals defined for 2004 could be reached; this year brought again a wide range of scientific services (for both HSK and selected utilities) that put a significant strain on the team, considering that 1 – 2 staff positions remained vacant for a considerable time.

The uncertainty about the future direction of EPRI's maintenance program for *RETRAN-3D*, one of the important STARS transient analysis codes, prompted STARS in 2003 to take an aggressive approach towards implementing the NRC-sponsored general purpose system analysis code TRACE even at the beta-release stage. The

corresponding code assessment effort continued in 2004. While good experience was made for single phase problems with several successful applications, the picture is less positive for two-phase problems despite the reasonably good results for CHF. In fact, the work on shut-down analysis using PKL-data was hindered by code problems and could not advance as planned. The emphasis on the TRACE-work had to be scaled down accordingly and the work of converting the BWR plant inputs to the TRACE format has been postponed.

Also the assessment work using PARCS had to be postponed due to the lack of adequate resources. However, very useful information on the capability of PARCS was gained in the framework of the MOX-benchmark and also through the interaction with our partners at Purdue University.

The work in support of the Halden LOCA-experiments was stopped for a good part of the year, again because adequate resources were not available (the collaborator working with TRAC-BF1 has retired). Work has resumed during the last quarter of 2004.

The presentations by R. Macian et.al. at the PHYSOR-2004 conference found a very positive feedback [5]. This work has been continued with additional cases and will be published shortly.

The work on the Balokovo-3 fluence benchmark did also not progress as planned because this benchmark has not yet been announced officially. In addition, the responsible collaborator was given the task to lecture a reactor physics course at ETHZ. However, the KKG modeling work has started and should yield fluence results around the middle of next year.

As usual, a number of publications appeared that are not directly related to the work of the present year [6-11] but form an important part of the STARS record.

The work towards the certification according to ISO-9001 (2000) of the STARS PMS did not progress as planned during the first half of the year, mainly because the project manager was assigned to lead a task group outside of the project. However, speed was gained during the second half of this year and the team of process responsables has put a very significant effort to interconnect the straight-forward «normal» task processes with the – in the case of STARS – more demanding archiving process in order to

ensure adequate traceability. Certification is now expected at the end of the first quarter of 2005.

For the same reasons, the new contract has not yet been fully developed. However, the presentation of the possible topics as a concept for NewSTARS found the support of the NES research committee.

## Perspectives for 2005

The main items for 2005 are outlined below. Activities in support of the project infrastructure are not mentioned.

- Continue research on uncertainty assessment:
  - Participation in BEMUSE Phase III (uncertainty evaluation for thermal hydraulic problems).
  - Apply methodology to simple reactor physics problem (RIA?).
- Enhance fuel modeling capability:
  - Analyze selected CABRI RIA experiments (UO<sub>2</sub> 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.
  - Explore shielding applications.
- Continue with TRACE assessment (depending on the availability of new code version):
  - Analysis of selected tests from the PKL and ev. the ROSA programs.
  - 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 Vattenfalls test facility.
- Apply CFD to lower plenum mixing in the KKG reactor.
- Evaluate enhancements to the core analysis methods:
  - Evaluate PARCS by performing selected RIA transients.
- Initiate active participation in NURESIM (EU 6<sup>th</sup> FW):
  - Explore coupling capabilities of new integrated platform for safety analysis codes.
- Develop a new PhD-topic.

## Publications

- [1] R. Macian, M. A. Zimmermann and R. Chawla: **Assessment of CASMO-4 Predictions of the Isotopic Inventory of High Burn-up MOX Fuel**, Proceedings of PHYSOR-4 (CD), Chicago, USA, April 26 – 29, 2004
- [2] Y. Aounallah: **On the Chen Saturated Convective Boiling Correlation**, Transactions of the American Nuclear Society Meeting, 90, p. 573, Pittsburgh, PA, USA, June 13 – 17, 2004.
- [3] Y. Aounallah: **Boiling Suppression in Convective Boiling**, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13 – 17, 2004.
- [4] L. Å. Nordström: **A Mechanistic Fission Gas Model implemented in TRANSURANUS and some FUMEX-II results**, The second Research Co-ordination Meeting of FUMEX-II, Halden (NO), September 7 – 10, 2004.
- [5] R. Macian, M. A. Zimmermann and R. Chawla: **Uncertainty Analysis Applied to Fuel Depletion Calculations**, Proceedings of PHYSOR-4 (CD), Chicago, USA, April 26 – 29, 2004.
- [6] G. Th. Analytis and P. Coddington: **Development, assessment and application of TRAC-BF1/v2001.2 for beyond design basis BWR LOCA transients**, Annals of Nuclear Energy 31, pp 517 – 540, 2004.
- [7] Y. Aounallah: **Void Fraction and Critical Power Assessment of CORETRAN-01/VIPRE-02**, Nuclear Technology, 145, Feb. 2004.
- [8] W. Barten, P. Coddington: **Peach Bottom BWR Turbine Trip Benchmark Phase 3: Analysis of Full Plant System with 3D-Neutronics using RETRAN-3D**, Jahrestagung Kerntechnik 2004 (M&C 2003 conference, held in Gatlinburg, TN, USA, 6 – 11. April, 2003), on CD-ROM.
- [9] W. Barten, H. Ferroukhi, P. Coddington: **Peach Bottom BWR Turbine Trip Benchmark Analyses with RETRAN-3D and CORETRAN**, Nuclear Science and Engineering, 148, pp. 306 – 324, 2004.
- [10] W. Barten, P. Coddington: **RETRAN-3D Analysis of the Extreme Cases of Phase 3 of the Peach Bottom 2 Turbine Trip Benchmark**, Proceedings of Jahrestagung Kerntechnik 2004 (Nuclear Technology 2004), Düsseldorf, Germany, May 25 – 27, 2004, pp. 3 – 8, (CD).
- [11] A. Dokhane, D. Hennig, Rizwan-uddin, R.Chawla: **Bifurcation Analysis using the System Code RAMONA**, Proceedings of 12<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE12), Virginia, USA, April 25 – 29, 2004.

# MSWI: Kernschmelze-Wasser-Wechselwirkung während eines schweren Reaktorunfalls

(Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs)

Autoren	B.R. Sehgal, H.S. Park, A. K. Nayak, R.C. Hansson, A. Stepanyan, R. S. Rao, D. Shiferaw, and A. Karbojian,
Institution	Royal Institute of Technology (KTH), Division of Nuclear Power Safety, Department of Energy Technology
Adresse	Drottning Kristinas Väg 33A: 10044 Stockholm, Schweden
Tel., E-Mail	+46-8-790-9252, sun@energy.kth.se
Projektbegleiter HSK	R. Schulz, Sektion PSA
Dauer des Projektes	1. Januar 2004 bis 31. Dezember 2004

## ZUSAMMENFASSUNG

Der vorliegende Bericht fasst die wesentlichen Forschungsergebnisse zusammen, welche 2004 im Projekt «Melt-Structure-Water Interaction» (MSWI) erzielt wurden. Das MSWI-Projekt befasste sich im Berichtszeitraum mit folgenden Schwerpunkten: (1) Kühlbarkeit der Kernschmelze innerhalb und ausserhalb des Reaktordruckbehälters (RDB), (2) Charakteristik von Dampfexplosionen und (3) Modellierung von Transienten des schwedischen Siedewasserreaktors Oskasham 3 unter Verwendung der Simulationscodes RELAP+PARCS sowie TRACE+PARCS.

Bei den durchgeführten Experimenten wurde auf die Übertragbarkeit der Laborergebnisse auf reale Bedingungen in einem Reaktor besonderen Wert gelegt. Ferner wurden die Experimente durch Computersimulationen begleitet. Die hierfür teilweise neu entwickelten Simulationsmodelle wurden anhand verfügbarer Messdaten validiert.

Verschiedene experimentelle Programme wie COMECO (CORium MELt COolability), POMEKO (PO-

rous MEdia COolability) und MISTEE (Micro-Interactions in STEam Explosion Experiments) wurden 2004 fortgeführt. Die SIMECO- (Simulation of MELt COolability) Arbeiten wurden (nach einer Unterbrechung) wieder aufgenommen.

Auf Grund finanzieller Probleme verzögerte sich der Aufbau der Versuchseinrichtung POMEKO-GRAND (PORous MEdia COolability). Alternativ wurde daher der bestehende Versuchsstand POMEKO modifiziert, um dreidimensionale Effekte bei der Kühlung der Kernschmelze untersuchen zu können.

Im Bericht finden sich die Resultate der COMECO-Experimente mit oxidischer Hochtemperaturschmelze, der POMEKO-Experimente zu dreidimensionalen Effekten bei der Kühlung eines Schmelzebettes, der SIMECO-Experimente zu dreischichtigen Schmelzepools und der MISTEE-Experimente zur Dampfexplosion. Ferner werden die mit dem COMETA-Code erzielten Ergebnisse bei der Simulation des Dampfexplosionsprozesses sowie die numerischen Arbeiten mit RELAP+PARCS/TRACE+PARCS/ASTEC und MELCOR beschrieben.

## Abstract

This report presents descriptions of the major results obtained in the research program «Melt-Structure-Water Interaction (MSWI)» at NPS/KTH during the year 2004. The primary objectives of the MSWI Project in year 2004 were to study (1) the in-vessel and ex-vessel melt/debris bed coolability process when melt is flooded with water, and (2) the energetics and characteristics of steam explosions. Our general approaches are to; establish scaling relationships so that the data obtained in the experiments could be extended to prototypical accident geometries and conditions, develop phenomenological or computational models for the processes under investigation and validate the existing and newly-developed models against data obtained at RIT and at other laboratories.

In 2004, several experimental programs, such as the COMECO (CORium MELt COolability), POMECO (PORous MEDIA COolability) and MISTEE (Micro-Interactions in STEam Explosion Experiments) programs were continued. The SIMECO (SIMulation of MELt COolability) program was restarted in 2004. The construction of the POMECO-GRAND (PORous MEDIA COolability) facility was delayed due to lack of finances. However, existing POMECO facility was modified to study 3-D effects on debris coolability. In this report, the results from the COMECO experiment with high temperature oxidic melt, from the POMECO experiments for the multi-dimensional effects on debris bed coolability, from the SIMECO experiment for three-layer pool configuration and from the MISTEE experiments for steam explosion characteristics and loads are described. For analytical efforts, results from the COMETA code for the entire process of the steam explosions.

## Project goals

Reactor safety's concern with severe accidents, since the TMI-2 accident led to almost twenty years of intense research efforts, which have resolved a number of severe accident issues which are related to containment performance. These include for example, LWR containment failure due to in vessel steam explosions and direct-containment heating, BWR Mark I containment failure due to melt attack. Lately, research has been concentrated on accident management and a number

of LWR plants, around the World, have adopted severe accident guidelines (SAMGs) and strategies. These include for instance, hydrogen control with igniters and catalytic recombiners, water addition to the Mark I drywell to prevent liner failure, vessel depressurization for DCH protection etc. There are still several severe accidents issues, which remain unresolved. A suggested prioritization [1] for the unresolved key issues is as follows:

- (1) In-Vessel and Ex-vessel Melt/Debris Coolability,
- (2) Ex-vessel Steam Explosion Loads,
- (3) Basemat Melt-Through,
- (4) Lower Head Failure Mode and its Timing, and
- (5) Core Quenching

Perhaps, the issue which most affects the mitigation strategy in the current plants is that of ex-vessel melt/debris coolability, since the stabilization and termination of the accident depends on it. The current SAM measures either avoid flooding the PWR vessel cavity and the BWR drywell or depend on such action for coolability, except that the flooding action opens the issue of the vulnerability of containment to steam explosion loads. Currently, neither mitigative measure is clearly preferred.

Therefore, the general objectives of the research we have performed at Royal Institute of Technology (KTH), Sweden in the research project MSWI (Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWRs) project under the auspices of the APRI program, jointly funded by HSK, SKI and the Swedish power companies are to obtain data and develop validated models for the resolution of five issues listed above. In the year 2004, the emphasis of the research work at KTH was placed on the experimental effort on phenomena and parameters, which govern the droplet fragmentations during the explosion phases of steam explosion, in-vessel and ex-vessel melt/debris coolability and melt pool convection. These experimental efforts were supplemented with analysis development efforts with the various codes including COMETA for steam explosion.

The specific objectives of each tasks have performed in the year 2004 are listed below.

### **In-Vessel and Ex-Vessel Debris Coolability (POMEKO Program)**

The POMEKO facility at KTH is designed to investigate the coolability of a particulate porous debris bed simulated by sand beds. This year the POMEKO experiments aimed to investigate the effect of multi-dimensional configuration of particulate debris beds, which have radial stratification on coolability since radially-stratified debris beds have been obtained in the FARO tests after interaction of a melt jet with water. In doing so, the previous POMEKO facility which modeled uniform and axially-stratified debris beds was modified. The modified POMEKO facility has the same test section of the POMEKO facility with additional heaters and radially stratified debris beds. In addition, Water entry into the bed is made from the sides of the bed in order to have a 3-D distribution of cooling. The facility employs more thermocouples to measure the local temperature transients in multi-dimensional debris bed configurations.

Specific phenomena associated with the configuration of radially stratified porous debris beds with multiple water injection are investigated; (a) quenching and dry-out phenomena during top flooding, (b) effect of water injection at multiple locations at sides of the facility, (c) both top and bottom flooding using downcomers, (d) effect of non-condensable gas injection. The measured data are compared to those obtained in the previous debris bed experiments with homogeneous and axially stratified porous debris beds.

### **In-Vessel and Ex-Vessel Melt Coolability (COMECO Program)**

The more realistic demonstration of coolability process has been tested in the COMECO facility at KTH, which employs high-temperature binary oxidic melt as corium simulant with internal heating. The main objective of the COMECO experiments in the year 2004 is to investigate the water ingress and coolability behaviour of the melt pool with different kinds of flooding; such as top and bottom flooding. The COMECO facility employs one downcomer unit cell. The COMECO facility also employs the  $\text{TiO}_2\text{-MnO}_2$  melt, which has a different material structure than that of the  $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$  melt. We believe that there may be differences in the water ingress efficiency in the melt pool due to material

structure differences. The  $\text{TiO}_2\text{-MnO}_2$  and  $\text{CaO-WO}_3$  melts have ceramic structure when they cool down, while the  $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$  melt is of glass structure as it cools. There are also differences in the viscosity of these melts; the  $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$  melt has much higher viscosity. The COMECO experiments with different flow rates, and subcooling will be tested. This program will continue into 2005.

### **Melt Pool Convection (SIMEKO Program)**

The SIMEKO experiments in KTH had investigated the natural convection heat transfer at the boundaries of an internally heated stratified (two-layer) pool in the bottom head of the reactor vessel. In the year 2004, the SIMEKO experiment investigated the natural convection heat transfer behaviour in a three-layer stratified pool which was recently observed in the MASCA project.

### **Steam Explosion Loads (MISTEE Program)**

The MISTEE experiments at KTH have been performed to investigate the characteristics of single drop steam explosion using advanced visualization techniques and measurement instruments. In the year 2004, the MISTEE experiments aimed to investigate the steam explosions with a single metallic melt droplet to evaluate the steam explosion energetics. At the same time, the uncertainty analysis to quantify the X-ray radiographic measurement is performed. The effect of thermo-physical properties of melts using various oxidic melts are starting to be investigated. Preparation of melting and delivery methodology is also developed.

### **Steam Explosion Loads (COMETA Analysis)**

A mechanistic computer code for steam explosion process, called COMETA, developed at JRC, Ispra, Italy, has been transferred to KTH, Sweden to systematically investigate the steam explosion processes in various geometries at different scales and to improve key models for steam explosions using database from the MISTEE experiments. In the year 2004, the COMETA analyses aimed to investigate the characteristic difference between two sets of steam explosion experi-

ments with corium, i.e., those performed in JRC, Ispra, called FARO and the other in KAERI, Korea, called TROI. In contrast to the FARO tests, the TROI tests showed energetic explosions with corium composition.

## Work carried out and Results obtained

### 1. In-Vessel and Ex-Vessel Debris Coolability (POMECO Program)

#### 1.1 POMECO Experiments

In this project, we investigated the influence of radial stratifications of the bed on the quenching using smaller size particles with prototypic porosity distribution, which has never been studied adequately in previous studies. These studies are important in order to bring further insight in debris bed quenching in stratified configurations and generation of data for model development and code validation. The most important task is to find out an effective method of quenching the heat generating debris bed. For this, we carried out experiments in a facility named as POMECO (PORous MEdia COolability) as shown in Fig 1.1. The bed was composed of sand with lower porosity layer of particles at the center of test section and with higher porosity layer of particles at the periphery. The porosities and sizes of the sand particles chosen were close to those observed in a corium debris bed. The sand bed was heated volumetrically with power density closer to the decay heat generated in corium. To study the influence of non-condensable gases generated during an MCCI on quenching, two different gases such as air and argon were injected at the bottom of the bed during the quenching conditions. The gas flow rate was simulated to that actually generated during the later stages of MCCI from both basaltic and lime stone sand concretes.

Experiments were conducted with and without gas injection rates when the bed was flooded from the top. It was found that top flooding alone might not be able to quench the bed even after many hours. To find out an effective method of quenching, water was injected at multiple locations from the side of the bed using side pipes. Besides, a series of experiments were conducted on the quenching of the bed with top flooding and bot-

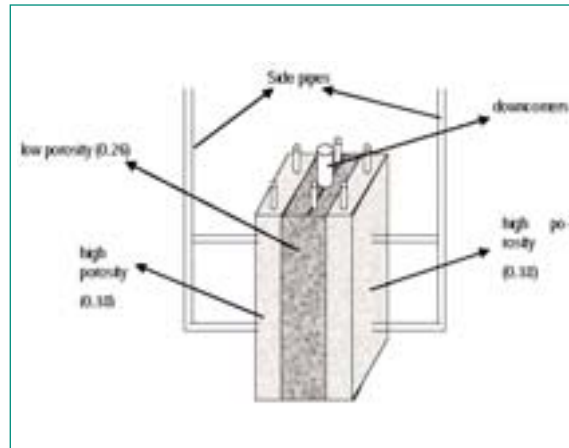


Fig. 1.1: Schematic of POMECO facility

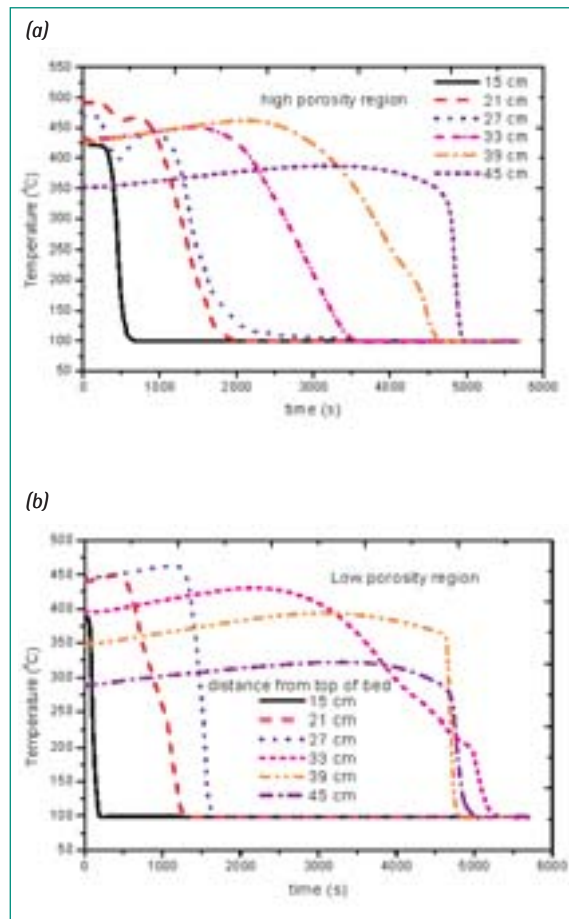


Fig. 1.2: Quenching behaviour for top flooding

tom flooding using downcomers with and without non-condensable gases addition to the bottom of the bed. The size and location of the downcomers on the quenching behaviour and their effectiveness on the quenching were investigated. Finally, the quenching period for different conditions was measured and compared with that of a homogenous bed and axially stratified bed.

## 1.2 POMEKO Results

### 1.2.1. Top flooding only

For the top flooding tests, all downcomers were closed in the facility. After the bed was heated to an approximate average temperature of around 400 to 450° C, water at a temperature of around 90° C was flooded to the top of bed. The height of water column above the bed was nearly 0.5 m, which was kept constant throughout the test. Figs. 1.2 (a) and (b) show the typical temperature history in the bed in the high and low porosities regions respectively. The time period for

quenching was found to be higher in the low porosity region (about 5300 s) as compared to that in the high porosity region (about 4950 s). Previous POMEKO experiments showed that for a homogenous bed with the porosity of 0.26 and mean particle size of 0.8 mm, the quenching period was about 1650 s for top flooding. When the porosity was larger (0.4) and the particle size was smaller (0.2 mm), the quenching period was about 9300 s, which is much longer than that with low porosity region. This implies that the quenching period is controlled more by the sizes of particle rather than the porosity. In the present case, the size of the low porosity sand and the high porosity sand was similar. So the difference in quenching period was mainly due to difference in the porosities of the two layers. Moreover, it can be observed from the figures that the quenching behaviour of the two layers are similar, i.e. the quenching first occurs at the top and then the front propagates to the bottom of the bed like that of a homogenous bed with top flooding. Hence there is no cross flow across the boundary between the two layers.

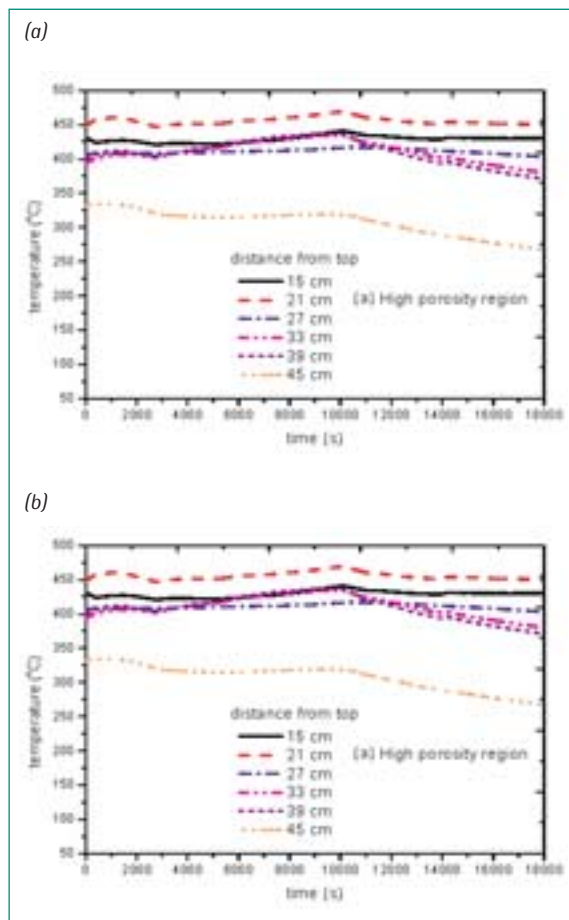


Fig. 1.3: Effect of non-condensable gas on quenching (top flooding, air flow rate is 50 LPM)

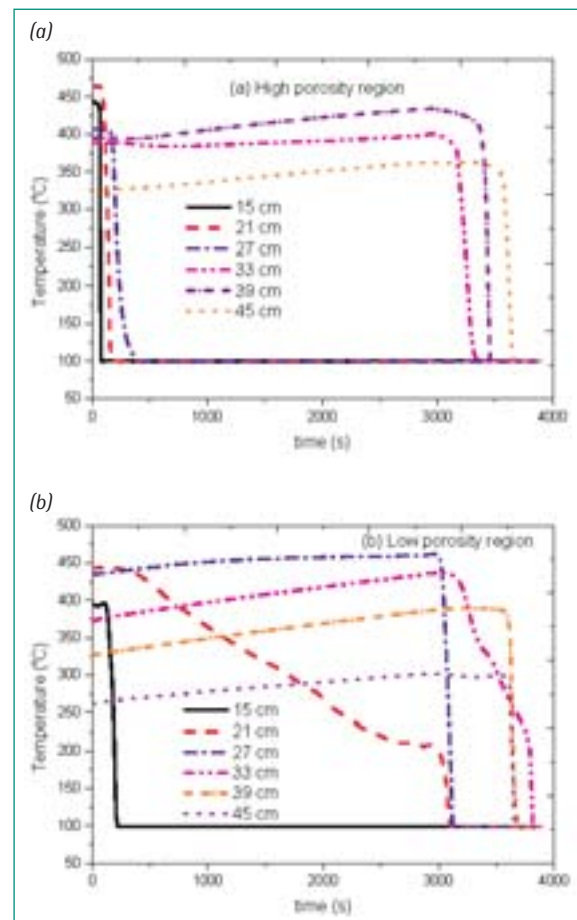


Fig. 1.4: Quenching with top flooding and water injection at the side of bed



### 1.2.2 Effect of non-condensable gas injection on quenching

The effect of non-condensable gases on the quenching behaviour with top flooding was studied which is shown in Fig. 1.3 for the high porosity and low porosity regions. The airflow rate was about 50 LPM. The quenching rate is negligible as can be seen from the transient temperature history of the bed. So CCFL conditions exist both in the low and high porosity regions. The slight cooling observed at the bottom of the bed, mainly in the low porosity region, is caused by convection heat removal due to the low temperature air.

### 1.2.3 Top flooding and side water injection

First, we investigated the quenching behaviour of the bed when it was flooding from the top and at the same time water was injected using the side pipes. As shown in Fig. 1.1, these side pipes inject water symmetrically in opposite side of the bed at four different points (two

each side of the bed). The diameter of the side pipes is about 10 mm and the injection points are at mm from the top of the bed. Fig. 1.4 shows the quenching behaviour in the high and low porous regions respectively. The time period of quenching in the low porous layer was little higher than that in the high porous region similar to that observed during top flooding. However, the time period of quenching was reduced significantly with side pipe injection. Similar to that of top flooding, the quench front propagates from top to bottom of the bed in both low and high porous regions. But in the high porous region, the water penetration was found to be faster in the top layer of the bed (up to depth of 270 mm) as compared to that in the bottom layer of the bed.

### 1.2.4 Top and bottom flooding using downcomers

Next, we investigated the quenching behaviour of the bed with top flooding and bottom flooding using downcomers. First, the bottom flooding was carried

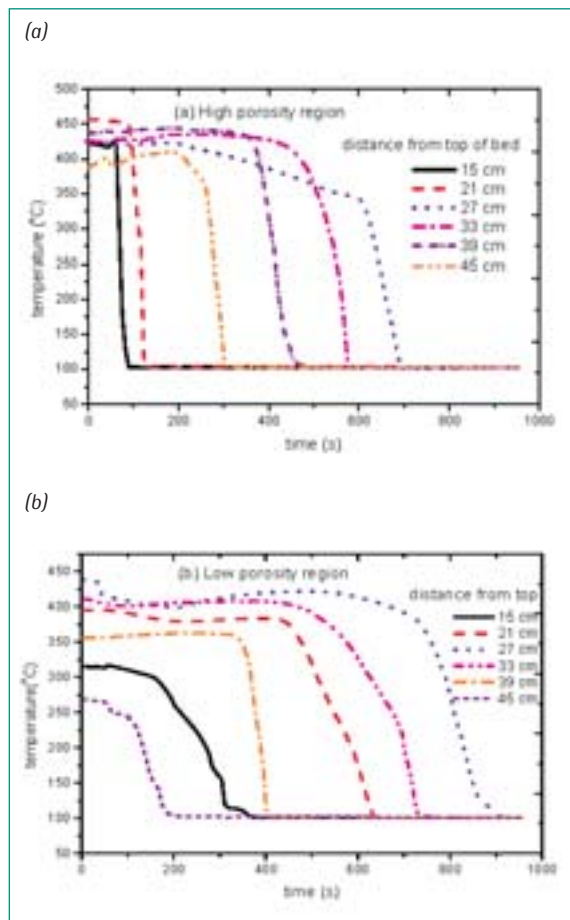


Fig. 1.5: Quenching with top and bottom flooding using center downcomer

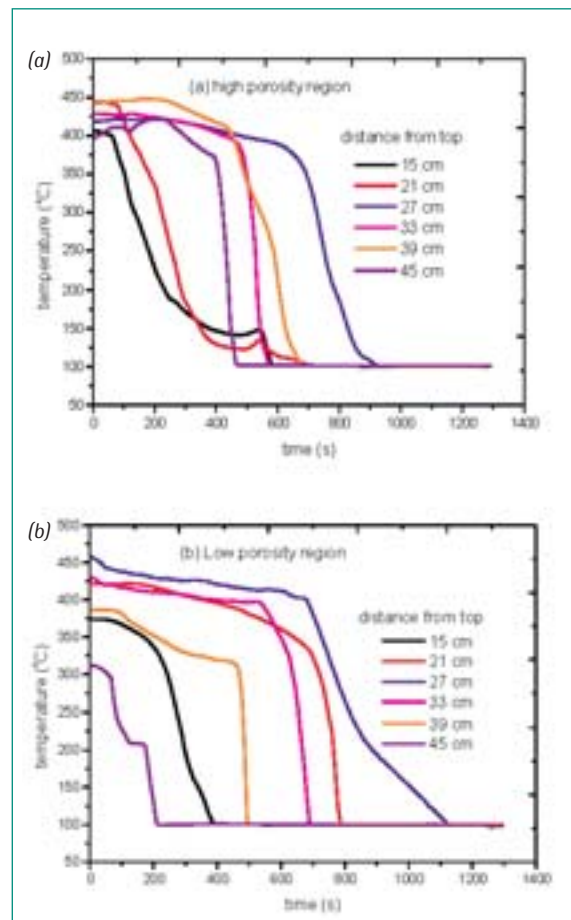


Fig. 1.6: Quenching behaviour with top flooding and bottom flooding with small downcomers

out using the center large downcomer only and the other six small downcomers were closed. Figs. 1.5 (a) and (b) show the typical temperature behaviour of the bed during quenching for the high porosity and low porosity regions respectively. The presence of downcomer in the center of the bed wherein the low porosity region is located helps in better quenching. But the time for quenching in the low porosity region is still found to be longer than that in the high porosity region. Comparing these results with that of with top flooding only, it is evident that bottom flooding helps in significant reduction of quenching period of the debris bed. Previous POMECO experiments reported a quenching time of nearly 1200 s for the homogeneous bed with porosity of 0.26 for the same mixture composition as used here. However, they employed a smaller downcomer with diameter 30 mm instead of 54 mm as used in the present case. Moreover, use of a large size downcomer along with presence of a larger porosity region in the periphery of the bed has augmented the quenching rate. The quench front propa-

gates downwards from the top due to top flooding and upwards from the bottom of the bed due to bottom flooding simultaneously. The center region quenched at the end.

Next, we investigated the effects of size of downcomers and their locations on the quenching rate. So instead of using a large downcomer, we put six small downcomers of size 12 mm symmetrically in the bed as shown in Fig. 1.1. These downcomers now are located at the periphery of the bed with two in the central low porosity region and two in each of the peripheral high porosity regions. The center downcomer was closed. Figs. 1.6 (a) and (b) show the temperature variation in the bed during quenching for the high porosity and low porosity regions for the same radial and axial locations as described before.

The time period of quenching for both low and high porosity layers are higher as compared to the previous case. The combined flow area of the six smaller down-

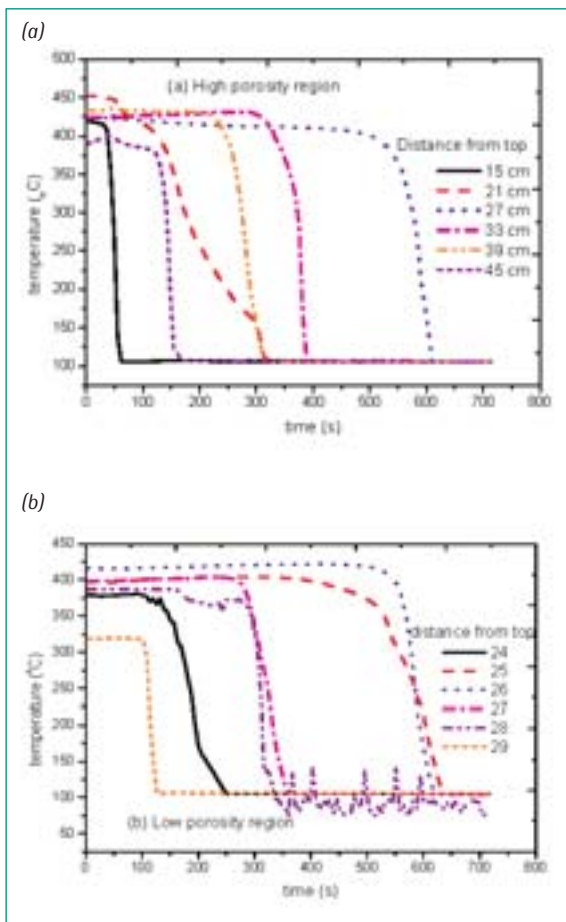


Fig. 1.7: Quenching behaviour with top flooding and bottom flooding with all downcomers

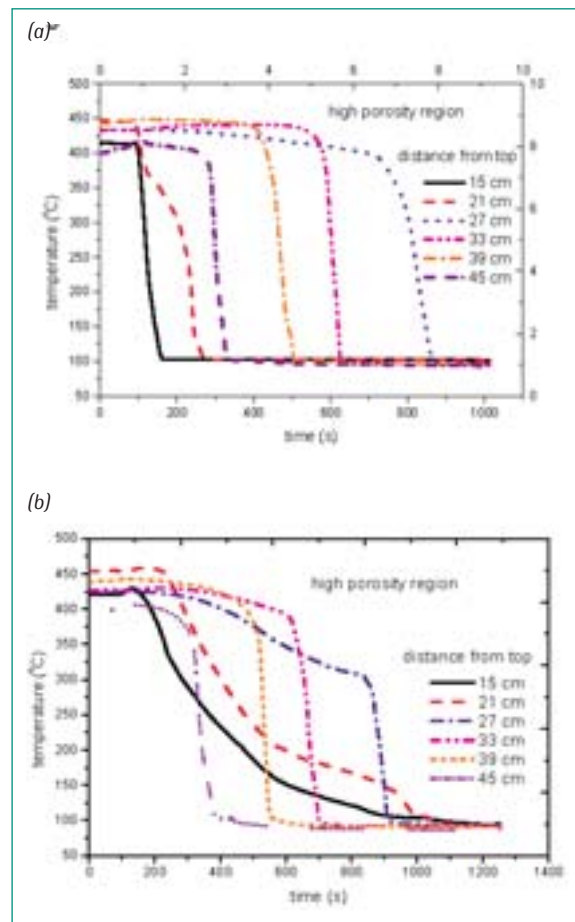


Fig. 1.8: Effect of non-condensable gas on quenching (top flooding and bottom flooding with all downcomers, air flow rates are (a) 50 and (b) 125 LPM)

comers is smaller as compared to the center large one. This may affect the bottom flooding rate and hence the quenching period. On the other hand, employment of all downcomers together (i.e. the six small downcomers and the center large one) reduces the quenching time significantly as shown in Figs. 1.7 (a) and (b). Another interesting feature of this result is that the difference in quenching rate in the low and high porosity regions is much smaller unlike the previous cases.

Hence from the above results it is evident that the quenching of a heat generating radially stratified bed may not be effective with top flooding alone when especially the debris bed is generating non-condensable gases due to MCCI. Of course, with water injection at the periphery of the bed reduces the quenching period, however, the most effective means of quenching of the bed can be achieved by bottom flooding of the bed using downcomers in addition to the top flooding. These downcomers provide an effective passive means of removing the decay heat by two-phase natural circulation.

## 2.2.5 Effects on non-condensable gases on quenching when the bed is flooded from top and bottom

The effects of non-condensable gas on quenching during top and bottom flooding conditions were studied for different airflow rates. Fig. 1.8 shows the quenching rate for two different airflow rates in a high porosity layer, when all downcomers were open. There is a systematic increase in quenching time with increase in airflow rate observed at all axial locations. The overall quenching time is also higher as compared to the case when no air was injected (Fig. 1.7 (a)). Similar behaviour is also observed in a low porosity region. The non-condensable gases trigger the CCFL and hence affect the flooding.

The effect of non-condensable gases on quenching behaviour when the center downcomer is only open, can be seen in Figs. 1.9 (a) and (b) for the high and low porosity regions respectively. The quenching rate is delayed both in the low and high porosity regions with

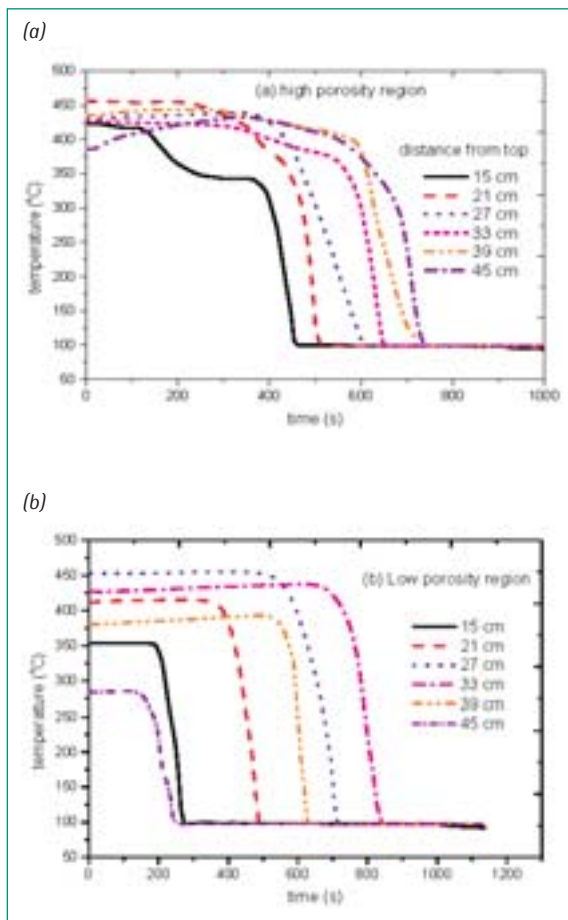


Fig. 1.9: Effect of the non-condensable gas on quenching (top flooding and bottom flooding with center downcomer only), air flow rate is 50 LPM

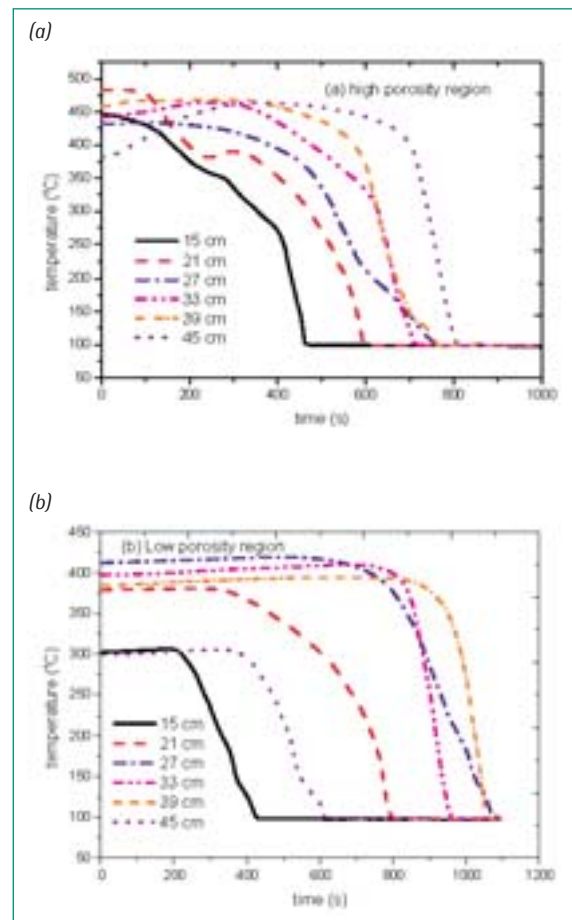


Fig. 1.10: Quenching behaviour with argon injection (top flooding and bottom flooding with downcomer, argon flow rate of 40 LPM)

non-condensable gas injection. But one interesting observation here is that in the high porosity region, the quenching front propagates from top to bottom like the case with top flooding. It means, the air does not allow water to penetrate to the bottom of the bed earlier unlike the previous case or that without air injection (Fig. 1.3 (a)). But in the low porosity region, the penetration of air into the bed is more difficult and hence it does not affect the quenching characteristics significantly.

In order to understand the effects of gas properties on the quenching behaviour, we injected argon which is about 20% heavier than air and repeated the quenching experiments with top flooding and bottom flooding with center downcomer open only, which were already performed with air. Fig. 1.10 shows the quenching behaviour of the bed with Argon flow rate of 40 LPM in both low and high porosity regions respectively. This flow rate corresponds to approximately the mass flow rate for 50 LPM of air. The time period of quenching in the high porosity region was same as that in the air where as in

the low porosity region, the quenching rate with argon was found to be little smaller. Unlike in the low porosity region, the quench front propagation in the high porosity region was found to take place from top to bottom similar to that with air. The quenching rate in the top layer was also found to be smaller as compared to that in the bottom layers in the high porosity region.

Fig. 1.11 shows the quenching behavior of the bed when argon at a flow rate of 100 LPM was injected at the bottom of the bed. This corresponds to nearly 120 LPM of air. The time period of quenching was found to be longer than that observed with air both in the high and low porous regions. The quench front propagation was found to be similar like that of the previous case, i.e. flow rate of 40 LPM. Moreover, it is found that higher the flow rate of the non-condensable gas, longer is the quenching period. Another interesting observation is that the quenching period for the top region is found to be longer in the high porous region as compared to that in the low porous region because of the non-condensa-

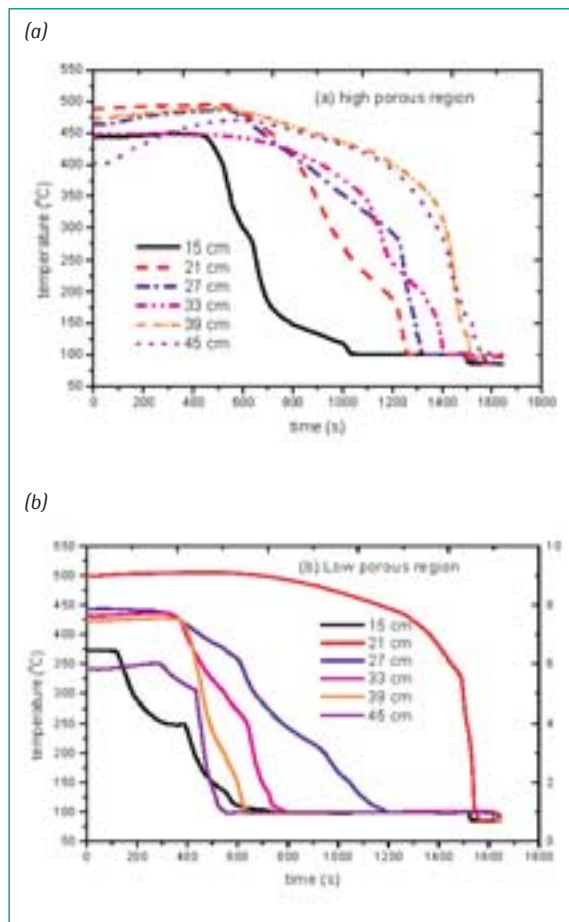


Fig. 1.11: Quenching behaviour with argon injection (Top flooding and bottom flooding with center downcomer open only, argon flow rate of 100 LPM)

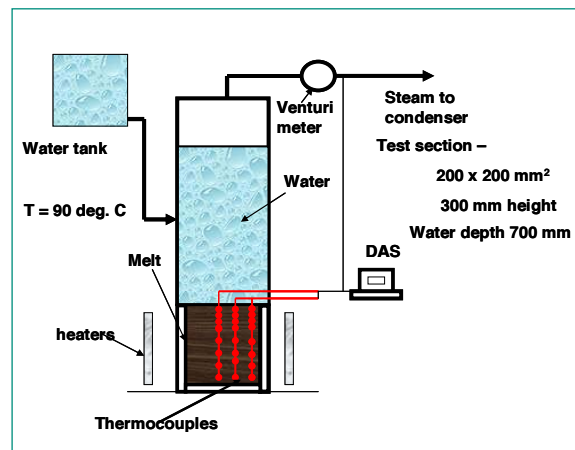


Fig. 2.1: Test Facility for COMECO Experiments

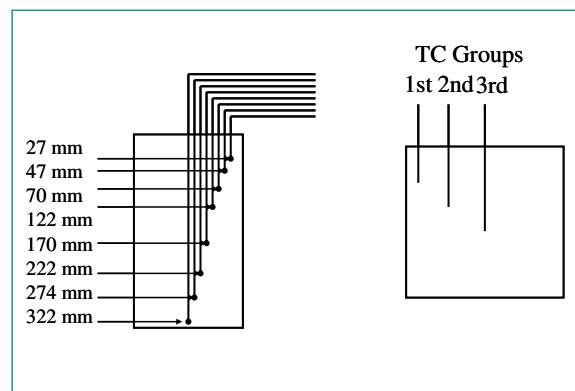


Fig. 2.2: Locations of Thermocouples

ble gases which prefer to flow in the low resistant high porous region. Hence, there is more chance of CCFL in the high porous region for larger flow of non-condensable gases even though bottom flooding is done using a large size downcomer at the center of the bed.

### 1.3 Related publications

1. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal B. R., «Quenching behaviour of a volumetrically heated particulate bed with non-condensable gases addition from bottom», the 42nd European two-phase flow group meeting, Genova, Italy, June 2004.
2. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «Investigations on the dryout behaviour of a radially stratified porous bed», submitted to 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.

3. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «An experimental simulation study of debris quenching in a radially stratified porous bed», submitted to 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.

4. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «Quenching behaviour of a radially stratified particulate bed with non-condensable gases addition from bottom», submitted to the 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-05), Seoul, Korea; May, 2005.

## 2. In-Vessel and Ex-Vessel Melt Pool Coolability (COMECO Program)

### 2.1 COMECO Experiments

In the year 2004, one experiment was carried out with the melt prepared from the binary oxide mix-

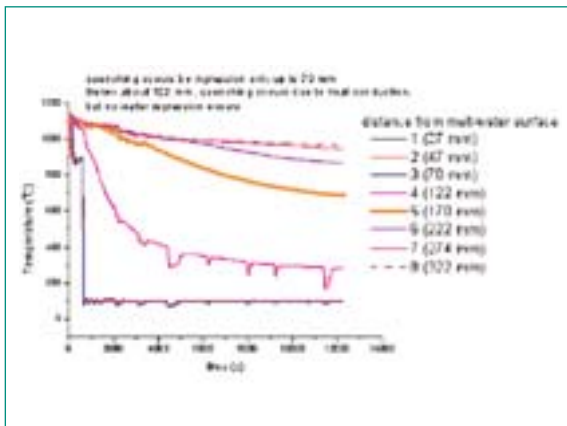


Fig. 2.3: Quenching of melt during experiments

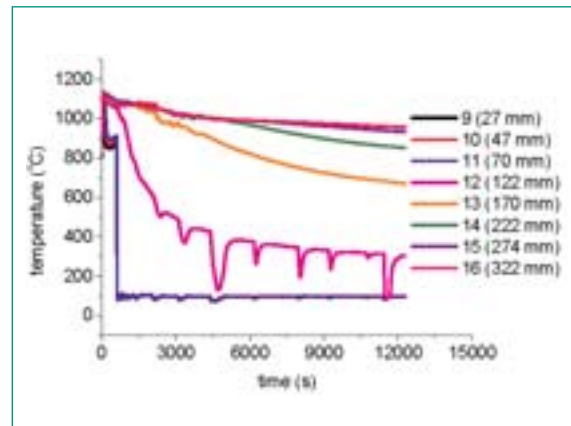


Fig. 2.5: Quenching of melt at second radial position during the experiment

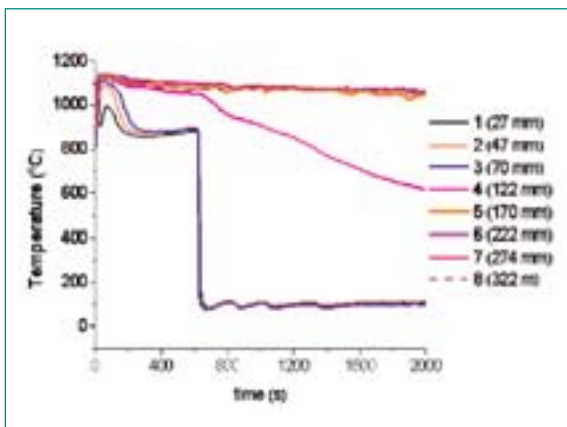


Fig. 2.4: Quenching behaviour in the initial period

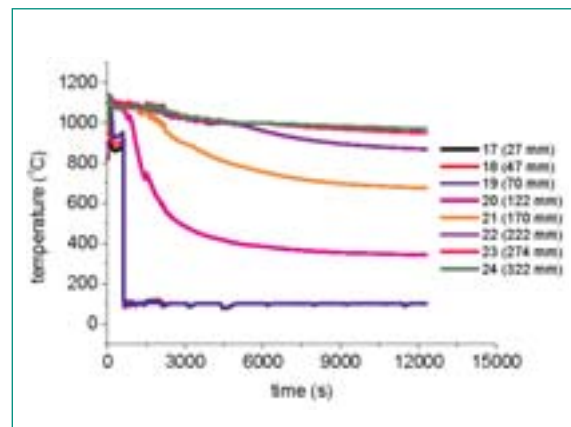


Fig. 2.6: Quenching of melt at third radial position during the experiment

ture of CaO (30% by wt.) and B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (70% by wt.), which has properties similar to the prototypical material during the later phase of the severe accident. The schematic of the experimental facility is shown in Fig. 2.1. The test facility consists of a test section of 200 x 200 x 300 mm<sup>3</sup> and the test section was heated from outside using special type of Mo-Si heaters to simulate the decay heat. About 14 litres of melt was poured into the test section before it was flooded with water from the top. The steam flow rate was measured using venturi meters, which give an estimation of the quenching rate.

A total of 24 K-type thermocouples were employed to measure the temperature at three different radial locations (eight thermocouples at different axial locations in a given radial plane as seen in Fig. 2.2).

## 2.2 COMECO Results

Fig. 2.3 shows the temperature of the melt at various locations during the experiment. Fig. 2.4 shows

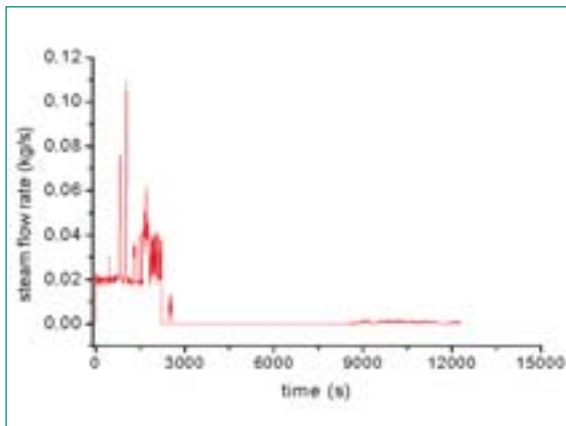


Fig. 2.7: Steam flowrate during the experiment

the temperatures during the initial period of the experiment. As we can see the temperature of the melt in the first three locations from the top drops down to the saturation temperature of water due to water ingress. The temperature at the fourth location from the top (which is about 122 mm) is also found to drop from the initial temperature due to heat conduction from the melt to the overlaying water. The water ingress was not observed at this location.

Fig. 2.5 and 2.6 show the temperatures of the melt at the other radial positions. They also exhibit similar quenching behavior as in the first radial position. Fig. 2.7 shows the steam flow rate measured during the experiment. The flow rate is high during the initial quenching process and later on decreased to a very low value. Figs. 2.8 (a) and (b) show the melt structure after the test was over. The crust formed was cut axially from top to bottom. Fig. 2.8 (a) shows that the crust has a solid rock like structure with no porosity inside. Whereas a lot of fragmented pieces are observed in the top portion (Fig. 2.8 (b)), which confirms the water ingress up to the depth mentioned previously.

## 2.3 Related Publications

1. Jasiulevicius, A., Konovalikhin, M. J., Sehgal, B.R., «Investigations on Enhancement of Corium Coolability with CRGTs in the Lower Head of a BWR,» Nuclear Engineering and Design, 2005.
2. Sehgal, B. R., Nayak, A. K., and Srinivas Rao, R., «Study on Water Ingression Phenomena in Melt Pool Coolability», submitted to the 11th International



Fig. 2.8: Photos for (a) axial view and (b) top portion of melt structure after the experiment

Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 449, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.

### 3. Melt Pool Convection (SIMECO Program)

A hypothetical core melt accident in a light water reactor may result in accumulation of core debris in the lower head of the reactor pressure vessel. If the core debris is unquenched, it will heat up due to the internal heat generation and forms a melt pool. The core melt pool formed consists of an oxidic region at the bottom and a metal layer on the top. The thermal loads exerted on the vessel wall by the natural circulation in the pool have been studied for many years. The primary interest was the assessment of the feasibility of an accident management scheme to retain the melt within the lower head by cooling the vessel outside wall with water. The RASPLAV Program conducted in Russia, employed prototypic ( $UO_2-ZrO_2$ ) melt materials in a 200 kg slice facility to study the thermal loads imposed by the prototypic melt on a cooled vessel wall. These experiments confirmed that the natural convection heat transfer behaviour in prototypic melt was similar to that observed in simulant materials. In order to investigate the effects of stable stratification on the heat transfer of the lower

curved boundary of a reactor vessel and to the top boundary of the liquid pool, the SIMECO Program was extended in the year 2004. This program consists of performing experiments on convection in stratified pools with internal heat generation. Previously, one- and two-layers experiments were performed in the SIMECO facility.

#### 3.1 SIMECO Experiment

The SIMECO experimental facility consists of a slice type vessel, which includes a semi-circular section and a 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. Fig. 3.1 shows a schematic of the facility. The diameter and height of the test section are respectively 62.0 cm and 53.0 cm. The width of a slice is 9.0 cm. The front and back faces of the facility are insulated in order to decrease heat losses. Thickness of the vessel wall is 2.3 cm. The vessel's sidewall represented by a thick brass plate, is cooled by a regulated water loop. On the top of the vessel a heat exchanger with regulated water loops is employed to measure the upward heat transfer. The sideways and downward heat fluxes are measured by employing array of thermocouples at several different angular positions. Practically isothermal boundary conditions are provided at pool boundaries. Cable type heater with 3 mm in diam-

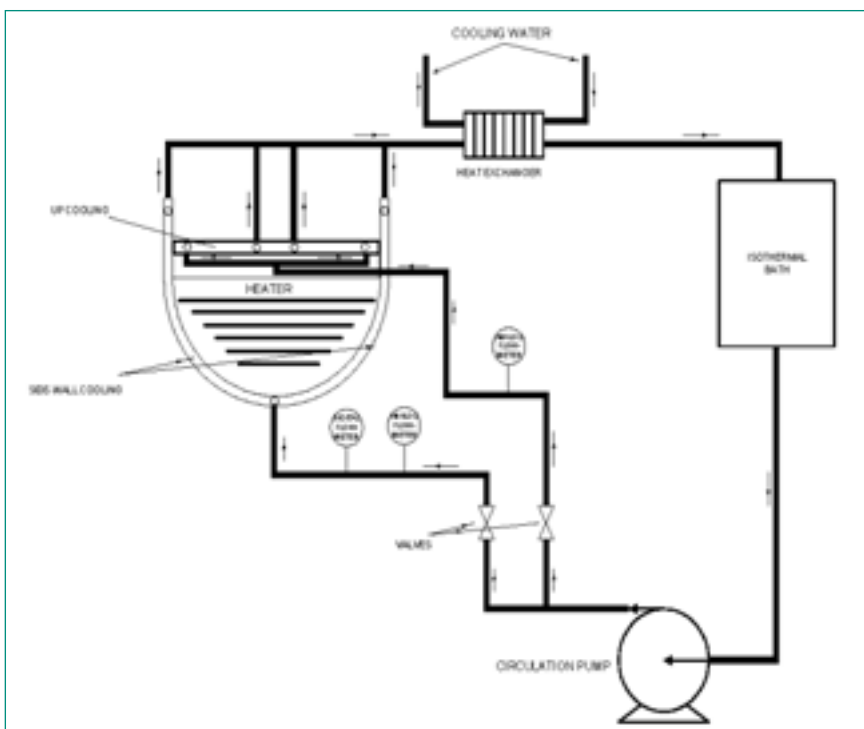


Fig. 3.1: Schematic of SIMECO facility

eter and 4 m in length provides internal heating in the pool, inside the vessel. A heat exchanger mounted on the exit of cooling water, is employed to increase cooling capacity of the water. The isothermal bath is designed to provide constant temperature. A circulation pump was mounted in order to establish necessary flow rate. One digital and one analog flowmeters are mounted to control water flow through the wall of the slice, while one analog flowmeter is controlling the flow in the upper heat exchanger. Total number of 64 K-type thermocouples is mounted to obtain the data on average heat flux on the sidewall and on the top of the pool, inlet and outlet water temperatures, as well as temperatures inside the vessel, and the upper heat exchanger.

### 3.1.1 Two-Layer Simulants

Paraffin oil and water were used as simulants for the stratified two immiscible fluids in the pool. Paraffin oil with lower density was put on the top of the water layer. Choice of these simulants is determined by different factors such as specific heat coefficient, miscibility, toxicity, as well as density. The density difference between paraffin oil (880 kg/m<sup>3</sup>) and water (999.1 kg/m<sup>3</sup>) is about 12%. These ratios were closer to that of prototypic melt layers observed in the RASPLAV program.

The height of the lower pool (water) was kept constant at 22 cm, and the thickness of the upper layer (paraffin oil) was kept 5 cm. The heater is located on the 4 cm elevation, and has height of 20 cm, so the heat was supplied partly to the water layer (18 cm), as well as partly to the upper layer – paraffin oil (2 cm). Cooling water mass flow through the sidewall was chosen to be 8.5 l/min, and the mass flow in the upper heat exchanger is kept at 3.0 l/min. The heater power was varied from 900 W to 1300 W. The corresponding Rayleigh number (Ra) was estimated by the relation as given by

$$Ra = \frac{g\beta Q_v H^5}{\alpha \nu k} \quad (3.1)$$

which is found to be in range from  $6.01 \times 10^{12}$  to  $8.7 \times 10^{12}$  in these experiments so that turbulent convection is clearly established in the liquid pool. Values of all the properties are taken for the pool average temperature at steady state.

### 3.1.2 Three-Layer Simulants

Paraffin oil, water, and chlorobenzene, were employed as simulants for stratification of three immiscible fluids. As said before, choice of these simulants is determined

by different factors such as specific heat coefficient, miscibility, toxicity, as well as density. The density difference between paraffin oil (880 kg/m<sup>3</sup>) and water (999.1 kg/m<sup>3</sup>) is about 12%, and between water and chlorobenzene (1106 kg/m<sup>3</sup>) is about 11%.

The height of the lower pool (chlorobenzene) was kept constant at 4 cm, the thickness of the middle layer (water) is 18 cm, and the thickness of the upper layer (paraffin oil) was 5 cm. Since, the heater is located on the 4 cm elevation, and has height of 20 cm, so the heat was supplied to the whole middle layer, as well as partly to the upper layer (2 cm), as in case of two-layer tests. The bottom layer is kept unheated. Cooling water mass flow through the sidewall was kept equal to 8.5 l/min and the mass flow in the upper heat exchanger was kept at 3.0 l/min. The Rayleigh number (Ra) ranges from  $6.01 \times 10^{12}$  to  $8.7 \times 10^{12}$ , the same as in case of two-layers experiments. Therefore, there is turbulent convection in this set of experiments as well. Each experiment was started with three separated layers as the initial condition. Then the experiment is continued until the steady state was reached, which is defined as a global heat balance greater than 90%, and a thermal evolution lower than one degree per hour.

## 3.2 SIMECO Results

### 3.2.1 Steady-state temperature distribution in the liquid pool

The temperature distribution in the liquid pool has been measured, by means of thermocouples, mounted along the centerline of the vessel. Typical temperature field profile along the center of the pool during the whole experiment is shown in the Fig. 3.2.

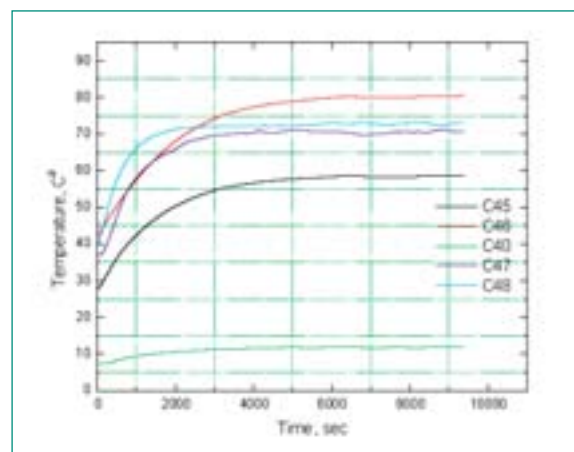


Fig. 3.2: Temperature profile inside two-layer pool at  $Ra = 6.01 \times 10^{12}$



Similar tests were conducted at different powers. The temperature field inside the pool during steady state is shown in Fig. 3.3 (a) for these powers and the corresponding Rayleigh numbers are also shown in the figure. It can be observed that the temperature rises gradually along the height of the pool, until it reaches the interface between two upper liquids, i.e. water and paraffin oil. At that point the temperature suddenly drops due to the interface resistance to the upward heat flow. Then there is a slight increase in temperature in the upper paraffin layer due to convection.

Similar temperature distribution is observed in the three-layer experiments as shown in Fig. 3.3 (b). However, the temperature drop at the interface between the water and paraffin oil is found to be smaller in case of three layer experiments as compared to that in the two layer experiments at a given power. This shows that the thermal resistance is lower for a pool with chlorobenzene. A significant difference to be mentioned is the higher temperature rise in the bottom chlorobenzene layer (below 5 cm). The maximum pool tempera-

ture for both experiments is almost the same, but there is difference between temperature values in the bottom of the vessel which could be due to the difference in thermal physical properties between water and chlorobenzene.

### 3.2.2 Heat flux distribution in the sidewall

The heat flux was estimated from the measured temperature distribution along the sidewall as given below.

$$q = -k \frac{T_{wall} - T_p}{dx} \quad (3.2)$$

This is determined for different Rayleigh numbers for both two and three layer tests.

Fig. 3.4 (a) shows the heat flux distribution along the vessel wall in the two layer experiments. It can be seen from Fig. 3.4 (a) that the maximum heat flux is observed around in the region of 57 degrees, suffering from maximum thermal load. The heat flux increases along with the radius, reaching its maximum, and then decreases again in the upper part of the sidewall.

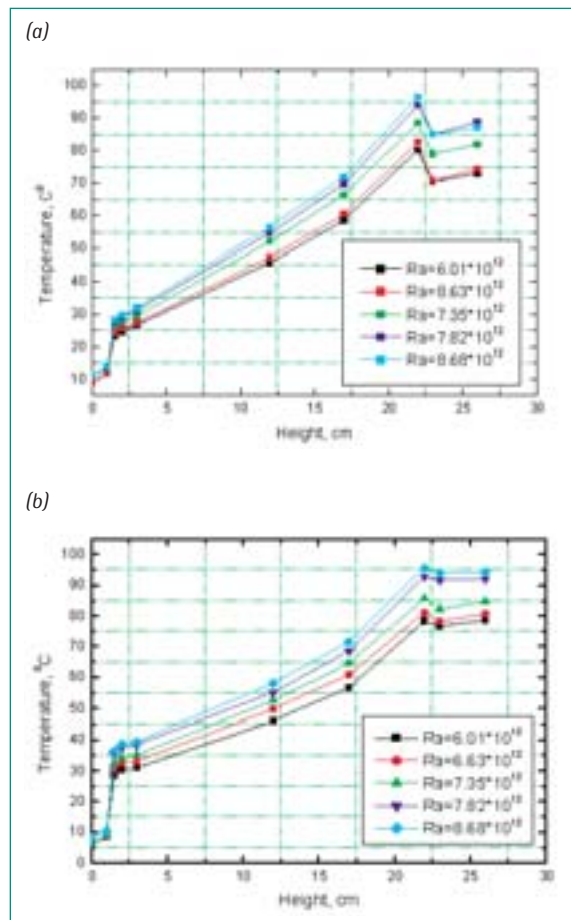


Fig. 3.3: Temperature field inside the vessel (centerline) in (a) two-layer experiments and (b) three-layer experiments

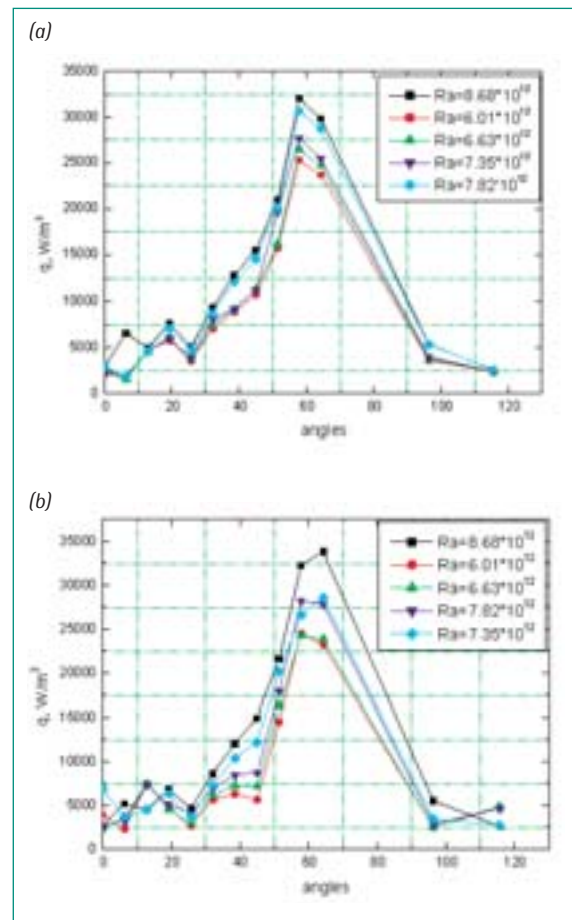


Fig. 3.4: Heat flux distribution in the side wall for (a) two-layer experiments and (b) three-layer experiments

Similar results are seen for the heat flux distribution in case of three layer experiments as shown in Fig. 3.4 (b). However, at higher Rayleigh numbers ( $Ra = 7.82 \times 10^{12}$ , and  $Ra = 8.68 \times 10^{12}$ ), the maximum heat flux is observed around 64 degrees, which is different from what we had obtained, from two-layer experimental results. But for lower Ra numbers ( $Ra = 6.01 \times 10^{12}$  to  $7.35 \times 10^{12}$ ), the location of peak heat flux remains almost the same. Apparently, one can observe that at low Raleigh numbers there is less heat directed to the side wall in the lower parts of the vessel in three layer experiments as compared to that in two layer experiments. This can be explained by the existence of the lower chlorobenzene layer in place of water in three-layer experiments, which helps in better heat diffusion and redistribution. However at high Raleigh numbers the heat flux distributions in the lower part of vessel are similar.

### 3.2.3 Upward and Downward Heat Fluxes

Another important issue is to investigate and discuss the upward and downward heat fluxes in the vessel during transient convection. In order to understand the cooling mechanism, we are introducing the  $Q_{up}/Q_{down}$  characteristic ratio, which was calculated for both two- and three-layer experiments.

Fig. 3.5 (a) shows the transient  $Q_{up}/Q_{down}$  ratio at different powers for two layer experiments. The highest upward to downward heat transfer rate is observed at  $Ra = 7.82 \times 10^{12}$ , and the lowest at  $Ra = 6.01 \times 10^{12}$ . Moreover, it is evident that the downward heat transfer rate is much larger than the upward heat transfer rate because of presence of interface resistance.

For experiments with three stratified layers pool, we can observe in Fig. 3.5 (b) that the  $Q_{up}/Q_{down}$  ratio is almost similar for all cases. One still can see that the higher the Ra number the higher is the heat transfer rate, but the difference is marginal.

Fig. 3.6 shows the comparison of the  $Q_{up}/Q_{down}$  ratio for both two and three-layer cases under the same Ra number. One can easily observe that the upward heat transfer for three layer experiments is higher, than that for two-layer experiment for the same power input. This can be due to the lower thermal resistance in the three-layer pool, which allows the heat to be directed up. Previous experiments with two miscible fluids showed the  $Q_{up}/Q_{down}$  ratio increased to the value of 1.5 when the layers mixed. However the ex-

periments with immiscible two- and three layers show that when there are separate layers with interfaces, there is a large resistance to the heat flow upwards and the  $Q_{up}/Q_{down}$  values are in the range of 0.2 to 0.4 only.

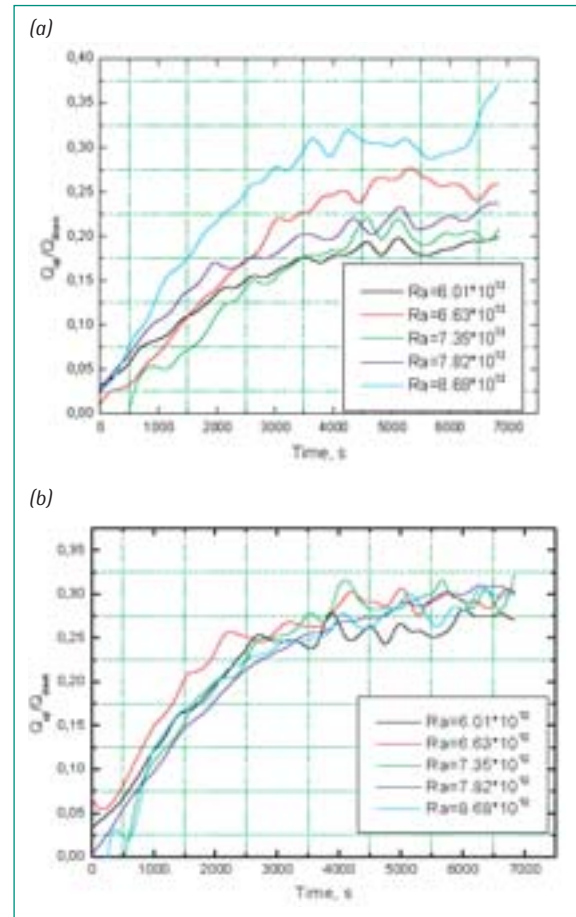


Fig. 3.5: The  $Q_{up}/Q_{down}$  ratios in (a) two-layer experiments and (b) three-layer experiments

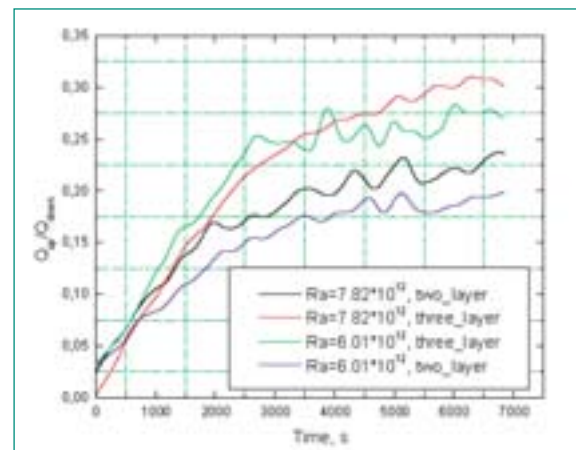


Fig. 3.6: Comparison of  $Q_{up}/Q_{down}$  ratios in two-layer and three-layer experiments

### 3.3 Related Publications

1. Sehgal B. R., Stepanyan A., Nayak A. K., Chikkana-goudar, U., «Natural Convection Heat Transfer in a Stratified Pool with Volumetric Heat Generation,» Proc. Of the 6th International Topical Meeting on Operating Nuclear Reactor Thermal Hydraulics; Nara, Japan, October 4 – 8, 2004
2. Stepanyan, A., Nayak A. K., and Sehgal B. R., Experimental investigations of natural convection in a three layer stratified pool with internal heat generation, Embedded Topical Meeting: Operating Nuclear Facility Safety, November 14 – 18, 2004, Omni Shoreham Hotel, Washington, D.C., USA.

## 4. Steam Explosion Loads (MISTEE Program)

Our research activities on Molten Fuel-Coolant Interactions (MFCI) continue experimentally and analytically to investigate the detailed triggering and fine fragmentation mechanisms, propagation and escalation, and energetics of steam explosions. The research on single drop steam explosions at NPS/KTH mainly aims (1) to investigate the triggerability and explosivity in a well-controlled facility of a high temperature melt droplet with an external trigger, (2) to identify the influence of melt thermo-physical properties on triggerability and explo-

sivity of the melts, (3) to acquire quantitative data on the volume fractions of melt, coolant and vapor in the interaction zone during the fine fragmentation process in the explosions, and eventually (4) to develop scaling methodology for the explosion phase of a steam explosion.

In the year 2004, a series of metallic tests with Tin as a simulant melt has been conducted to refine the quantification of X-ray images and to build database for the comparison to tests with oxidic melts. To investigate the ability of nanofluid as a steam explosion suppression agent, a series of film boiling experiments with a high-temperature stainless sphere which quenches in nanofluid with various concentration was conducted. Development of techniques to prepare and deliver a single droplet of various high-temperature oxidic melts for oxidic melt tests was a focus in the last period of the year 2004. In analytical efforts, the COMETA code has been successfully installed at KTH and performed a series of verification runs against the experimental data obtained from the FARO and the KROTOS tests in JRC-Ispira, Italy and from the TROI tests, in KAERI, Korea, were performed.

### 4.1. MISTEE Facility

A facility, called **MISTEE (Micro Interactions in Steam Explosion Experiments)** shown in Figure 4.1 with a continuous high-speed X-ray radiography system is used

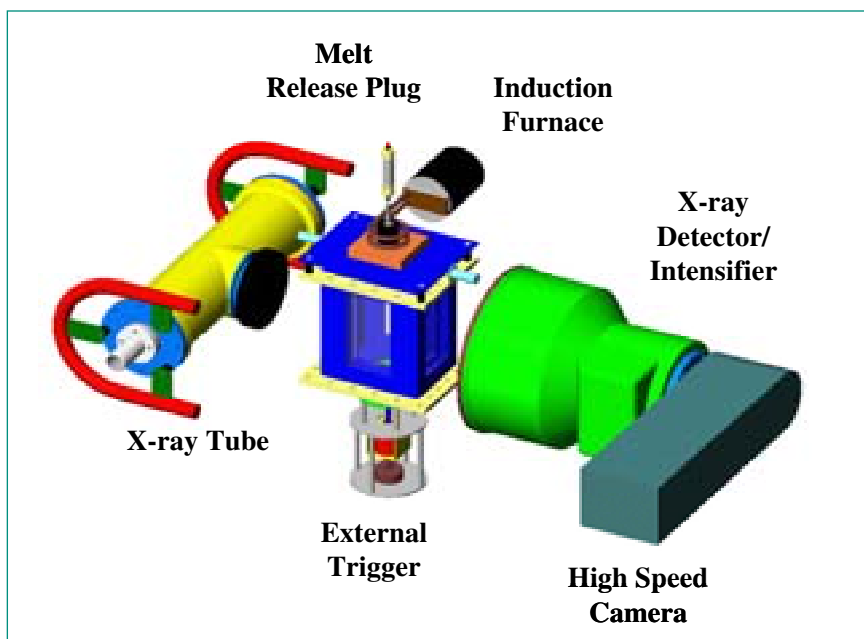


Fig. 4.1: Schematic of MISTEE Facility

for the single drop vapor explosion experiments. The MISTEE system consists of: a test chamber, a melt generator, an external trigger system, an operational control system, a data acquisition and the visualization system. The test section is a rectangular stainless steel tank (180 x 130 x 250 mm) with 4 view windows. At the bottom of the test section, a 1kW immersion heater is installed. A piezoelectric pressure transducer is flush-mounted at the center of the test section wall. K-type thermocouples are employed to measure temperatures of the molten droplet at the furnace and the water temperature inside the test section.

The melt generator consists of induction furnace (260 V, 40 A) and a graphite cylinder (40 mm O.D. x 50 mm) with an alumina crucible (20 mm I.D. x 30 mm) with a 4.1mm hole at the center of the bottom. The alumina crucible is coated with boron-nitride to provide the non-wettable surface which helps complete delivery of molten tin. Molten tin mass of 0.7g is chosen in this series of tests to guarantee the delivery of a single drop into water through the crucible bottom hole. The mass of a tin drop is accurately prepared using an electronic balance which has an accuracy of  $10^{-4}$  g. The melt generator which includes the induction coils and the melt crucible is housed inside a container. The inner wall of the container is covered with insulator to protect the induction coil and outside housing container from excessive heat generated from the melt crucible. Argon gas purges into the container during the melting to prevent the molten tin from the oxidation. A boron-nitride plug as a melt release plug is used to block the crucible bottom hole during the melting and is lifted by a pneumatic piston to release the melt drop.

The external trigger, located at the bottom of the test chamber, is a piston that generates a sharp pressure pulse similar to a shock wave. The trigger hammer is driven by a rapid discharge of a capacitor bank, consisting of three capacitors that impact on the piston to generate a pressure pulse.

The visualization system of photography and radiography consists of a continuous X-ray source tube (max. 320 keV, 22 mA), an X-ray converter and image intensifier and a high-speed video camera (max. 8000 fps for 4 s). The resolution of the X-ray image is 56 line pairs per centimeter. The image size of the high-speed camera at 8000 fps is 80 x 70 pixels. Due to this small size of the image at high frame rates, the precise control of

the experiments is required. In so doing, the control system employs a set of precision timers which has a time resolution of 1 ms to provide the accurate operation signals to the subsequent automatic sequences of experiments such as triggering of: the high-speed camera, the data acquisition system, and the external trigger system. The MISTEE facility is located inside the 600 mm thick reinforced-concrete containment (4 m x 4 m x 4 m in size) to provide the X-ray radiation shielding during the tests. The operation of the test is controlled remotely from outside of the containment. Molten tin (Sn) and normal tap water are used as the high-temperature melt drop and the coolant, respectively. The temperature of melt was set to about 1000° C and that of water to a range of 20 – 90° C. In this report, however, the discussion will focus on the tests with highly sub-cooled water of about 20° C.

The experiment starts with heat up of the tin in the induction furnace. The molten drop is released into the test section filled with water by the remote operation of lifting the melt release plug. When the released tin drop cuts a horizontal line laser beam located below the furnace and 100 mm above the water surface, a photo sensor detects the laser beam disturbance and provides the reference trigger signal to the remote control system to activate subsequent operating sequences in the experiments. The vapor explosion is initiated by a shock wave (up to 1.5 MPa) generated from the external trigger system attached beneath the test section. Recorded images are downloaded into a PC where the post-image processing takes place.

## 4.2 Evaluation of Quantitative Measurement by High-Speed X-ray Radiography

The intensity of the detected X-rays,  $I$ , after the transmission of the incident X-ray beam,  $I_0$ , in a medium, obeys the attenuation law as follows

$$I = I_0 \exp\left\{-\sum_i \mu_i \delta_i\right\} \quad (4.1)$$

where,  $\delta_i$  and  $\mu_i$  are the thickness and the mass attenuation coefficient of  $i$ -th materials. The total X-ray intensity detected at the converter, however, consists of the intensity of the X-rays that penetrated through the test section and were attenuated,  $I^A$ , and the intensity of the X-rays that were scattered by the object and surrounding shields  $I^S$ ;  $I = I^A + I^S$ . The image contrast, pro-

portional to the transmitted X-ray beam, is transformed into digitized gray levels. Therefore the digitized gray level,  $G$ , can be generally expressed as,

$$G = \alpha I + G_{DC} = \alpha (I^A + I^S) + G_{DC} = \alpha I_0 \exp\left\{-\sum_i \mu_i \delta_i\right\} + G^0 \quad (4.2)$$

where  $\alpha$ ,  $G_{DC}$ , and  $G^0$  are the proportional constant, dark current of the imaging system and the image offset, which represents the gain of the image gray level due to the scattered X-rays and the CCD dark current, i.e.,  $\alpha^S + G_{DC}$ , respectively. The basic arrangement of our XR system (X-ray tube and converter) with a test section that has multiphase mixture of water, vapor and melt during the vapor explosion process is shown in Fig. 4.2. Combining the equations, the normalized gray level of the image can be expressed in terms of the thickness of the melt droplet as

$$\Delta G \equiv \frac{G_M - G^0}{G_{NM} - G^0} \equiv e^{\{\mu_M \delta_M\}} = \beta e^{\{\mu_M \delta_M\}} \quad (4.3)$$

#### 4.2.1 Influence of Scattering

X-rays interact by elastic (Thompson and Rayleigh), inelastic (Compton) scattering and by photoelectric absorption, the relative amounts of each being material and wavelength dependent. X-rays are also scattered in the surroundings shields. But for the purpose of this work, one will consider the total scattering without discerning between them. Similarly to Hibiki and Mishima's work for neutron radiography one can describe the influence of scattering for X-ray radiography as follows. Considering the previous equations, one can obtain the thickness of the object considering the scattering:

$$\delta_M = -\frac{1}{\mu_M} \ln\left(\frac{G_{Mix} - G^0}{G_{NM} - G^0}\right) \quad (4.4)$$

And for the thickness without the scattering correction:

$$\delta_M^{NS} = -\frac{1}{\mu_M} \ln\left(\frac{\overline{G_{Mix}} + G^S}{\overline{G_{NM}} + G^S}\right) \quad (4.5)$$

where,  $G^S = \alpha^S$ ,  $\overline{G_{Mix}} = G_{Mix} - G^0$  and  $\overline{G_{NM}} = G_{NM} - G^0$

Combining the above equations with equation (4.3), we obtain:

$$\delta_M^{NS} = -\frac{1}{\mu_M} \ln\left\{e^{\{\mu_M \delta_M\}} \left(1 - \frac{G^S}{\overline{G_{NM}} + G^S}\right) + \frac{G^S}{\overline{G_{NM}} + G^S}\right\} \quad (4.6)$$

Finally, one can estimate the error if the scattering is neglected by:

$$E_\delta = \frac{\delta_M - \delta_M^{NS}}{\delta_M} \quad (4.7)$$

Fig. 4.3 shows the error in respect to the tin thickness and scattering ratio, for the current X-ray settings of our system (120 kV). For such high energy X-rays, scattering is of great importance and must be taken into account. The scattered photons create a loss of contrast and definition, resulting in large measurement errors.

#### 4.2.2 Calibration and measurement accuracy

The calibration tests were performed using tin phantoms with different thickness, 0.05, 0.25, 0.50, 1.00 and 2.00 mm, that were introduced in the water tank in the same conditions (distance: source to object and object to converter) as the steam explosion experiments. The  $G^0$  (Offset) was determined by measuring the gray level of a thick piece of lead, where practically

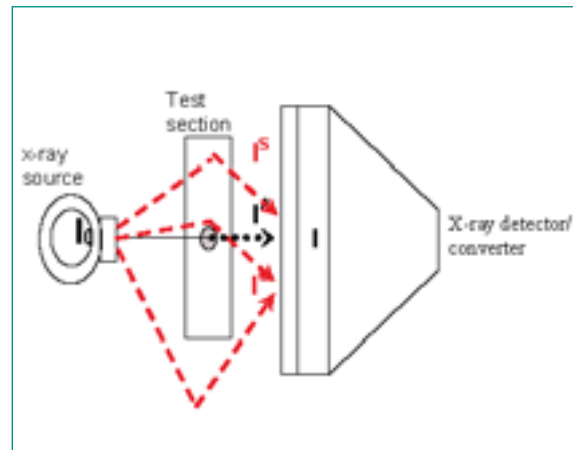


Fig. 4.2: Schematic diagrams of X-ray components detected by the converter

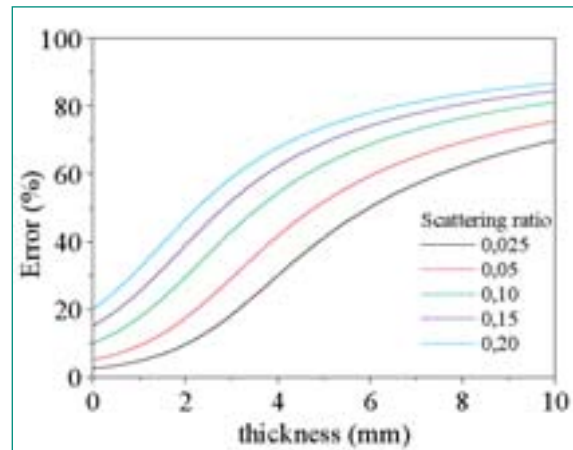


Fig. 4.3: Error dependent on the tin thickness and scattering ratio

no X-rays are transmitted;  $G_{DC}$  (CCD dark current noise) was determined by capturing 20 frames with the X-ray off; and  $G_{NM}$  (background) was determined by capturing 20 frames with the x-ray on without the tin phantom present.

Ideally, from the image acquired of the lead piece, the region where it lies should have an optical brightness equal to zero. However, scattering (light, x-ray and electron), noise and CCD characteristics result in a radio-opaque object, i.e. lead, not being completely opaque in the image. This value can be determined for subsequent correction. The lead piece used to determine  $G^0$ , does not cover the whole window. An *artificial*  $G^0$  matrix was created based on the scattering rate and dark current variation, using the gray values on the longitudinal centerline of the lead piece.

Since the scattering is also influenced by the size of the object being imaged (large lead piece, large absorption), the lead piece used to determine  $G^0$ , does not cover the whole window. To apply the equation (4.3), one has to have a matrix of  $G^0$  values of the same size as the image. Because of that, an *artificial*  $G^0$  matrix was created based on the scattering rate and dark current variation, using the gray values on the longitudinal centerline of the lead piece.

The CCD dark current noise consists of two parts, the first one is thermal noise distributed as a Poisson stochastic process and forming the background noise; another one presents impulses, called CCD dark current non-uniformity, which is caused by CCD pixel defects. The CCD dark current noise is superimposed onto the practical image.

The average gray levels in a row, transverse direction, shows a quite low fluctuation, around 4.8%, but on the average in a column, longitudinal direction, it rises to around 29%. This characteristic will reflect on the  $G^0$  values, which are determined by the scattering and dark current, and background,  $G_{NM}$ , by superimposition.

The non-uniformity of the background is due to the camera noise (dark current), uneven illumination through the image (output screen response and intensity distribution of X-ray radiation – maximum in the center) and CCD response to light (each pixel response varies). That means that the background subtraction and offset correction should be performed pixel by pixel and not using an average number.

Figure 4.4 (a) shows the brightness distribution of the radiography image of a tin piece, and Figure 4.4 (b) shows the same image after  $G^0$  correction. It is clear the significant reduction of the image noise, has been achieved.

- Fluctuation of the optical brightness between pixels  $\Delta \epsilon_{\text{pixel}}$
- Contrast ratio on the fluorescent screen  $\Delta \epsilon_{\text{screen}}$
- Deviation between the actual and measured thickness,  $\Delta \epsilon_{\delta}$
- Statistical error of the X-ray beam  $\Delta \epsilon_{\text{stat}}$

The achievable measurement accuracy depends on the statistical error of the X-ray beam  $\Delta \epsilon_{\text{stat}}$ , contrast ratio on the fluorescent screen  $\Delta \epsilon_{\text{screen}}$ , on the fluctuation of the optical brightness between pixels  $\Delta \epsilon_{\text{pixel}}$ , and the deviation between the actual and measured thickness,  $\Delta \epsilon_{\delta}$ . The correlation for the total uncertainty  $\Delta \epsilon_{\text{tot}}$  is given by:

$$(\Delta \epsilon_{\text{tot}})^2 = (\Delta \epsilon_{\text{stat}})^2 + (\Delta \epsilon_{\text{screen}})^2 + (\Delta \epsilon_{\text{pixel}})^2 + (\Delta \epsilon_{\delta})^2 \quad (4.8)$$

As shown in Fig. 4.5, for a higher thickness the error decreases, this can be explained by the fact that the optical brightness approaches its saturation, represented by the asymptotic part of the calibration curve, giving an almost constant gray level. For the thinner phantom, scattering becomes significant since it creates a loss of contrast even after the  $G^0$  correction.

### 4.3 Experiments with Nanofluids

In the year 2004, the applicability of nanofluid in nuclear power plant has been explored. Recent discovery of significant heat transfer enhancement (fluid thermal conductivity) in liquid with suspension very small volume fraction of nanoparticles, called nanofluids, triggered a series of research efforts to investigate the heat transfer characteristics of nanofluids. Therefore we first studied the effect of  $Al_2O_3$  nanoparticles on quenching of a hot sphere, particularly on film boiling to evaluate the applicability of nanofluid as a suppression agent against steam explosion. Film boiling experiments were conducted in water with various concentrations of nanoparticles ranging from a very small concentration (0.001 g/l) to 20 g/l of  $Al_2O_3$  nanoparticles by quenching high temperature sphere in the nanofluids. The particles used were  $\gamma-Al_2O_3$  with average size of 33 nm in

diameter. A 10 mm diameter stainless steel bearing ball was heated to a high temperature (1000° C) using electro-magnetic induction furnace and was plunged into a pool of nanofluids by a pneumatic actuator. The center transient temperature is continually recorded and monitored with a data acquisition system. Inverse heat conduction problem was solved to extrapolate the sphere center temperature to the surface.

### 4.3.1 Quenching Experiments

Figure 4.6 shows the schematic of the quenching test facility. The experimental setup consists of a 10 mm stainless steel ball, a RF induction furnace, a test chamber which contains de-ionized distilled water or nanofluids. The sphere is drilled, as shown in Fig. 1, to

install a 0.5 mm O.D. K-type thermocouple supported by a 0.9 mm O.D stainless tube at the center of the sphere. The thermocouple support to sphere diameter ratio should be minimized to reduce the heat loss through the support. In the present experiments, the ratio is 0.09 (the corresponding area ratios is 0.2%) which is smaller than other previous experiments (mostly larger than 0.15). The induction furnace consists of a RF induction power supply (HeatTek GT-6) with a peak induction power of 6 kW at nominal frequency of 100 kHz and a 4 turns of 6 mm O.D copper tube coil with the coil inner diameter of 50 mm. The sphere is normally heated to 1100 °C in the induction coil to ensure the formation of steady film boiling during the cool-down transients. The test chamber is a 100 x 100 mm rectan-

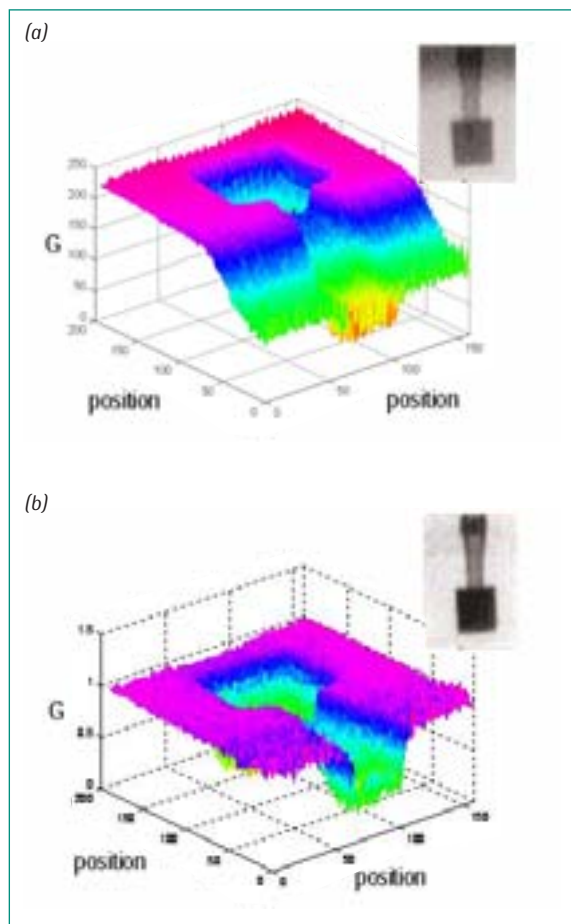


Fig. 4.4: (a) tin phantom gray level; (b) tin phantom after image processing

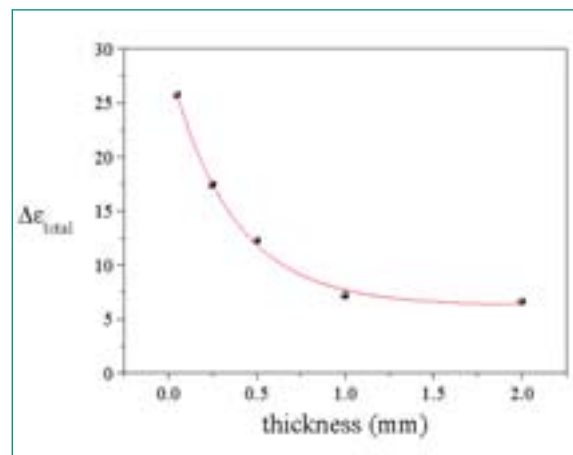


Fig. 4.5: Total uncertainty of the measurement

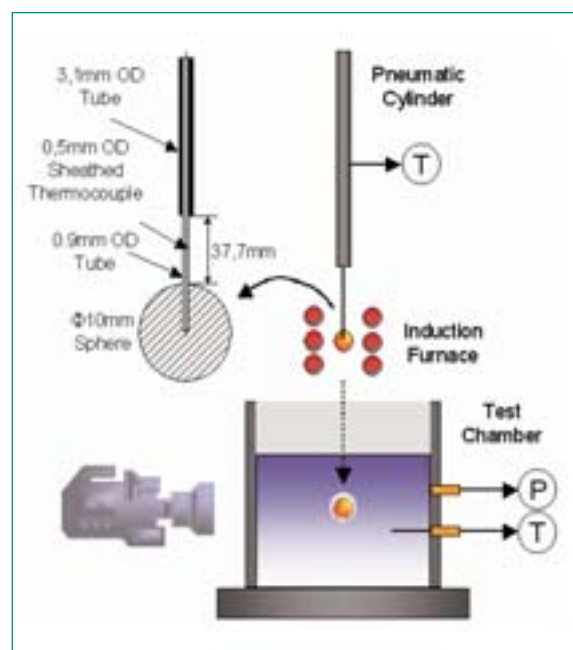


Fig. 4.6: The schematic of the quenching experiment

gular Lexan chamber with a height of 150 mm. The surface of liquid in the chamber is 70 mm below the initial position of the sphere inside the induction coil. The final location of the sphere in the chamber is 50 mm below the liquid surface. The pneumatic cylinder delivers the sphere from the furnace to the chamber at a near constant speed of 1m/s, which corresponds to about 120 ms travel time.

A data acquisition system (HP SCXI-1102) records transient temperatures of the heated sphere at the center and of the liquid inside the test chamber at the sampling rate of 250 Hz. The measured temperatures data are smoothed to 100 Hz sampling rate by the adjacent averaging technique to reduce the measurement noise. A piezoelectric pressure transducer (PCB Piezotronics 102A04) is flush-mounted on the center of a test section wall to measure the acoustic pressure signals produced during the vapor film collapse. However, the pressure measurement was not successful during the present tests reported here. The experiments employed a normal camcorder or high-speed camera to visualize the quenching boiling phenomena in the case of the water tests. Unfortunately, the milky-colored nanofluids even with 5 vol.% are not transparent to visualize the boiling phenomena on the sphere during the tests.

Nanofluid was prepared by the dispersion of nano size  $\text{Al}_2\text{O}_3$  particle powders into de-ionized, distilled water using an ultrasonic vibrator. Figure 4.7 (a) shows a TEM (Transmission Electron Microscopy) image for the  $\text{Al}_2\text{O}_3$  nanoparticles and the corresponding particle size distribution used in the present tests. The average particle size and size distribution were obtained from the TEM images for the samples using an image analysis program by measuring the diameters of at least 500 particles. Perfectly spherical  $\text{Al}_2\text{O}_3$  nanoparticles with an average diameter of 33.1 nm were found.

Prior to the nanofluids tests, a series of quenching tests were performed in pure water and the results were compared with existing film boiling correlations. These tests provided the pure water data for the comparison as well as verified the procedures and post-analysis of the experiments. For the comparison of film boiling heat transfer rates between the pure water and nanofluids, a set of the pure water tests were performed to evaluate the existing film boiling correlations such as Michiyoshi Sakurai. It was found that the Michiyoshi correlation agreed well with our pure water

experimental data showing agreement within  $\pm 18\%$ . This comparison verifies that the present pure water tests for the film boiling represents the general film boiling behaviour.

#### 4.3.2 Results of Quenching Experiments

Fig. 4.9 shows the center temperatures of the heated sphere in pure water and nanofluids with different volume concentrations during the transient cool-down process. For typical quenching behaviour in highly subcooled pure water at  $20^\circ\text{C}$ , a washed or clean sphere at initially  $1063^\circ\text{C}$  quenched rapidly to about  $1000^\circ\text{C}$  due to the direct contact between the high temperature sphere and the highly subcooled water and subsequently in the film-boiling regime. The vapor film around the sphere abruptly collapsed at approximately  $360^\circ\text{C}$  and produced a high acoustic noise. Thereafter the quenching boiling mode of the sphere turned from the film boiling to the transition boiling, in where the sphere temperature rapidly decreases. Finally single-phase natural convection heat transfer takes over the quenching process after experiencing through the maximum heat flux and nucleate boiling regions. In the  $\text{Al}_2\text{O}_3$  nanofluids, the quenching behaviour of the same sphere was similar to the pure water case, clearly showing the various boiling modes as indicated in Fig. 4.9. For the highly subcooled nanofluids, the center temperatures of sphere in the nanofluids were slightly higher than that in the pure water, which indicated lower heat transfer rates.

In the quenching tests with fresh or washed spheres at about  $1000^\circ\text{C}$ , film boiling was consistently observed. On the other hand, tests with unwashed spheres (spheres used in the tests with nanofluids) repeatedly showed no film boiling at the same experimental conditions during quenching process. The unwashed spheres quenched more rapidly through the transition boiling, bypassing the film-boiling mode. These temperature histories at the sphere center are shown in Fig. 4.9.

It is clear that this change in quenching resulted from the presence of residual nanofluids on the sphere surface. It is noted that the cleaning procedure of the sphere was rather simple; only applying a relatively high-speed pure water jet on the sphere surface. This indicates that the nanoparticles on the surface of the sphere were loosely attached. Probably the thickness of the loosely accumulated nanoparticles on the sphere



surface becomes sufficiently large to destabilize the very thin vapor film at highly subcooled liquid and thus to prevent stable vapor film formation. This observation suggests that the rapid quenching of the heated sphere can be achieved by avoiding the formation of film boiling when the surface is pre-wetted with low concentration nanofluids. In all tests presented in this paper, however, the fresh or washed spheres were used not only to ensure the formation of film boiling during the quenching but also to exclude the effect of the nanoparticle deposition on the quenching process.

Fig. 4.10 illustrates that shows the data comparison obtained from the pure water and nanofluid tests with the Michiyoshi correlation. The correlation coefficient,  $C_{Michiyoshi}$ , of 0.695 for our pure water tests as an indicator of heat transfer rate becomes nearly the same value, i.e., 0.695, to the original value of 0.696. The coefficient became constant with respect to the liquid subcooling, since the effect of liquid subcooling on the film boiling for pure water was separately taken into account in the correlation.

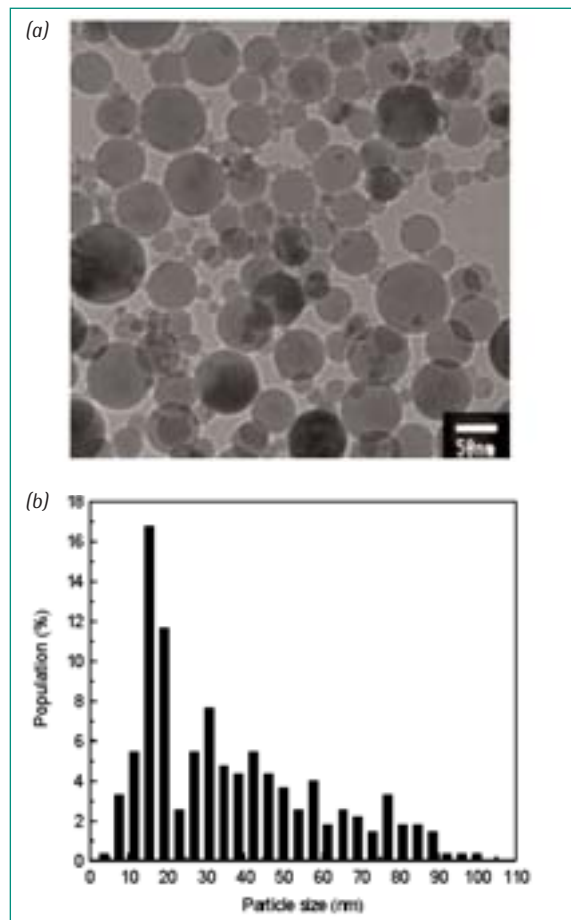


Fig. 4.7: Transmission electron microscopy (TEM) image (a) and size histogram (b) of  $Al_2O_3$  nanoparticles in nanofluids



Fig. 4.8: The image of the 10mm heated sphere during film boiling in pure water at the liquid subcooling of 70 ~ 81 K

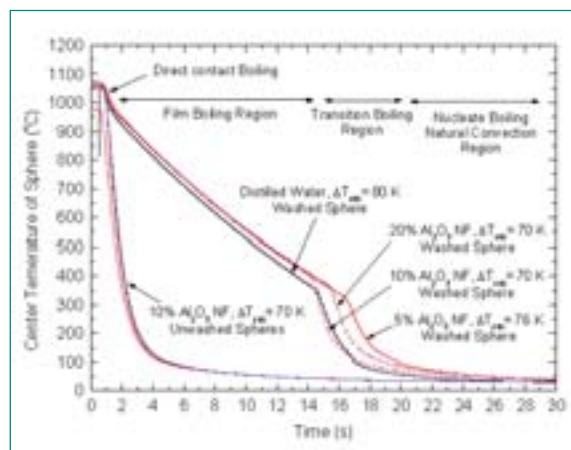


Fig. 4.9: Temperature profiles at the center of a 10 mm diameter sphere in pure water and  $Al_2O_3$  nanofluids at the liquid subcooling of about 70 ~ 80 K

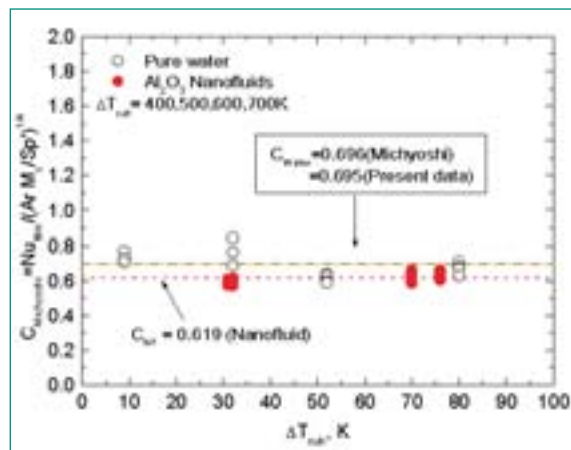


Fig. 4.10: Coefficient of Michiyoshi film boiling correlation in pure water and  $Al_2O_3$  nanofluids

The Michiyoshi coefficient for the nanofluid shows the higher heat transfer rate at higher liquid subcooling as shown below with the standard deviation of 0.021. It may illustrate that the presence of nanoparticles in pure water during the film boiling provides additional effect similar to that of liquid subcooling on the film boiling. It may suggest that the vapor film around the sphere during film boiling becomes stable and possibly thicker in the nanofluids. If this dependency of the coefficient on the liquid subcooling is ignored, the average coefficient for the nanofluids becomes 0.619 with the standard deviation of 0.028, which is approximately 10% lower than the coefficient for pure water.

#### 4.4 Preparation of Oxidic Melts

At present various binary oxidic melt as listed in Table 4.1 has been tested to develop the techniques to generate and deliver a single drop melt for the MISTEE experiments. The binary oxide, CaO-B<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, has high viscosity compared to corium and exhibits the characteristics of glass-type oxides. It has relatively low melting point. The other oxides such as Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, WO<sub>3</sub>-CaO and MnO-TiO<sub>2</sub> have the characteristic of ceramic type of oxides similar to the corium. However, the melting temperatures of these oxides except the WO<sub>3</sub>-CaO are much higher. The characteristics of steam explosions, fragmented debris morphology and FCI energetics for those oxidic melt will be tested until the end of the project.

Recently, a MnO-TiO<sub>2</sub> melt at the initial temperature of approximately 1400° C was successfully delivered into water at 50° C and visualized with high-speed photography and X-ray radiography simultaneously. The image

in Fig. 4.11 (a) showed the high temperature melt drop which was deformed during the penetration into water. The Fig. 4.11 (b) showed that the droplet has an internal cavity.

#### 4.5 Development of Simultaneous X-ray Radiography and Photography System

In this year, one significant improvement of our X-ray radiography system in the MISTEE facility has been achieved by adding additional high-speed CMOS camera (Redlake HG50LE Color CMOS Camera, 100 000 fps maximum). This improvement provides the simultaneous synchronized visualization (see Fig. 4.11) using two high-speed cameras, one for X-ray radiography and another for photography, called SHARX (Simultaneous High-Speed Photography And Radiography with X-ray) (see Fig. 4.12) where synchronized visual data for vapor bubble and melt fragment dynamics, will enable the accurate quantification of the steam explosions.

One high-speed camera (photography) visualizes the dynamic behaviour of vapor film surrounding a melt drop during the vapor explosion process. This information will provide data on the interaction zone of steam-melt-water mixture as well as the transient steam bubble dynamics. The data on interaction zone will be used to quantify the volume fractions of each component involved in vapor explosion derived from the image data from the X-ray radiography. The data on the transient bubble dynamics in combination with dynamic pressure signals will be used to estimate the energetics or explosivity, of the vapor explosion, in terms of explosion conversion ratio (the ratio of work done by the explosion process on the environment to the total initial energy content of the melt droplet).

	Corium (80UO <sub>2</sub> -ZrO <sub>2</sub> )	Sn	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	CaO-B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> (30 – 70 w/o)	WO <sub>3</sub> -CaO (82 – 18 w/o)	MnO-TiO <sub>2</sub> (78 – 22 w/o)
Tref, ° C	2600	1000	2800	1100	1200	1400
ρ, kg/m <sup>3</sup>	7320 (liq.)	6507	2027	2500 (liq.)	6500 (sol.)	4500
T <sub>mp</sub> , ° C	2600 (liq.) 2500 (liq.)	232	2500	1030 (liq.) 980 (sol.)	1200 (liq.) 1135 (sol.)	1377 (liq.)
C <sub>p</sub> , kJ/kgK	0.54 (liq.) 0.41 (sol.)	0.257	1.4	2.20 (liq.) 1.53 (sol.)	0.5	0.9
h <sub>fus</sub> , kJ/kg	360	59.5	1000	460	70	–
k, W/mK	9.6 (liq.)	32	8	3.0 (liq.) 2.1 (sol.)	–	–
γ, mPa/s	3.7	0.87	4	100~300	–	–
σ, N/m	1.02	0.53	0.5	0.15	–	–

Table 4.1: Thermo-physical properties of single and binary oxidic melts for the MISTEE experiments comparing to Corium and Tin

The other camera (X-ray radiography) visualizes the melt fragmentation process during the explosion phase of vapor explosion. This image data will provide the visual information on the fine fragmentation and triggering processes and eventually be quantified after a series of calibration tests. This transient fragmentation data will be used to evaluate the current-existing analytical fragmentation models and to propose a new model if necessary. In addition, the X-ray image data will provide the characteristic and location of initial triggering and small-scale propagation processes. Dynamic behaviour of finely fragmented melt particles will be also important data to evaluate the existing analytical explosion models which employ local heat transfer among the fine particles, un-fragmented melt, vapor and water in the interaction zone.

Image processing is one of important tasks because the quantification of the fine fragmentation of a melt-drop during the vapor explosion is based on the images taken by both photography and X-ray radiography. In particular, the X-ray images have significant amount of background image noise because of the X-ray back scattering and inefficiency of scintillation detector and phosphor screen. In addition to this, to quantify the data, a series of calibration tests with known geometry and material contents have to be performed.

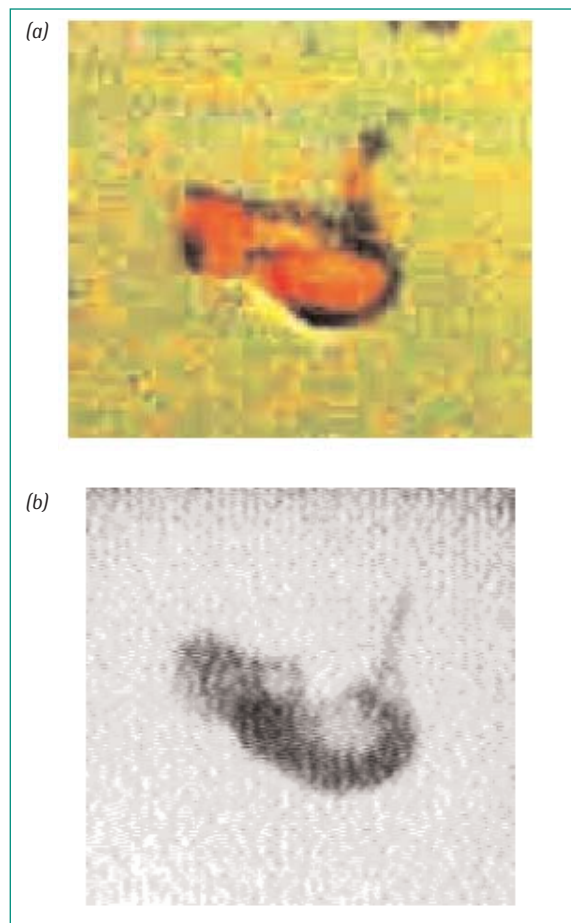


Fig. 4.11: MnO-TiO<sub>2</sub> melt drop (~1400° C) into water: (a) photograph image and (b) X-ray image

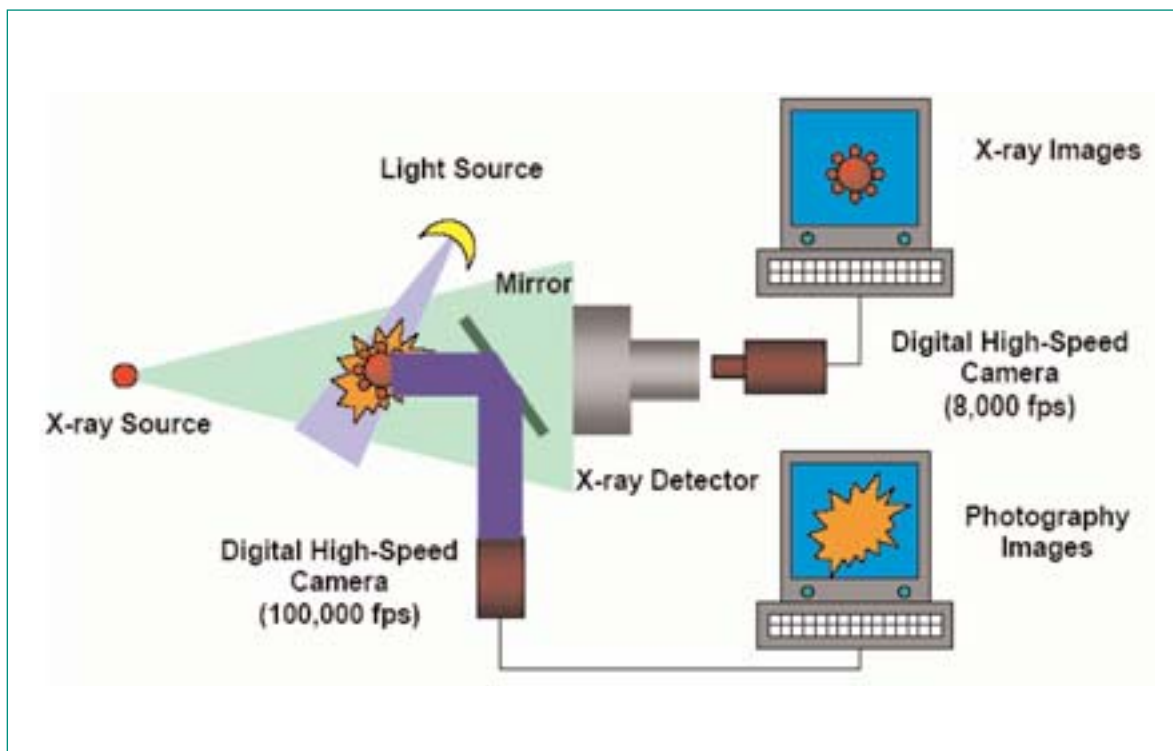


Fig. 4.12: The schematic of the SHARX system

#### 4.6 Related Publications

1. Park, H. S., Shiferaw, D., Kim, D. K., and Sehgal, B. R., «Film Boiling Heat Transfer on a High Temperature Sphere in Nanofluid,» Proc. of the 2004 ASME Heat Transfer/Fluids Engineering Summer Conference, HT-FED2004-56471, Westin Charlotte & Convention Center Charlotte, North Carolina, USA, July 11 – 15, 2004.
2. Park, H. S., Hansson, R. C., and Sehgal, B. R., «Triggered Single Drop Steam Explosions observed by the Simultaneous High-Speed X-ray Radiography and Photography,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 462, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
3. Park, H. S., Shiferaw, D., and Sehgal, B. R., «Subcooled Film Boiling Heat Transfer on High-Temperature Sphere in Very Diluted Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Nanofluids,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 465, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
4. Park, H. S., Hansson R. C., and Sehgal, B. R., «Simultaneous Visualization of Single Drop Steam Explosion using High-Speed X-ray Radiography and Photography,» submitted to the 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-05), Paper No. 5093, Seoul, Korea; May, 2005.
5. Hansson R. C., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Single Drop Steam Explosions of Binary Oxides in Subcooled Water,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 463, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
6. 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,» On-line print in **Journal of Experimental Thermal and Fluid Science**, (2004).
7. Giri, A., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Analysis of Bubble Dynamics in Explosive Boiling of Droplet with Fine Fragmentation,» On-line print in **Journal of Experimental Thermal and Fluid Science**, (2004).

8. Hansson, R. C., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Evaluation of Quantitative Measurement by High-speed X-ray Radiography for Fragmented Particle Fraction,» NUTHOS6-000317, the 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety, October 4 – 8, 2004, Nara-Ken, New Public Hall, Nara, Japan.

#### 4. Steam Explosion Analysis (COMETA CODE)

During a severe accident in a nuclear reactor, the reactor core can melt and the molten corium while interacting with water may cause an energetic explosion which is known as steam explosion. Such phenomena can occur inside the reactor vessel during flooding of a degraded core or when molten corium falls into the lower head filled with water. Similar phenomena may occur outside the reactor vessel when molten corium is ejected into a flooded reactor cavity or into the flooded containment after the vessel failure. The interaction of molten corium with water is one of the most complex thermal hydraulic and chemical phenomena.

Numerous experimental studies have been conducted in the past to understand the fundamental mechanism of steam explosion. These include small-scale experiments using single drops, intermediate scale experiments using simulant material, and experiments using prototypic material. Although, these experiments showed that the probability of alpha-mode failure is very low, but the basic understanding of the phenomena still remained unclear. This is because there are many parameters which have strong influence on the above parameters causing an explosion. For example, the melt composition and melt superheat, melt fragments size, non-condensable gas concentration, water pressure and subcooling conditions, volume of coolant, etc. play different roles in the process.

To understand the influence of the above parameters on explosion, a numerical investigation was performed in this work. We employed the computer code, COMETA (Core MELt Thermalhydraulic Analysis) developed by JRC (Joint Research Center), at Ispra in Italy. The code COMETA was primarily developed to analyze with sufficient detail both the thermal-hydraulics and the fuel fragmentation phenomena of melt quenching tests as conducted in the FARO facili-

ty. The code solves the conservation equations of mass, momentum and energy for the fluid using a conventional two-fluid model; Fuel fragmentation model considers the molten jet, its break up and fused-debris, and finally the coupling between the thermal hydraulics and fuel fragmentation for the energy transfer. The code has been extensively validated in the past for melt quenching in a series of experiments in the FARO facility.

This year, we employed the above code for simulation of the steam explosion phenomena in the L-33 test where an intermediate scale explosion was observed in the facility. Subsequently, the code was applied to investigate the influence of melt fragmentation size and hydrogen concentration on the explosion.

Recently in the TROI test series carried out at KAERI (Korean Atomic Energy Research Institute) in Korea, intermediate scale steam explosions were observed using various conditions of molten corium compositions. The geometry of the TROI set-up, operating conditions and corium compositions and its melt temperature were quite different from that of the FARO L-33 test. It may be noted that the earlier FARO tests with corium did not exhibit any steam explosion except the L-33 test. On the other hand, most of the tests carried out in the TROI facility showed steam explosions. Therefore in order to further understand the explosion phenomena, we simulated the TROI tests using the code. The dynamic pressure for the TROI 13 test was predicted and the pressure profile was compared with the actual tests. Next, we simulated the TROI operating conditions in the FARO L-33 test in order to understand the effects of operating conditions on the dynamic pressure. We retained the mass of melt, hydrogen concentration, drop size and water depth same as that in the L-33 test. But the melt temperature, test section pressure, water subcooling was the same as that in TROI. We found that the melt superheat, subcooling of the

water and working pressure play significant roles in causing an explosion. Another important difference between the above two tests was that the depth of water in TROI was much smaller than that in FARO. To study that, we varied the water depth in the FARO geometry for a given operating condition of TROI wherein explosion was observed.

## 5.1 Simulation of the FARO L-33 Test

Fig. 5.1 shows a schematic of the FARO facility. The main objective of the FARO research program was to assess melt-coolant interaction and quenching phenome-

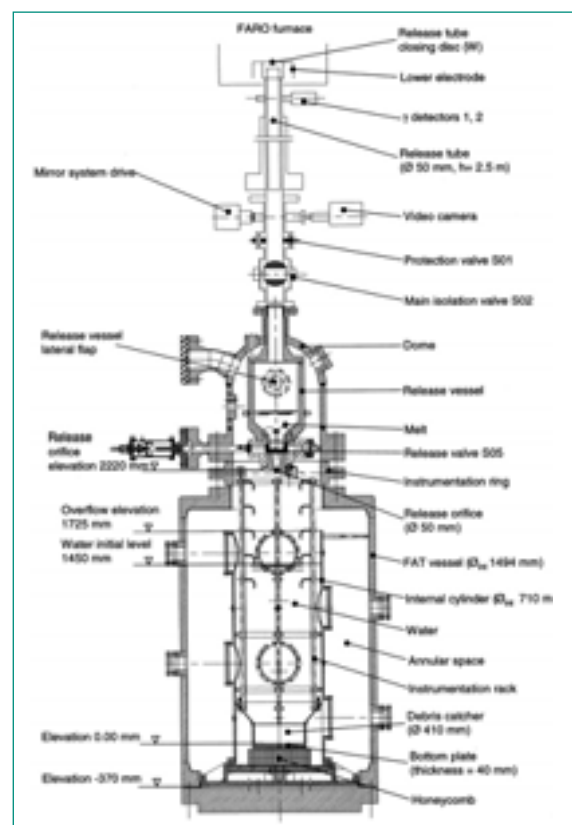


Fig. 5.1: Schematic of the FARO facility

Melt composition	80% UO <sub>2</sub> + 20% ZrO <sub>2</sub>
Melt mass (kg)	100
Release diameter (m)	0.05
Pressure (MPa)	0.41
Subcooling (K)	124
Water depth (m)	1.62
Melt temperature (K)	3098
Triggering time (s)	1.128

Table 5.1: The FARO L-33 test operating conditions

nology in water-cooled reactors severe accidents. The main components of the test facility includes the furnace, the intersection valve unit, the release vessel, the interaction test section and the venting system. The direct heating  $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2$  granulate compacted between the electrodes generates melt. Then the melt is discharged through an orifice in the center into the release vessel through the release tube. The release vessel is located inside the dome-shaped upper head of the FAT vessel. The FAT test section consists of a vessel of 1.5 m internal diameter and height of about 2 m.

In order to compare the test results with the tests of the previous TERMOS vessel, an internal cylinder of internal diameter of 0.71 m is inserted. Only this cylinder is filled with water and the outer annulus space is part of free volume. A debris catcher is mounted in the lower part of the internal vessel. The volume occupied by the water above the debris catcher is  $0.628 \text{ m}^3$  and the corresponding free surface is 1.62 m. A detailed description of the facility is given in the reference and Table 5.1 shows the operating conditions of the FARO L-33 Test.

One of the important parameters which could play a role in the steam explosion is the amount of hydrogen produced in the L-33 test. Subsequent to the tests, it was estimated that about 29.8 g of hydrogen could have been produced. However, this value depends on the mass of the fragmented melt mass which was unknown. Hence, in the simulation this value was varied in order to understand its effect on the steam explosion behaviour.

### 5.1.1 Simulation of premixing behaviour in the L-33 test

Fig. 5.2 shows the melt jet leading edge trajectory as predicted by the COMETA code and its comparison with the L-33 data. The jet reaches the bottom of the test section, i.e. in the catcher at around 1 s as seen both by experiment and predictions. The prediction shows it to be little earlier.

The thermal hydraulic phenomena during melt-water interaction at 1.1 s is shown in Fig. 5.3. As expected, water vaporizes in the volumes 16 to 35 wherein the melt flows. The void fraction is almost zero elsewhere in the water pool. The non-condensable void fraction is higher at the central volume wherein the melt-water interaction takes place. The non-condensable gases are carried to the surrounding regions by diffusion. The

pressure is almost constant throughout the water pool. This is slightly higher at the central location due to presence of larger non-condensable gas and steam.

### 5.1.2 Simulation of the explosion behaviour in the L-33 test

It is reported that two of the most important parameters which can influence the pressure spike during the melt water interactions, are the hydrogen production and the drop sizes during fragmentation of the melt. Both these parameters are too difficult to predict accurately. In fact, the sizes of the drop formed during fragmentation can vary from a lower limit to an upper limit. In the simulation, an average size of the drop was considered.

Fig. 5.4 shows the comparison of the pressure transient at different positions on the vessel wall after trigger was activated at the bottom of the pool (volume 16). In all these cases, two different hydrogen concentrations were considered, i.e. 0.78 gram of hydrogen per kg of melt and 0.36 gram per kg of fragmented melt. Similarly, two different drop sizes were considered, i.e. drop size of 0.2 mm and 0.4 mm. These values were chosen in order to understand their influence on the pressure spike. From these results it is clear that a small value of hydrogen concentration and drop size gives a larger value of pressure spike. However, the hydrogen concentration of 43% and drop size of 0.2 mm shows closer agreement to the measured value at the lower as well as at the upper parts of the vessel.

## 5.2 Simulation of TROI experiments

Fig. 5.5 shows the TROI test facility. The configuration is similar to that of FARO facility. However, the melt compositions, facility dimensions and operating conditions were different from the FARO facility. In most of the FARO tests, the  $\text{UO}_2/\text{ZrO}_2$  ratio was 70/30 unlike in FARO wherein it was 80/20. The operating pressure in TROI was near atmospheric which was much lower than the FARO (about 4 bar). The water subcooling was much lower in TROI than that in FARO. While the test section diameter in both facilities were of the same order, the depth of water pool in FARO was 1.62 m and that in TROI it was only 0.67 m. These variations could bring significant changes in the dynamic pressure behaviour in both facilities following the trigger. In this work, we have simulated the TROI 13 test explosion behaviour using the code COMETA for which the dynam-

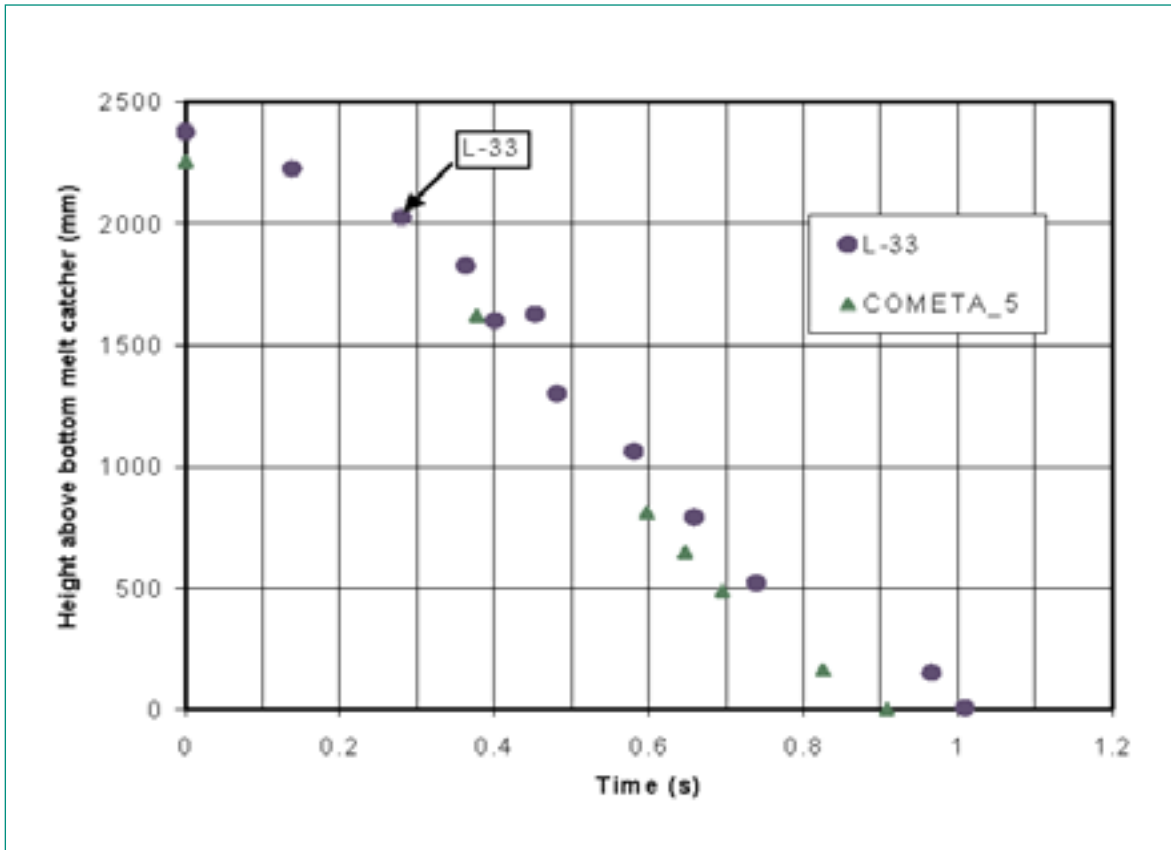


Fig. 5.2: Simulation of melt jet trajectory using the COMETA

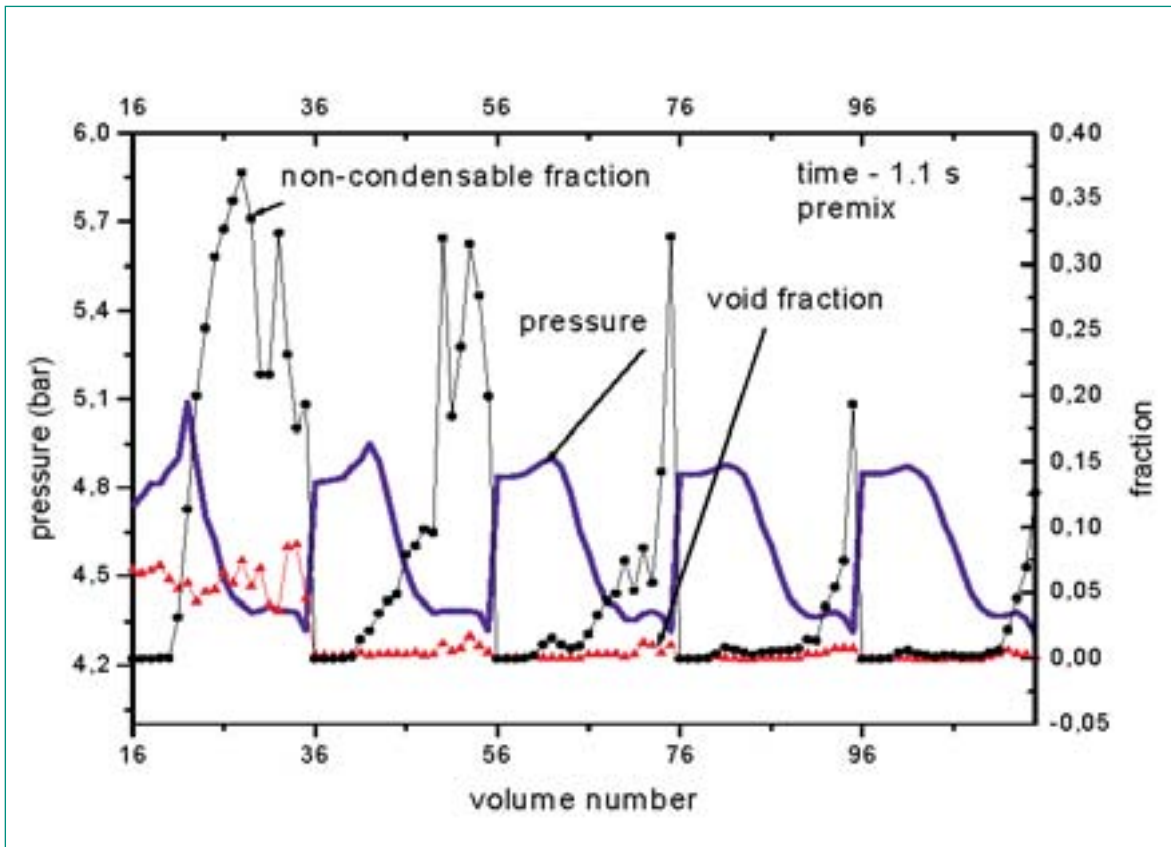


Fig. 5.3: Thermal hydraulic behavior during the premix phase at 1.1 s in FARO L-33 test

ic pressure profile is available. Table 5.2 shows the main operating conditions for the test. It may be noted that this test had the problem of correct measurement of the melt temperature and the premix time phase is not exactly known. The amount of hydrogen generated in TROI 13 test has been reported to be less than 1 gram, which is much smaller than that of the FARO L-33 test. In the code, we used 0.001 gm per kg of melt, which is almost negligible.

Before analyzing the dynamic pressure behaviour after trigger is actuated, it is essential to know the thermal hydraulic behaviour during the premix phase. The dynamic pressure behaviour during the premix period is shown in Fig. 5.6. It may be noted that at about 0.95 s, the pressure starts oscillating when the melt interacts with the water during its passage resulting void formation. This implies that the mixture was almost ready to explode had there been an external trigger at this time.

The peak pressure measured in TROI 13 was about 7 MPa. The duration of the highest peak was about 1 ms and it took 1.22 s for the occurrence of energetic steam explosion after the actuation of puncher. In the predictions, we have varied the drop diameter like the previous case. For smaller drop diameter, the predicted and measured peak pressure spike is closer, however with increase in drop diameter, the peak pressure on the wall reduces.

### 5.3 Influence of TROI operating conditions in FARO geometry

As said before, the TROI operating conditions were much different from FARO. The melt temperature was much higher than that in FARO and the operating pressure was atmospheric in TROI while the operating pressure was about 4 bars in FARO. The peak pressure spike

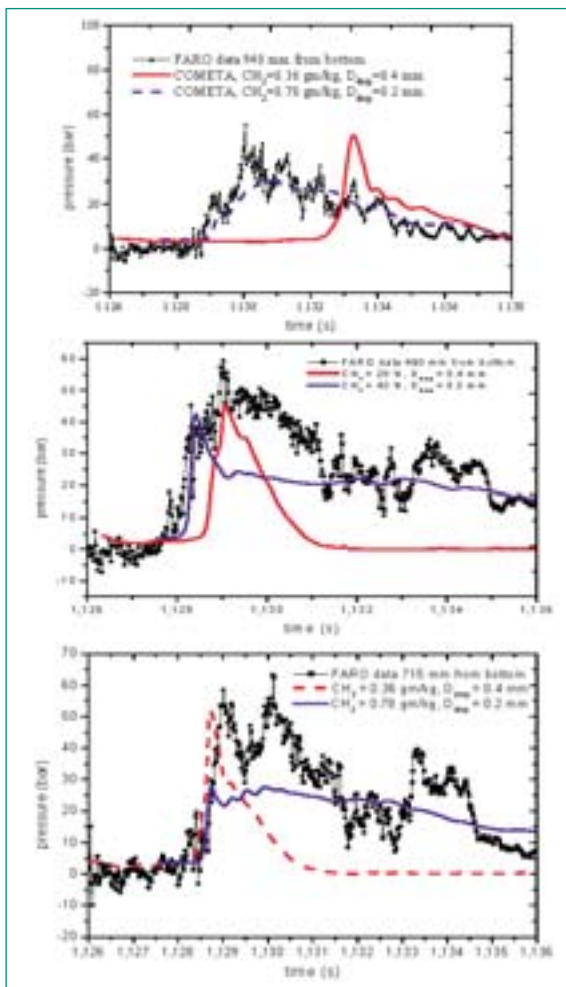


Fig. 5.4: Comparison of COMETA prediction with FARO data at 490, 715 and 940 mm from bottom of test section (from the top plot)

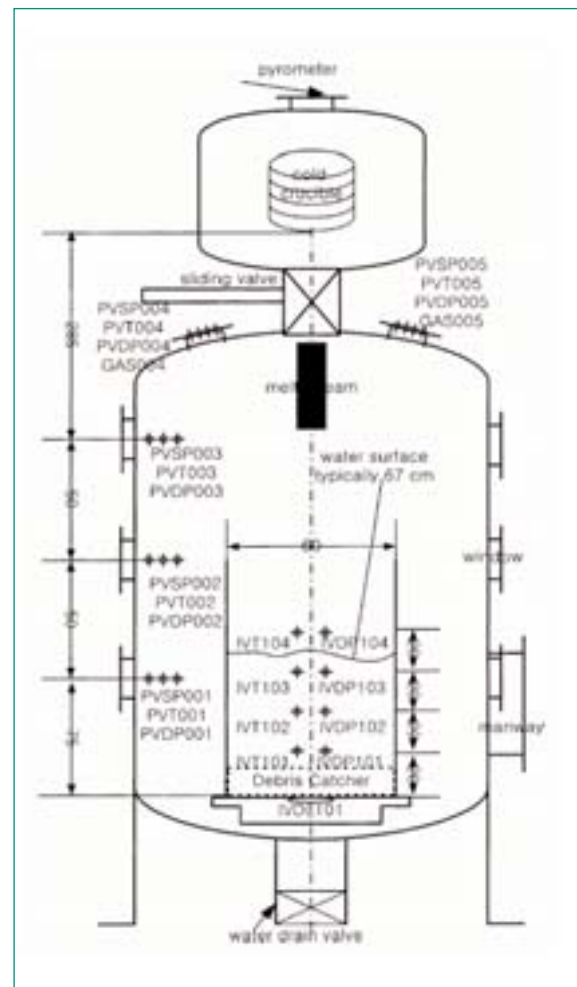


Fig. 5.5: Schematic of the TROI facility



Melt composition	70% UO <sub>2</sub> + 30% ZrO <sub>2</sub>
Melt mass (kg)	7.7
Release diameter (m)	0.056
Pressure (MPa)	0.1
Subcooling (K)	81
Water depth (m)	0.67
Melt temperature (K)	3500
Triggering time (s)	Exactly not known

Table 5.2: The TROI-13 test operating conditions

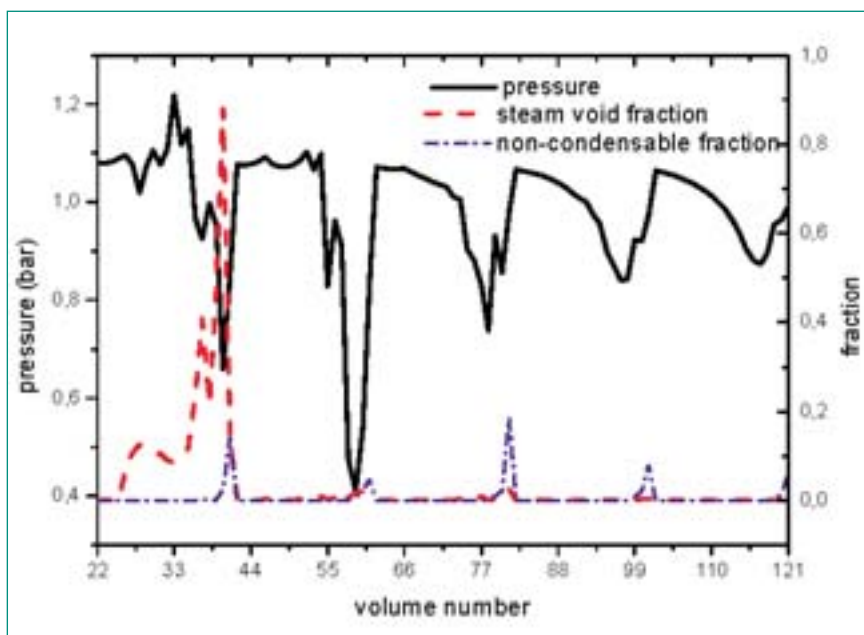


Fig. 5.6: Thermal hydraulic phenomena during premix phase in TROI-13 at 0.95 s

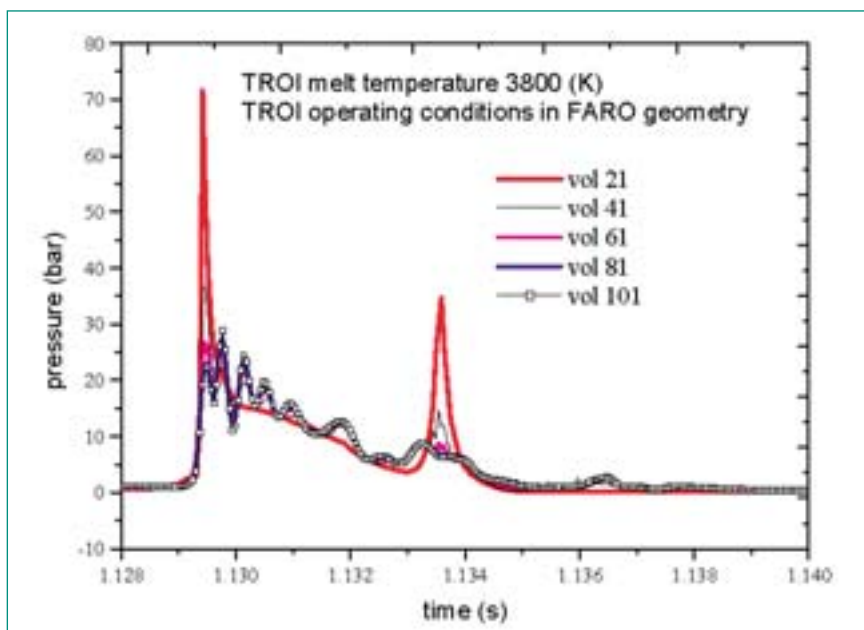


Fig. 5.7: Effect of TROI operating conditions in FARO geometry on the dynamic pressure profile

in TROI-13 was much higher than that observed in FARO L-33 test. In order to understand how the operating conditions influence the explosion behaviour, we have simulated the operating conditions of TROI in FARO geometry. In this work, we have varied the melt superheat and water depth and their effects on the explosion behaviour have been investigated.

Fig. 5.7 shows the dynamic pressure profile at the bottom of the FARO test section wall for the melt temperature of 3800 K keeping the hydrogen concentration of 43% (same as that in FARO). The melt temperature in TROI-12 was 3800 K and that in TROI-13 was more than 3500 K. So we kept the melt temperature in this case at 3800 K. The operating pressure was kept at 1 bar similar to that of TROI case. It is interesting to note that a second pressure spike is observed at about 1.133 s which is not observed for the corresponding case in FARO. The peak pressures were slightly lower than the corresponding case in FARO due to higher void formation under low pressure conditions. Reduction of melt temperature to 3000 K as that in TROI-14 does not show any pressure spike. This implies that a larger melt superheat causes a larger pressure spike. However, with the same conditions reduction of hydrogen concentration can cause a stronger pressure spike.

Another difference between the TROI and FARO operating conditions was the depth of water pool as said before. To understand the influence of water depth on dynamic pressure profile, we varied the water pool depth from 1.2 m to 2m in FARO. The results indicate that the pressure spike is maximum at about 1.6 m when the melt is able to reach the bottom of the pool and the fragmentation is complete to cause a spontaneous explosion.

## 5.4 Related Publications

1. Nayak, A. K., Park, H. S., Annunziato, A. and Sehgal, B. R., «Simulation of TRIO Steam Explosion Behaviour Using the COMETA Code,» submitted to 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.
2. Nayak, A. K., Park, H. S., Annunziato, A. and Sehgal, B. R., «Investigations on Steam Explosion Phenomena with FARO and TROI Experiments,» the 6th International Conference on Simulation Methods in Nuclear Engineering, Montreal, Quebec, Canada, October 13~15, 2004.

## National Cooperation

The APRI program

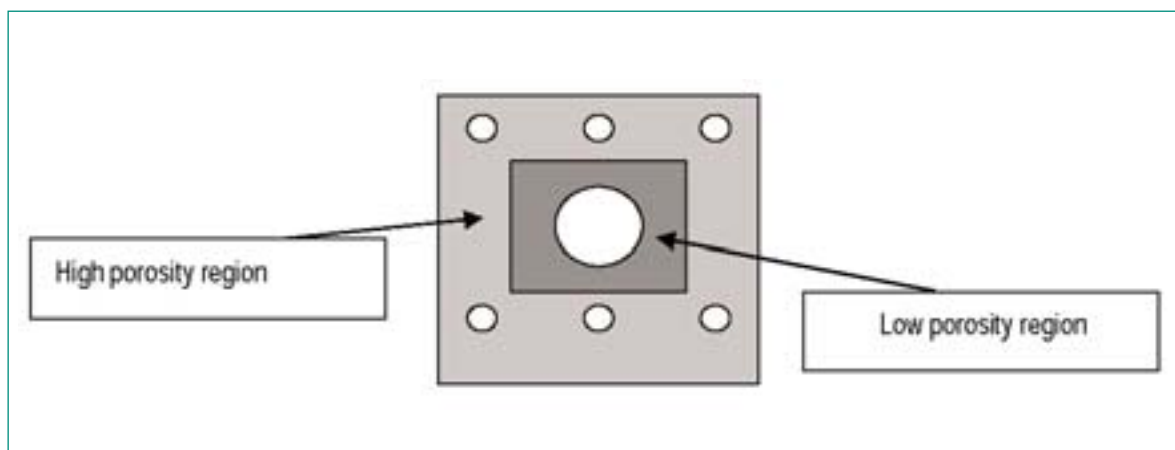
## International Cooperation

The ExcoolSe Project in the NKS-R program

The SARNET Project in the EU FP6 Program

## Assessment 2004 and Perspective for 2005

The assessment and perspectives of the year 2004 are summarized below.



*POMECA configuration*

## In-Vessel and Ex-Vessel Debris Bed Coolability (POMECO Program)

In the year 2004, we have investigated experimentally the quenching behaviour of a simulated radially stratified heat generating porous debris bed, which can be formed in an unlikely severe accident in a nuclear reactor. To simulate the non-condensable gases generated during an MCCI, which can affect the flooding and quenching behaviour, air and argon at different flow rates were injected at the bottom of the bed. The quenching behaviour under top and bottom flooding conditions were studied in order to find an effective means of quenching of the bed, and generation of data for model development and code validation. The following main observations resulted from this study:

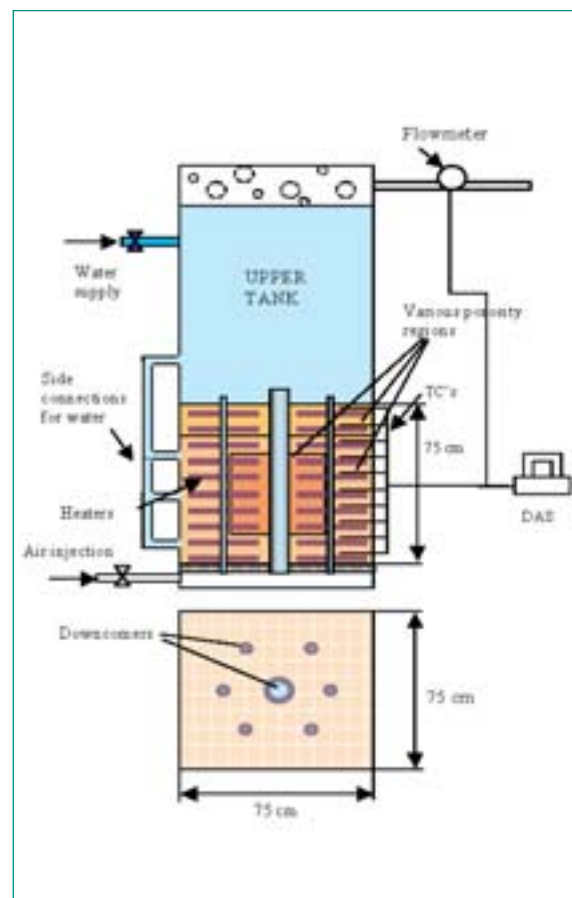
- The quenching rate with top flooding alone is very small and with non-condensable gases during MCCI, CCFL conditions may exist and it may not be possible to quench the bed.
- Water injection at the periphery of the bed reduces the quenching period. However, bottom flooding using downcomers in addition to top flooding reduces the quenching period significantly. The quenching period is found to be affected by the location and size of the downcomers which bring water from the top overlayer water to the bottom of the bed.
- Quenching rate in the low porosity layer is always found to be lower than that in the high porosity layer.
- Non-condensable gases systematically delay the quenching rate both in low and high porosity layers. However, this effect was found to be larger in the higher porosity layer than in the lower porosity layer.
- The quenching behaviour was almost similar with air and argon. However, the quenching period was found to be little longer with argon than with air for the same injection mass flow rate.

It is planned to create a new bed configuration on the existing POMECO facility. The boundaries of high and low porosity regions will change so that the cross section will have the following shape.

Number of experiments will be conducted with this bed configuration, both on quenching and dry-out studies. Building of a new facility called POMECO-GRAND is planned for the next year. The test section is a stainless

steel vessel with a cross section of 750 mm x 750 mm and 750 mm height. There is an upper tank connected to the test section of the same cross section but of 900 mm height. The upper tank will contain water, while the test section will contain a debris bed, which will be constructed with sands of different mean particle sizes. The test section will contain several pipes representing (i) BWR control rod guide tubes (CRGTs) and (ii) downcomers of different cross-sections. The CRGT pipes will be annular and each will have 4 holes at the top having the same flow area as for a prototypic CRGT. The holes will be designed to be either open or closed. The CRGT pipe will be connected to a pipe, which could be lead out at the top of the facility in order to measure the steam generated inside the CRGT. The CRGT pipes will have water entry at the bottom with a valve and a flow meter. The downcomer pipes will also be designed to be either open or closed at the top.

The main part of the test section will contain a series of thin heaters, which will disperse heat in the sand debris bed. The heaters will be spread evenly in the test section to achieve uniform temperatures in the debris bed.



POMECO GRAND configuration

The temperature limit for the bed will be consistent with the temperature limitation on the heaters. It is expected that the bed temperatures will be close to 500° C, with the heaters employed earlier for the POMECO facility.

The water entry into the bed will be from the top face, but connections from the upper tank water will also be made to the bed on the sides. At least 3 connections will be provided to each side of the test section. Each of these connections will be provided with a valve and a flow meter to control the magnitude of the side flows into the test section. This flexibility will allow measurement of the three dimensional effects in debris coolability. The bottom of the test section will contain a porous plate whose function is to allow water entry from bottom but to be a barrier for the sand particles. The porous plate is constructed with a series of small mesh screens through which water can flow. A chamber is built under the sand-bed test section in which the water transported by the downcomers from the upper pool is collected. There is also provision for injecting air at the bottom of the bed, representing the gas generated by the molten corium concrete interaction (MCCI).

### **In-Vessel and Ex-Vessel Melt Coolability (COMECO Program)**

We have recently attempted many times to perform the test with MnO+TiO<sub>2</sub> melt but we failed due to the high temperature of the melting point of the mixture and it is difficult to achieve with the existing furnace.

The following experiments are planned:

- Quenching behaviour of CaO+B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> melt with top flooding and bottom flooding using a center downcomer.
- Quenching behaviour of CaO+WO<sub>3</sub> melt with top flooding and bottom flooding using a center downcomer.
- Quenching behaviour of CaO+B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> melt with top flooding without heat addition.
- Water ingress test in MnO+TiO<sub>2</sub> melt, which has ceramic structure, so has property closer to the prototypic material during early stage of accident progression.

- Water ingress test in CaO+WO<sub>3</sub> melt, which has also ceramic structure, but has viscosity more than MnO+TiO<sub>2</sub> mixture and less than CaO+B<sub>2</sub>O<sub>3</sub> mixture.

### **Melt Pool Convection (SIMECO Program)**

Experimental investigations were conducted in two and three-layer stratified pool in a scaled vessel of a prototype PWR, which can happen during a low probability severe accident. The results are useful for understanding the convection heat transfer characteristics inside the stratified pool and determination of the thermal load in the reactor vessel. The following are the main conclusions obtained from this study.

- The interfacial resistance between the stratified heated layers can reduce the upward convective heat transfer significantly. However, this resistance was found to be larger in case of a two-layer pool as compared to that in case of a three-layer pool.
  - The heat flux distribution in the vessel wall is found to be similar in case of two-layer and three-layer pools. However, the location of peak heat flux shifts upward in case of a three-layer pool.
  - Presence of chlorobenzene in the lower layer of the three-layer pool is found to augment the heat transfer in the lower part of vessel and hence reduces the thermal load on the lower part of the vessel.
  - In all the cases, the interfacial resistance between the stratified heated layers was found to reduce the upward convective heat transfer rate. However, this resistance was found to be the strongest when the top layer remained unheated and only middle and partly lower layer were generating heat.
  - The upward to downward heat flux ratio is found to be around 0.3 and has a small variation with Rayleigh number or difference in heating conditions in the pool and did not change substantially from that for the two-layer pool.
- There are number of experiments to be conducted on the SIMECO facility during 2005.
- Three-layer experiments with top metallic layer (cerrobend) suspended in the pool. Results of these tests shall be compared with two-layer tests with top metallic layer, which were performed in past.

- Different isothermal and adiabatic conditions shall be applied for three layer experiments. The top heat exchanger will be replaced with insulation materials, to investigate the behaviour of the pool without top cooling.
- The existing coil heater will be replaced with two independent heaters in, each of them will serve for heating separate layers. This will allow to apply different heat generating rates to each layer, thus will bring to more accurate simulation of the postulated severe accident.

### Steam Explosion Loads (MISTEE Program)

It is clear that the existing experiments, so far, indicate that the conversion ratio (or energetic yield) in a triggered  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  explosion is significantly less than that in a triggered  $\text{Al}_2\text{O}_3$  or stainless steel melt explosion. There are some limiting mechanisms which reduce the yield for non-eutectic oxidic mixtures. In this context we still have to establish if the  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-Zr}$  mixture will behave differently from the  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  mixture.

Since it is infeasible to perform large-scale steam explosion experiments with  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  or  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-Zr}$  and it is very difficult to establish a scaling relationship, we believe that a more fundamental investigation will bear fruit in terms of identifying the limiting mechanisms. We accomplished this for the jet break-up phenomenon and now we have constructed the micro interaction steam explosion experiments (MISTEE) facility, wherein, currently, we are observing the differences between the character of the explosion phase of a steam explosion, for a single droplet, of different material (metal, single oxide, binary oxide mixture, binary oxide and metal mixture, etc.) melts. We obtain conversion ratio by employing a very fast pressure transducer. As experimental parameters, we vary the subcooling of water, trigger strength and the melt droplet superheat.

The collected data are synthesized to identify the possible limiting mechanisms (key thermo-physical properties) in the oxidic melts. This will suggest the reason why the metallic and some oxidic melts have higher triggerability and explosivity in comparison with others, which have much lower triggerability and explosivity. The assessment analysis based on a statistical design model will be performed to identify the key parameters including thermo-physical properties, which affect the triggerability and explosivity of vapor explosion. In ad-

dition, our analytical model for the triggerability and explosivity will be developed by considering the data collected in this project and the improved model will be used for the scaling analysis needed to evaluate the explosivity of prototypic melt in prototypic accident conditions. The mechanisms that limit the triggerability and explosivity of  $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$  will be identified.

In this year, the followings are the summary of the activities in the MISTEE facility;

- Completions of the metallic melt tests with molten tin droplet.
- Evaluation of quantification methodology of X-ray radiography.
- Development of simultaneous synchronized X-ray radiography and photography system.
- Development of oxidic melt generation and delivery system

In the year 2005, the following effort will be performed to achieve the main objectives;

- Steam explosion tests with single and binary oxidic melt drops.
- Development of the simultaneous high-speed photography and radiography with X-ray (SHARX) system.
- Characteristics of fragmented melt debris.
- Energetics of steam explosions in terms of various types of melts.

### Steam Explosion Loads (COMETA Analysis)

The COMETA code was originally developed for simulation of FARO melt-water interaction experiments. Almost all previous FARO experiments except that of the L-33 test did not show any explosion and the FARO code had simulated the quenching behaviour quite successfully. In this work, we have further tested the capability of the COMETA code for the explosion behaviour observed in L-33 test. Then we verified the code with the steam explosion behaviour observed in the TROI 13 test. Even though the TROI geometry was similar, but the dimensions and operating conditions were quite different from FARO L-33 test. The TROI 13 test had yielded a larger pressure spike as compared to that in the FARO L-33 test. To understand the influence of operating conditions on the pressure spike, we simulated the TROI operating

conditions in FARO geometry. The main parameters that were varied are the melt super heat and water depth. The main conclusions obtained from this study are

- The code is able to simulate the melt-water interaction with certain values of non-condensable gas concentration and drop size.
- The dynamic pressure spike is stronger with smaller hydrogen concentration and fragmented drop size. Similar behaviour was also observed with larger melt superheat.
- There is an optimum water depth at which the pressure is maximum during melt water interactions.

## Reference (Publication List Since 2004)

### Published or in process of Publication

1. Sehgal, B. R. and Park, H. S., «Final Report on PRE-DELI-MELT. Pre-Project (PRE) on Development and Validation (DELI) of Melt Behaviour (MELT) in Severe Accidents,» **NKS-99**, ISBN 87-7893-158-4, (2004).
2. 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.
3. Sehgal, B. R., «Stabilization and Termination of Severe Accidents in LWR,» **Nucl. Eng. and Des.**, 2005.
4. Sehgal, B. R., Giri, A., Chikkanagoudar, U., Karbojian, A., «Experiments on In-Vessel Melt Coolability in the EC-FOREVER Program,» **Nucl. Eng. and Des.**, 2005.
5. 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),» **Nucl. Eng. and Des.**, 2004.
6. Sehgal B. R., Stepanyan A., Nayak A. K., Chikkanagoudar, U., «Natural Convection Heat Transfer in a Stratified Pool with Volumetric Heat Generation,» Proc. of the 6th Inter. Top. Meeting on Operating Nuclear Reactor Thermal Hydraulics; Nara, Japan, Oct. 4 – 8, 2004
7. Jasiulevicius, A., Konovalikhin, M. J., Sehgal, B.R., «Investigations on Enhancement of Corium Coolability with CRGTs in the Lower Head of a BWR,» **Nucl. Eng. and Des.**, 2005.
8. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal B. R., «Quenching behaviour of a volumetrically heated particulate bed with non-condensable gases addition from bottom», the 4nd European two-phase flow group meeting, Genova, Italy, June 2004.
9. Park, H. S., Hansson, R. C., and Sehgal, B. R., «Fine Fragmentation of Molten Droplet in Highly Sub-cooled Water Due to Vapor Explosion Observed by X-ray Radiography,» On-line print in **J. of Exp. Therm. and Fluid Sci.**, (2004).
10. Giri, A., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Analysis of Bubble Dynamics in Explosive Boiling of Droplet with Fine Fragmentation,» On-line print in **J. of Exp. Therm. and Fluid Sci.**, (2004).
11. Hansson, R. C., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Evaluation of Quantitative Measurement by High-speed X-ray Radiography for Fragmented Particle Fraction,» Proc. of the 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety, NUTHOS6-000317, October 4 – 8, 2004, Nara-Ken, New Public Hall, Nara, Japan.
12. Nayak, A. K., Park, H. S., Annunziato, A. and Sehgal, B. R., «Investigations on Steam Explosion Phenomena with FARO and TROI Experiments,» Proc. of the 6th International Conference on Simulation Methods in Nuclear Engineering, Montreal, Quebec, Canada, October 13 – 15, 2004.
13. Park, H. S., Shiferaw, D., Sehgal, B. R., Kim, D. K., and Mamoun, M. «Film Boiling Heat Transfer on a High Temperature Sphere in Nanofluid,» 2004 ASME Heat Transfer/Fluids Engineering Summer Conference, HT-FED2004-56471, Westin Charlotte & Convention Center Charlotte, North Carolina, USA, July 11 – 15, 2004.
14. Stepanyan, A., Nayak A. K., and Sehgal B. R., «Experimental Investigations of Natural Convection in a Three Layer Stratified Pool with Internal Heat Generation», Proc. of the International Topical Meeting on Operating Nuclear Facility Safety; Washington, USA, Nov. 14 – 18, 2004

## Abstract submission

15. Park, H. S., Hansson R. C., and Sehgal, B. R., «Simultaneous Visualization of Single Drop Steam Explosion using High-Speed X-ray Radiography and Photography,» submitted to the 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-05), Paper No. 5093, Seoul, Korea; May, 2005.
16. Hansson R. C., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Single Drop Steam Explosions of Binary Oxides in Subcooled Water,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 463, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
17. Maxym, R., Park, H. S., and Sehgal, B. R., «Two-Dimensional Liquid Fraction Measurement in Horizontal Wavy Liquid-Gas Geometry Using X-ray Radiography,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 467, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
18. Ma, W., Aram K., and Sehgal, B. R., «Experiments on Natural Circulation of Lead-Bismuth in the TALL Test Facility,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 277, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
19. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «Investigations on the dryout behaviour of a radially stratified porous bed», submitted to 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.
20. Nayak, A. K., Park, H. S., Annunziato, A. and Sehgal, B. R., «Simulation of TRIO Steam Explosion Behaviour Using the COMETA Code,» submitted to 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.
21. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «An experimental simulation study of debris quenching in a radially stratified porous bed», submitted to 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.
22. Nayak, A. K., Stepanyan, A., and Sehgal, B.R., «Quenching behaviour of a radially-stratified particulate bed with non-condensable gases addition from bottom», submitted to the 2005 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP-05), Seoul, Korea, 2005.
23. Park, H. S., Hansson, R. C., and Sehgal, B. R., «Triggered Single Drop Steam Explosions observed by the Simultaneous High-Speed X-ray Radiography and Photography,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 462, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, Oct. 2 – 6, 2005.
24. Park, H. S., Shiferaw, D., and Sehgal, B. R., «Subcooled Film Boiling Heat Transfer on High-Temperature Sphere in Very Diluted Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Nanofluids,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 465, Popes Palace Conference Center, Avignon, France, October 2 – 6, 2005.
25. Sehgal, B. R., Nayak, A. K., and Srinivas Rao, R., «Study on Water Ingression Phenomena in Melt Pool Coolability», submitted to 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.
26. 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,» submitted to the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactors Thermal-Hydraulics (NURETH-11), Log Number: 312, Avignon, France, October 2 – 6, 2005

# Dosimetrie

Autor und Koautoren	Ch. Schuler, M. Boschung, G. Butterweck, Th. Schange und C. Wernli
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056/310 28 78; christoph.schuler@psi.ch; <a href="http://www.psi.ch">http://www.psi.ch</a>
Dauer des Projekts	1. Jan. 2004 bis 31. Dez. 2006

## ZUSAMMENFASSUNG

Das Forschungsprojekt «Zusammenarbeit in der Dosimetrie» hatte 2004 die folgenden Schwerpunkte:

In der Neutronendosimetrie werden durch die Teilnahme am EU-Projekt EVIDOS weiterhin wertvolle Erkenntnisse für dieses komplexe Teilgebiet der Dosimetrie gewonnen. Die Sicherstellung des Informationsstandes zu «state of the art» in der Neutronendosimetrie kann damit gewährleistet werden.

Hinsichtlich der Einrichtung eines Kompetenzzentrums an der Sektion Messwesen des PSI für die Überprüfung von Raum- und Abluftanlagen – Ziel

ist die Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen – konnte mit der Entwicklung einer reproduzierbaren Adsorptionsmethodik für das Tracergas SF<sub>6</sub> ein wesentlicher Meilenstein gesetzt werden.

Erfahrungen mit der Umsetzung der HSK-Richtlinie R-13 wurden wiederum bezüglich Freimessmethodik gemacht. Fortschritte in der Kalibriertechnik und vertiefte Erkenntnisse der Funktionsweise der eingesetzten Freimessanlage erhöhen die Qualität weiterer Freimesskampagnen im Zusammenhang mit Rückbauten des PSI und stärken das Vertrauen in die maschinelle Freimessstechnik.



## Projektziele

### Grundsätzliches Ziel des Projekts

Gemäss Vereinbarung vom 1. Jan. 2004 ist das grundsätzliche Ziel dieses Forschungsprojektes, mit geeigne-

ten 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 2004 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 separater Aufträge an die Sektion) und Überprüfung von Fassmessanlagen in KKW, ZWILAG und PSI ( $\gamma$ -Spektroskopie, $\gamma$ -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.

## 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
02/2		X
03/1		X ([2,3])

**01/3** Laufende Berichterstattung über die internationale Normentätigkeit im Strahlenschutz, insbesondere bei IEC und ISO

Im Berichtsjahr wurde mit der Revision der ISO 7503 Teil 1 – 3 (Evaluation of surface contamination) begonnen. Nachdem die Zustimmung der Mitgliedsländer vorlag, hat das ISO/TC 85 im März 2004 diese Revisionsarbeit der Arbeitsgruppe SC2/WG17 zugewiesen. C. Wernli wurde zum Projektleiter ernannt, und am 26. und 27. Juli fand die erste Arbeitsgruppensitzung statt. Es wurde beschlossen, neu die Teile 1 – 3 der Norm zusammenzufassen. Die Stellungnahmen von Frankreich und

Grossbritannien zum ersten Entwurf wurden entgegen- genommen und eingebaut. Für die zweite Sitzung vom 29. und 30. November 2004 liegt eine überarbeitete Fassung des Normentwurfes vor.

Die Berichterstattung wird im Jahr 2005 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 7 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 CR39-Dosimetern und den DIS-Neutronen-Dosimetern.

Das Schwergewicht der Projektarbeit liegt jetzt in der Bestimmung von Referenzwerten, wobei hauptsächlich die Partner gefordert sind, welche mit aktiven Systemen die Neutronenspektren aufgenommen haben. Provisorische Daten wurden in der Tagung in Yale (14<sup>th</sup> International Conference on Solid State Dosimetry, 27.6. – 2.7.04) vorgestellt. Solange keine definitiven Referenzwerte vorliegen, können auch für die vom PSI eingesetzten Systeme keine abschliessenden Aussagen gemacht werden. Erste Ergebnisse aus den früheren Messkampagnen für das vom PSI eingesetzte DISN-System sind in einer Publikation aufgeführt [1]. Im November findet die nächste Messkampagne in einem Kernkraftwerk in Ringhals (Schweden) statt. Der Abschluss des Projektes ist für 2005 geplant. Die Präsentation der Projektergebnisse erfolgt an der IM 2005 (European workshop on individual monitoring of ionising radiation) vom 11. bis 15. April 2005 in Wien.

Die Messungen zum Langzeitverhalten der CR-39-Detektoren für die Konfiguration des am PSI eingesetzten Neutronen-Dosimeters konnten abgeschlossen werden. Dabei zeigt sich, dass die Effekte Fading (Verlust von Spuren) und Aging (Änderung der Empfindlichkeit) über ein Jahr nicht vernachlässigbar sind. Es kann ein Korrekturfaktor bestimmt werden, um die Effekte zu berücksichtigen. Gegenwärtig werden die Langzeitversuche mit CR-39-Detektoren für die Konfiguration des am CERN eingesetzten Neutronen-Dosimeters wiederholt. Die Ergebnisse werden in einer TM zusammengestellt.

Die Berichterstattung über das bis 2005 angelegte Forschungsprojekt EVIDOS wird im Rahmen dieses Teilprojekts im Folgejahr weitergeführt.

**02/1** Kalibrierung (gemäss separater Aufträge an die Sektion) und Überprüfung von Fassmessanlagen in KKW, ZWILAG und PSI ( $\gamma$ -Spektroskopie,  $\gamma$ -DL)

Die Fassmessanlage der ZWILAG wurde in der ersten Jahreshälfte des Berichtsjahres vom Hersteller repariert und mit einem neuen Reinstgermanium-Detektor ausgerüstet. Diese zeitraubende Massnahme wurde nach Beobachtung einer abnormen, doppelten Peakform notwendig. Wie auch schon im Jahr vorher traten mit dem neuen Detektor die als behoben geglaubten Störeffekte wie Mikrophonie und Störsignaleinstreuung wieder auf sowie die damit verbundenen erheblichen Totzeiten. Eine Kalibrierung der Anlage war damit zunächst unmöglich. Die ZWILAG verhandelte daraufhin mit dem Lieferanten und dem Hersteller der Anlage: Es sollte eine eingehende Untersuchung der Ursachen sowie ihre möglichst weitgehende Beseitigung stattfinden. Erst gegen Ende des Jahres, nach teilweiser Behebung der Störungen durch umfangreiche Abschirmungs- und Erdungsmassnahmen durch den Lieferanten, konnten erste Messungen durchgeführt werden, die eine Kalibrierung nun als möglich erscheinen lassen.

Auf Grund der Verzögerungen bei der Fassmessanlage wurde die Kalibrierung der Kokillenmessanlage für hochaktive Abfälle aus der Verbrennungsanlage des ZWILAG begonnen. Auch bei dieser Messeinrichtung gab es anfangs erhebliche Schwierigkeiten zu überwinden: Bei der Bewegung der Kokille während der Messungen wurden hohe Detektortotzeiten beobachtet, die Peakform war unsymmetrisch und mit einem «Tailing» behaftet, ein ungünstiger Detektorstandort (auf Grund eines unterschiedlich hohen Fussbodenniveaus) machte ein Tiefersetzen des Detektors notwendig, und nicht zuletzt mussten Fehler in der Kommunikation verschiedener Programmteile beseitigt werden.

Teilweise konnten diese Probleme durch die Sektion Messwesen behoben werden, wie z. B. durch eine optimierte Einstellung der Basislinienrestauration, des «Pole-Zeros» und einer Anpassung der Detektorparameter an die gegebenen Verhältnisse. Hauptsächlich waren jedoch Nachbesserungen seitens des Herstellers zur Beseitigung der Probleme notwendig. Diese erfolgten jedoch sequentiell, da viele Probleme in der Kommunikation zwischen den verschiedenen Programmteilen nur schrittweise bei den einzelnen Kalibrierversuchen durch die Sektion Messwesen aufgedeckt werden konnten. Nach jedem Eingreifen des Herstellers und den damit verbundenen Fortschritten im Programmablauf wiederholte sich diese Prozedur durch neu auftretende, bisher unbekannte Probleme im Ablauf. Die Kalibrierversuche hatten deshalb mehr den Charakter einer stufenweisen Inbetriebnahme.

Im Anschluss an die Arbeiten zur Behebung dieser Probleme konnte eine versuchsweise Kalibrierung der Killenmessanlage vorgenommen werden. Dabei stellte sich heraus, dass eine einstellbare, längere Messzeit bei der Kalibrierung wünschenswert ist, damit ohne Spektraddition die erforderliche Messgenauigkeit erreicht werden kann. Eigene Versuche, die Abtastgeschwindigkeit der Detektoren und die damit verbundene Messzeit regelbar zu gestalten, erwiesen sich als erfolglos. Nach dem Einbau neuer Computerhardware durch den Hersteller wurden die ersten Kalibrierungen überprüft. Die automatisch ausgewerteten Messungen zeigten eine grosse Streuung des ermittelten Aktivitätsinventares der Kalibrierkokille. Erneut wurde damit deutlich, dass die Messzeit einstellbar sein sollte und momentan für das betrachtete Aktivitätsinventar zu kurz ist. Deshalb wurde seitens der ZWILAG angestrebt, die Messzeit einstellbar zu machen und die dazu notwendigen Arbeiten in Auftrag gegeben. Sie konnten Anfang November des Berichtsjahres abgeschlossen und durch die Sektion Messwesen überprüft werden. Damit ist nun auch diese Anlage in einen kalibrierfähigen Zustand gebracht worden. Der Kalibrierbericht ist in Vorbereitung.

Das Teilprojekt wird 2005 weitergeführt.

## **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 Probenahmeleitungen. Um Leitungssysteme einzuschliessen, bei denen eine direkte Messung der Aerosolkonzentration am Beginn der Probenahmeleitung nicht möglich ist, wird eine Doppelmessung 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.

Im vorangehenden Berichtzeitraum musste die in der Literatur beschriebene Adsorption an Zeolith wegen zu geringer Adsorptionseffizienz verworfen und auf das Adsorptionsmedium Aktivkohle zurückgegriffen werden. Hier zeigten Experimente, dass eine thermische Desorption bei 180° C unter Normaldruck eine ungenü-

gende Effizienz aufwies. Eine Temperaturerhöhung wurde nicht in Betracht gezogen, weil sich Schwefelhexafluorid in feuchter Luft oberhalb von 220° C zersetzen würde. Die notwendige Effizienzsteigerung konnte mittels eines gleichzeitig zur Temperatur angelegten Unterdrucks (15 mbar abs.) erreicht werden.

Parallel wurde eine unzureichende Reproduzierbarkeit der desorbierten  $SF_6$ -Menge beobachtet. Als Ursache konnte ein «Memory-Effekt» der Aktivkohle identifiziert werden. Ein Anteil (ca. 70%) der adsorbierten  $SF_6$ -Menge kann binnen weniger Stunden mit einem Spülvolumen von 30 Litern aus den Adsorptionskartuschen desorbiert werden. Die restliche adsorbierte Menge kann nur durch ein Fortführen der Unterdruckdesorption über mehrere Tage von der Aktivkohle gelöst werden. Es zeigte sich, dass das Verhältnis zwischen der desorbierten  $SF_6$ -Menge in den ersten 30 Litern Spülmedium (synthetische Luft) zu der Menge in den darauf folgenden 30 Litern zur quantitativen Bestimmung dieses Effekts herangezogen werden kann.

Damit ist die grundlegende Methodenentwicklung abgeschlossen und das Komplettsystem kann ersten Labortests in der PSI-Prüfkammer unterzogen werden.

Das Teilprojekt wird 2005 weitergeführt.

## **03/1** Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau Diorit und Saphir (methodisches Vorgehen: Kalibrierung des FMS, Messmethodik und Qualitätssicherung)

Die Umsetzung der Forderungen der HSK-R-13 für die maschinelle Freimessung setzt ein einwandfrei kalibriertes und funktionierendes Freimesssystem voraus. Im Berichtsjahr 2004 wurden wesentliche Erkenntnisse zu Funktionsweise und Kalibriertechnik der Freimessanlage RTM644Inc gewonnen.

Im Zuge der Kalibrierarbeiten für das Messgut SAPHIR-Füllkies wurde festgestellt, dass in der Anlagensoftware ein fehlerhafter Abzug der (natürlichen) Eigenaktivität des Messguts implementiert ist. Dieser Abzug muss so genau wie möglich geschehen, damit nicht die Eigenaktivität des Messguts fälschlicherweise zu Grenzwertüberschreitungen hinsichtlich Flächenaktivität und spezifischer Aktivität führt. Es wurde deshalb der gesamte Rechengang der Software mittels «Hand»nachrechnungen überprüft und anschliessend eine Vorgehensweise entwickelt, welche es erlaubt, den Eigenaktivitätsabzug korrekt einzustellen. Diese Eigenaktivitätsabzugsmetho-

dik wurde mehrfach mit aktivitätsfreiem Messgut Füllkies überprüft und für in Ordnung befunden.

Für das Messgut Füllkies SAPHIR wurde anfänglich eine Kalibrierung mit dem so genannten Plattenphantom durchgeführt. Bei der Überprüfung der Kalibrierung zeigte sich aber, dass diese Kalibrierung zu unempfindlich war und deshalb zu Messwertunterschätzungen im Routinebetrieb führen würde. Es wurde erkannt, dass nicht nur die Masse des Messguts dessen Absorptionseigenschaften bestimmt, sondern im Falle dieser Messgutart «Schüttgut» auch die Füllichte des Messguts. Diese konnte mit den Stahlplatten des Kalibrierphantoms nicht richtig nachgestellt werden. Abhilfe brachte eine Anpassung der Plattenphantomkalibrierung mittels der Resultate einer Kalibrierung mit dem Messgut Füllkies [2]. Für diese Kalibriertechnik ist wiederum ein korrekter Abzug der Eigenaktivität des Messguts eine unabdingbare Voraussetzung.

Die für den SAPHIR-Füllkies neu entwickelte Kalibriertechnik mit einem «Messgut-Phantom» konnte anschliessend auch für die Kalibrierung des FMS für das Messgut Colemanitbeton DIORIT erfolgreich eingesetzt werden [3].

Das Teilprojekt wird 2005 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]) verläuft ausgezeichnet.

## Bewertung 2004 und Ausblick 2005

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, 01/4, 02/1, 02/2** und **03/1** werden 2005 in Rahmen des Projekts weitergeführt werden.

## Referenzen

- [1] A. Fiechtner, M. Boschung, C. Wernli: **Present Status of the Personal Neutron Dosemeter Based on Direct Ion Storage**. Radiation Protection Dosimetry Vol. 110 Nos. 1 – 4, pp 213 – 217, 2004
- [2] Ch. Schuler, Th. Schange, G. Butterweck: **Kalibrierung der Freimessanlage RTM644Inc für das Freimessen von SAPHIR-Füllkies**, TM-96-04-02, 2004
- [3] Th. Schange, Ch. Schuler, G. Butterweck: **Kalibrierung der Freimessanlage RTM644Inc für das Freimessen von DIORIT-Colemanitbeton**, TM-96-04-07, 2004



# Radioanalytik

Autor und Koautoren	J. Eikenberg, I. Mailand
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen
Telefon, E-Mail	056-310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	01.01.2002 bis 31.12.2004

## 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, Absorptionsverlusten und Koinzidenzeffekten,
- Einarbeitung von Frau Dr. I. Mailand in die Separationsmethoden und Messtechniken zur Bestimmung von  $\alpha$ -Strahlern bei der Immissionsüberwachung sowie in Proben aus Kernkraftwerken,
- Entwicklung einer Analysenmethode für die Trennung zwischen Cr, Fe, Ni und Co in Stahlkomponenten,
- Untersuchung wasserchemischer Inhaltsstoffe in Bezug auf Korrosions-Produkte und -Prozesse in Kernreaktoren.

Neben den oben aufgelisteten Projekten nahm die Radioanalytik zudem an mehreren nationalen und internationalen Vergleichsmessungen insbesondere im Rahmen der Inkorporationsüberwachung teil. Hier gab es Vergleichsmessungen für U und Th in Urin (BSF-Berlin), Tritium in Urin (Suva-Luzern), U, Pu und Am in Stuhlaschen (PROCORAD-CEA-Paris) sowie Tritium,  $^{90}\text{Sr}$  und  $\gamma$ -Strahler in Urin (PROCORAD-CEA-Paris). Des Weiteren wurde von der Sektion Messwesen des PSI ein Ringversuch für die Bestimmung von  $^{131}\text{I}$  und  $^{125}\text{I}$  in einem Schilddrüsenphantom initiiert, bei dem alle Teilnehmer (d. h. anerkannte Dosimetrie-Mess-Stellen) erfolgreich abschnitten. Bei weiteren Ringversuchen wurden  $\gamma$ -Strahler in Bodenproben (Veranstalter: IRA Lausanne) und in Reaktorwasserproben (BFS-Berlin) gemessen. Bei den reinen  $\beta$ -Strahlern gab es wie im Vorjahr  $^{14}\text{C}$ -Quervergleiche zwischen der Universität Bern (Physikalisches Institut) und dem PSI an Baumblättern von verschiedenen Standorten. Bei fast allen Vergleichsmessungen lässt sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Sollwerten feststellen.

## Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2003 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

**Thema 02/3 (Kalibrierung eines Ge-Detektors für weiche Photonenstrahlung und Implementierung einer Software zur Berechnung von Probengeometrien, Absorptionsverlusten und Koinzidenzeffekten):**

**Thema 04/1 (Einarbeitung von Frau Dr. I. Mailand in die Separationsmethoden und Messtechniken zur Bestimmung von  $\alpha$ -Strahlern bei der Immissionsüberwachung sowie in Proben aus Kernkraftwerken):**

**Thema 04/2 (Entwicklung einer Analysemethoden für die Trennung zwischen Cr, Fe, Ni und Co in Stahlkomponenten):**

**Thema 04/3 (Untersuchung wasserchemischer Inhaltsstoffe in Bezug auf Korrosions-Produkte und -Prozesse in Kernreaktoren):**

**Thema 02/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter):**

**Thema 02/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen):**

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 02/3 (Kalibrierung eines Ge-Detektors für weiche Photonenstrahlung und Implementierung einer Software zur Berechnung von Probengeometrien, Absorptionsverlusten und Koinzidenzeffekten):

Die  $\gamma$ -Spektrometrie stellt nach wie vor die am häufigsten verwendete Messtechnik in der Radioanalytik dar. Obwohl die  $\gamma$ -Spektrometer der Abteilung Strahlenschutz, Entsorgung und Sicherheit präzise kalibriert sind und regelmässig an Ringversuchen teilgenommen wird (Details in den Abschnitten über nationale und internationale Zusammenarbeit, s.u.), wurde eine zusätzliche Software für die Berechnung der Aktivität von Proben mit nicht definierter Geometrie (z. B. thorierte Panzermunition) sowie von Proben mit signifikant unterschiedlicher Dichte (z. B. Barytbeton im Zusammenhang mit Fragestellungen beim Reaktorrückbau) beschafft. Dazu musste zusätzlich ein  $\gamma$ -Spektrometer über Monte-Carlo-Rechnungen spezifiziert werden. Nach der In-

stallation des Programms *Winner-Track* für einen charakterisierten cryo-gekühlten Reinstgermanium-Detektor wurden mit zertifizierten  $\gamma$ -Multilinenquellen Messungen mit verschiedenen Abständen und Probengeometrien durchgeführt. Bei tiefen Energien ergaben sich gute Übereinstimmungen zwischen den von *Winner-Track* berechneten Probenaktivitäten und den Sollwerten der Referenzstandards, mit zunehmender Photonenenergie (> 600 keV) ist eine systematische Abweichung bis zu ca. 15% feststellbar (zu geringe berechnete Detektoreffizienz, d. h. Überschätzung der Aktivitäten). Die Abweichungen variieren aber nicht signifikant für verschiedene Abstände von Probe zu Detektor. Firma Ortec wird die Charakterisierung des Detektors durch weitere Monte-Carlo-Rechnungen und unter Verwendung der am PSI durchgeführten Messungen noch einmal überprüfen.

**Thema 03/1 (Einarbeitung von Frau Dr. I. Mailand in die Separationsmethoden und Messtechniken zur Bestimmung von  $\alpha$ -Strahlern bei der Immissionsüberwachung sowie in Proben aus Kernkraftwerken):**

Die ersten Umweltanalysen von Bodenproben auf anthropogene Aktiniden ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ) wurden erfolgreich durchgeführt. Parallelproben zeigten eine gute Übereinstimmung der Messresultate. Wie bereits auch bei früheren Analysen aus den Vorjahren feststellbar war, gelang zunächst keine quantitative Trennung zwischen Pu und Th (Spektren-Interferenzen bei 5.45 MeV zwischen  $^{238}\text{Pu}$  und  $^{228}\text{Th}$ ). Auch wenn über 95% der Th-Fraktion abgetrennt wird, ist der Einfluss der registrierten Impulse von  $^{228}\text{Th}$  auf den Peak von  $^{238}\text{Pu}$  immer noch signifikant, weil die Unterschiede der initialen Aktivitätskonzentrationen beträchtlich sind (typische Werte für eine 30-g-Waldbodenprobe Umgebung ZWILAG: ( $^{239}\text{Pu}$  ca. 20 mBq,  $^{238}\text{Pu}$  ca. 1 mBq,  $^{228}\text{Th}$  ca. 50 mBq).

Das  $^{228}\text{Th}$  wird mit dem Austauschharz BioRad von der Pu-Fraktion mit konzentrierter Salzsäure getrennt. In der neben stehenden Darstellung ist der Analysevorgang schematisch beschrieben. Weitere Versuche zeigten, dass durch eine gründliche Spülung mit konzentrierter HCl diese Trennung wesentlich verbessert werden kann. Dadurch wird eine vollkommenere Reaktion der Chlorid-Komplexierung der Th-Fraktion während der chromatografischen Trennung bei der Elution mit der mobilen Phase erzielt.

Neben der Aktiniden-Analytik für die Immissionsmessungen wurden auch weitere Material- und Wasserproben aus dem KKL und KKB auf ihre Transuranisotopen-Zusammensetzung (Pu, Am, Cm) untersucht. Darüber hinaus wurde die Analytik auch für die zusätzliche Bestimmung von Uran erweitert. Eine QM-Arbeitsvorschrift für die Aktiniden-Analytik der Wasserproben aus Nuklearanlagen wird derzeit erstellt.

**Thema 03/2 (Entwicklung einer Analysemethode für die Trennung zwischen Cr, Fe, Ni und Co in Stahlkomponenten):**

Derzeit wird bezüglich dieses Themas eine Diplomarbeit in der Radioanalytik betreut. Der Schwerpunkt dieser

Arbeit liegt bei der Trennung und der anschließenden nuklidspezifischen Messung von schlecht nachweisbaren Radioisotopen wie <sup>55</sup>Fe und <sup>63</sup>Ni. Diese Isotope emittieren keine  $\gamma$ -Strahlung und können deshalb nur empfindlich mittels LS-Spektrometrie nachgewiesen werden. Zur Vermeidung von Interferenzen in den Szintillationsspektren sind daher auch quantitative Abtrennungen weiterer Radionuklide wie <sup>54</sup>Mn erforderlich. Getestet werden mehrere Stahltypen, die z. T. am PSI SINQ-Target neutronenaktiviert wurden. Bislang wurden verschiedene Durchbruchkurven der mobilen Phaselemente aufgenommen (s. Abbildung 2) und aus den Retentionszeiten Kapazitätsfaktoren berechnet. Diese sind zwar unabhängig von der Höhe der Trennsäule (für einen fixen Durchmesser) und der Durch-

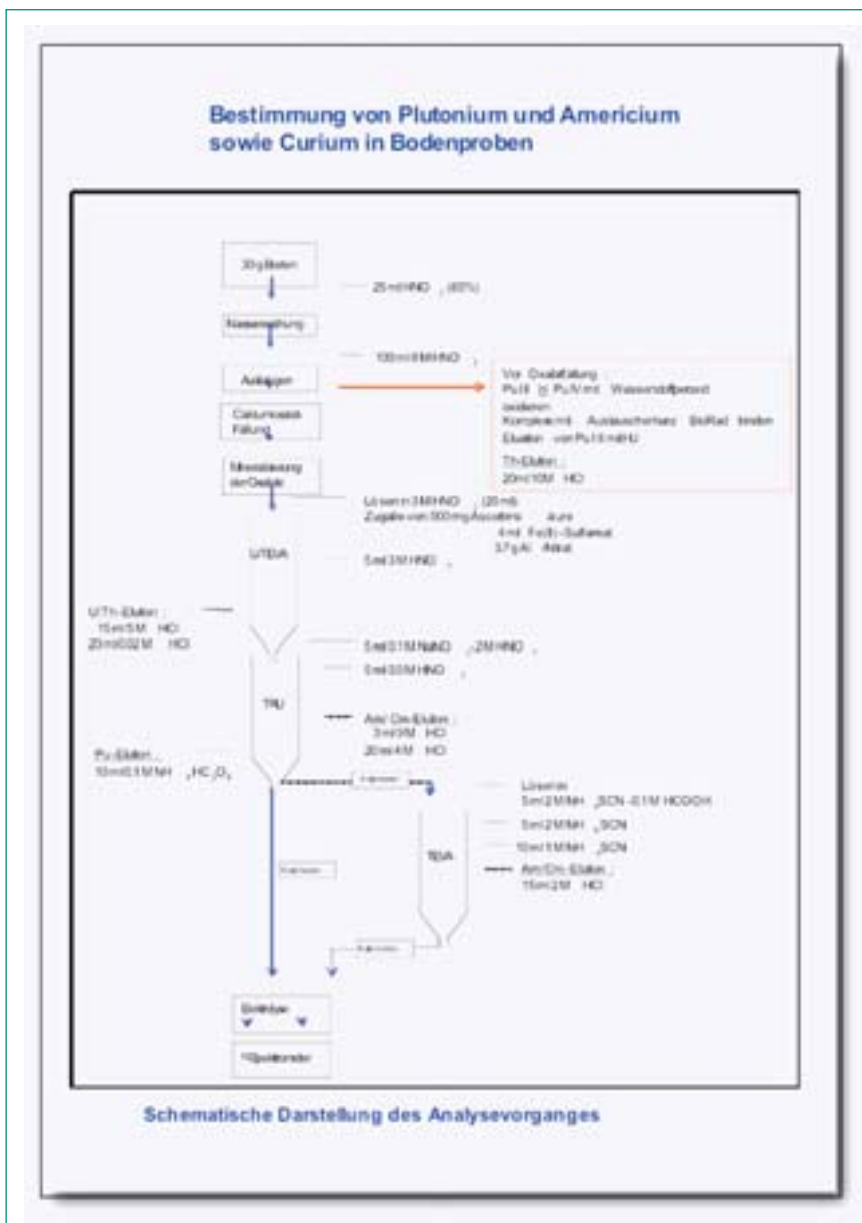


Abbildung 1: Schematische Darstellung der Separationsanalytik für die Bestimmung von Aktiniden in Bodenproben.



strömungsgeschwindigkeit, jedoch abhängig von weiteren Parametern wie der Konzentrationen des Komplexbildners und der Reagenten in der mobilen Phase (Ionen-Kompetition). Mit Kenntnis dieser Faktoren wird die Analysenmethode schlussendlich soweit optimiert, dass möglichst hohe chemische Ausbeuten und tiefe Nachweisgrenzen resultieren und der Verbrauch der selektiven Extraktionsharze möglichst gering gehalten wird.

### **Thema 03/3 (Untersuchung wasserchemischer Inhaltsstoffe in Bezug auf Korrosions-Produkte und -Prozesse in Kernreaktoren):**

Die für die Aktiniden-Analytik erhaltenen Wasserproben aus den Kernkraftwerken werden für weitere Untersuchungen in Bezug auf gelöste Korrosionsprodukte aufbewahrt. Da jedoch eine zahlreiche Anzahl von Analysedaten im Kernkraftwerk Beznau sowie ausreichend publizierte Ergebnisse vorhanden sind, erfolgte im Berichtsjahr eine Sichtung, Zusammenstellung und Bewertung der vorhandenen Daten, die bis zum Jahresende in einem Bericht zusammengefasst dargestellt werden.

### **Thema 02/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter):**

Im Berichtsjahr wurden für die HSK einige Wasserproben aus Nuklearanlagen auf die Aktivitätskonzentrationen von Tritium gemessen. Seitens der HSK wurde zudem eine Sitzung einberufen, um über die Dosierung von Zink in Druckwasserreaktoren und die im KKL geplante Dekontamination der Umwälzschleife für die Revisionsarbeiten 2004 zu diskutieren. Dabei wurden unter anderem Fragen über die Wirkung von Zink auf die Oxidstruktur zur Reduktion der Dosisleistung beantwortet. Die im PSI vorzeitig genommene Arbeitszeit wurde in der HSK nachgeholt, indem zur Stellungnahme der Einführung der Zinkdosierung im KKG beigetragen wurde.

## **Nationale Zusammenarbeit**

**NAGRA-Migrationsprojekte:** Das radioanalytische Labor beteiligte sich im Jahr 2004 an einem Projekt zur Ermittlung von Diffusionsgeschwindigkeiten in Tongesteinen (Mont-Terri-Gesteinslabor). Dazu wurden Wasser und Gesteinsproben im Analytiklabor auf HTO,  $^{85}\text{Sr}$ ,

$^{60}\text{Co}$  sowie stabiles I und Cs untersucht. Bei diesem Versuch wurde erstmalig ein cryo-gekühlter, hochauflösender Reinstgermanium-Detektor (Typ X-Cooler, Firma EG&G Ortec) für die in-situ-Spektrometrie verwendet. Die on-line gemessenen Daten wurden per Modem ins PSI transferiert, sodass immer aktuelle und lückenlose Durchbruchskurven erzeugt werden konnten. Die Datensätze aus den Feldversuchen sowie diejenigen von weiteren begleitenden und international durchgeführten Laborexperimenten werden dann für detaillierte Diffusionsberechnungen verwendet (Zusammenarbeit zwischen NAGRA, PSI, ENRESA-Spanien und ANDRA-Frankreich).

**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 Bodenproben und Grasproben. Diese Umwelt-Untersuchungen sind von hoher Wichtigkeit für die Erkennung bereits geringfügiger Mengen von emittierten Radionukliden aus einer nuklearen Anlage. Allerdings umfassten die bis vor wenigen Jahren durchgeführten Immissionsmessungen lediglich Gammastrahler (wie  $^{40}\text{K}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , U-Th-Zerfallsserien) und Tritium ( $^3\text{H}$ ). In Umweltproben sind jedoch auch weitere, anthropogen freigesetzte Radionuklide von Relevanz, insbesondere die reinen  $\beta$ -Strahler  $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$  und langlebige, vorwiegend über  $\alpha$ -Strahlung zerfallende Aktinidenisotope wie  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$  und  $^{241}\text{Am}$  (Herkunft dieser anthropogenen Aktiniden durch oberirdische Atomwaffentests vor ca. 50 Jahren). Um die Immissionsmessungen auf diese Isotope auszudehnen, wurden in den letzten Jahren radioanalytische Trennmethode entwickelt, durch Vergleichsmessungen validiert und in den Routinebetrieb implementiert (kompletter Datensatz in den Quartalsberichten Immissionsmessungen seit 2002).

**KKW Leibstadt:** Im Jahr 2004 führte das PSI mehrere nuklidspezifische Messungen an Kratzproben und Reaktorwasser zur Bestimmung von Aktiniden ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) durch. Alle Analysenresultate wurden termingerecht übermittelt.

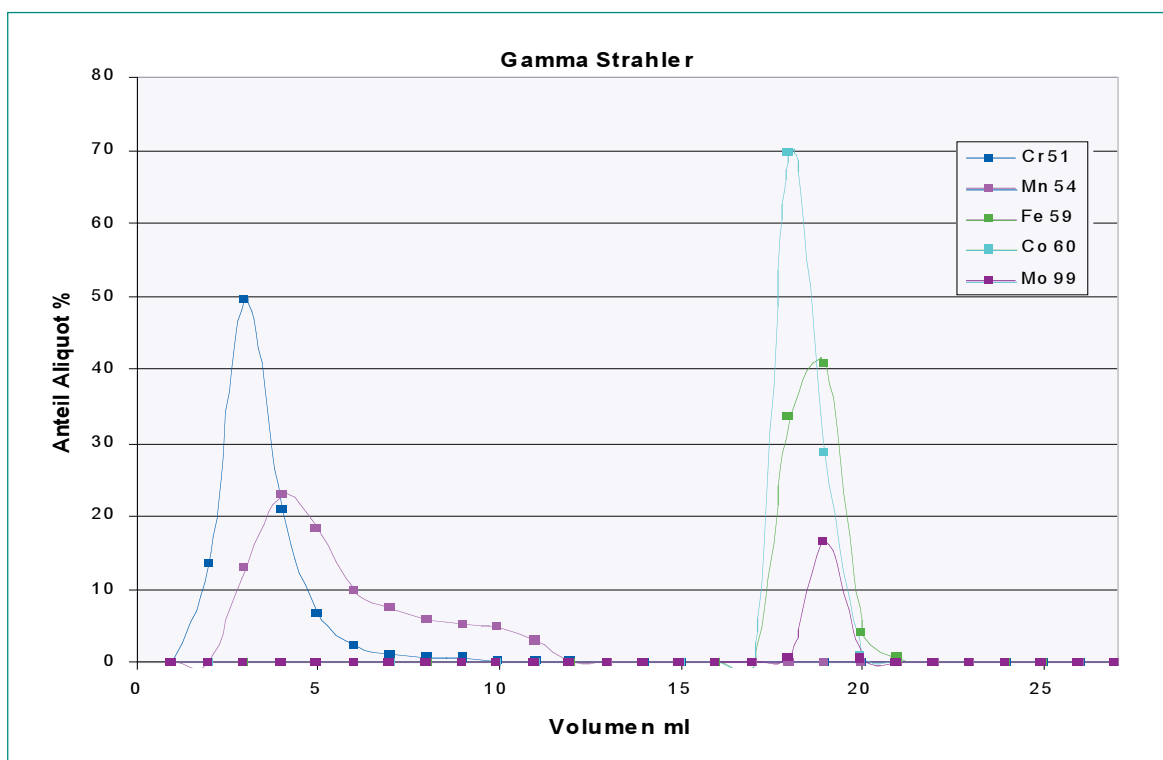
## Physikalisches Institut der Universität Bern: 14C-Vergleichsmessung

Innerhalb der letzten Jahre wurde im radioanalytischen Labor eine hochempfindliche Methode zum Nachweis von <sup>14</sup>C in Umweltproben (z. B. Baumblätter) über Benzolsynthese entwickelt. Die Methode zeigte sich als empfindlich genug, um <sup>14</sup>C-Überschüsse von nur 1 – 2% aus Kraftwerksemissionen gegenüber natürlichem <sup>14</sup>C aus kosmischer Produktion und der Komponente aus Kernwaffen-Fallout signifikant nachzuweisen. In der Umgebung PSI werden seit 2002 routinemässig an definierten Standorten 12 Baumblätterproben erhoben und auf <sup>14</sup>C analysiert. Zur Qualitätssicherung wurden auch im letzten Jahr Ver-

gleichsmessungen mit dem physikalischen Institut der Universität Bern durchgeführt (Resultate in nachstehender Tabelle). Es ergaben sich eine gute Übereinstimmung beim Referenzstandard und leichte Abweichungen bei den Parallelproben Baumblätter Umgebung PSI, wobei anzumerken ist, dass die Differenzen der <sup>14</sup>C-Aktivitätskonzentrationen (mBq/g C) zwischen beiden Messinstitutionen < 2% sind. 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 <sup>14</sup>C-Überschuss infolge der immensen Verbrennung fossiler Rohstoffe mittlerweile nahezu den Startwert von 1950 erreicht hat (ca. 75‰ im Jahr 2003 im Vergleich zu ca.

Probe	$\delta^{13}\text{C}$ [‰]	<sup>14</sup> C-Aktivität PSI [mBq/g C]	<sup>14</sup> 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 2003	- 33.3	243.1 + 1.5	242.7 + 0.8	76 + 6	74 + 3
Baumblätter Standort «Au» 2003	- 31.7	249.4 + 1.5	245.0 + 0.8	104 + 6	84 + 3
Baumblätter Standort «Waserkraftwerk» 2003	- 30.7	242.0 + 1.3	245.2 + 0.8	71 + 9	85 + 3

**Tabelle 1:** Vergleichsmessung PSI – Universität Bern an Baumringen, Baumblättern und weiteren Standardmaterialien: Analysen im Jahr 2003



**Abbildung 2:** Chromatografische Trennung verschiedener Gammastrahler mit einem BioRad-Anionentauscher. Es ist eine quantitative Trennung zwischen Cr + Mn von Fe + Co + Mo angezeigt. Die Trennung zwischen Co und Fe erfolgt in einem weiteren Trennschritt mit Hilfe eines Chelatbildners (Produkt TRU-Spec™ der Firma Eichrom, Darien, IL, USA)

1000‰ im Jahr 1963). Die Resultate der PSI-Immissionsmessungen für 2004 wurden der HSK bereits mitgeteilt, die Messwerte der UNI Bern werden demnächst veröffentlicht.

## Institut Radiophysique Appliquée (IRA) Lausanne: Ringvergleich Gamma-Strahler

(PSI-Lab Code Nr. 12) 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 Bodenprobe. Wie die nachstehende Tabelle zeigt, gibt es eine gute Übereinstimmung zwischen den PSI-Resultaten und den Labormittelwerten. Die Abweichungen zum Sollwert für die Multilinenisotope  $^{131}\text{I}$  und  $^{134}\text{Cs}$  waren sowohl beim PSI wie auch bei den anderen Teilneh-

mern systematisch etwas höher (Grund geringfügige Summationsverluste infolge von Koinzidenzen). Durch Erweiterung der Winner-Track-Software und Messungen in verschiedenen Abständen plant die Radioanalytik, diesen Effekt zukünftig mit zu berücksichtigen.

## Internationale Zusammenarbeit (Ringvergleiche)

### Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) Berlin, U und Th in Urin

(PSI-Lab Code Nr. 11) In diesem Ringvergleich wurden Isotope von Uran ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) sowie Th ( $^{230}\text{Th}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ) untersucht. Dank der Zugabe von Radiotracer zur Ausbeutebestimmung ergab sich eine sehr gute Übereinstimmung zwischen den PSI-Ergebnissen mit den Referenzwerten sowie den Labormittelwerten.

$^{131}\text{I}$ [Bq/kg]	PSI/ Labor- Mittelwert	PSI/ Referenz	$^{134}\text{Cs}$ [Bq/kg]	PSI/ Labor- Mittelwert	$^{137}\text{Cs}$ Referenz	PSI/ [Bq/kg]	PSI/ Labor- Mittelwert	Referenz
170 ± 8	0.98	0.95	133 ± 7	0.97	0.93	48 ± 5	0.96	0.96

Tabelle 2: Ringvergleich IRA-Lausanne: Messwerte der PSI-Analytik im Vergleich zu den Referenz- und Labormittelwerten

#	$^{234}\text{U}$ [mBq/l] PSI-Wert	PSI/ Labor- Mittelw.	$^{235}\text{U}$ [mBq/l] PSI-Wert	PSI/ Labor- Mittelw.	$^{238}\text{U}$ [mBq/l] PSI-Wert	PSI/ Labor- Mittelw.	$^{228}\text{Th}$ [mBq/l] PSI-Wert	PSI/ Labor- Mittelw.	$^{232}\text{Th}$ [mBq/l] PSI-Wert	PSI/ Labor- Mittelw.
1	15.9 + 1.5	1.01	< 1		16.7 + 1.5	1.02	6.3 + 0.6	0.81	6.4 + 0.6	1.00
2	61.5 + 4.3	1.06	2.8 + 0.5	1.02	60.4 + 4.3	1.01	16.7 + 1.5	0.98	15.7 + 1.5	1.02
#	$^{234}\text{U}$ [mBq/l] Referenz	PSI/ Referenz	$^{235}\text{U}$ [mBq/l] Referenz	PSI/ Referenz	$^{238}\text{U}$ [mBq/l] Referenz	PSI/ Referenz	$^{228}\text{Th}$ [mBq/l] Referenz	PSI/ Referenz	$^{232}\text{Th}$ [mBq/l] Referenz	PSI/ Referenz
1	16.2	0.98	0.76		16.5	1.01	6.55	0.96	6.55	0.98
2	60.5	1.02	2.84	0.99	61.7	0.97	16.1	1.04	16.1	0.98

Tabelle 3: Messergebnisse für den BfS-Ringvergleich Uran und Thorium in Urin 2004

Probe	$^3\text{H}$ [MBq/l]	PSI/ Referenzwert
1, Urin	< 0.0004	blank
2, Urin	1.72 + 0.17	0.99
3, Wasser	2.12 + 0.12	1.02
4, Urin	4.44 + 0.44	1.00
5, Urin	19.2 + 1.9	0.99
6, Urin	9.93 + 0.99	0.99

Tabelle 4: Messergebnisse für den  $^3\text{H}$ -Ringvergleich der Suva 2004

## Schweizerische Unfall-Versicherungsanstalt (Suva) Luzern, Tritium (<sup>3</sup>H) in Urin 2004

(bisher noch keine Ref. Nr. von der Suva publiziert)

Dank der Methode der internen Standardisierung mit einer zertifizierten Tritium-Referenzlösung ergaben sich zu den Soll- bzw. Referenzwerten nahezu identische Messresultate (s. Tabelle 4).

Rahmen von *in-vitro*-Inkorporationsmessungen (Ausscheidungsanalytik). Das PSI beteiligt sich jährlich an der Transuran-Analyse in Stuhlasche, um permanent – z. B. nach Zwischenfällen mit Verdacht auf Inkorporation – entsprechende Analyse- und Messtechniken anwenden zu können. Im Ringvergleich 2004 gab es eine gute Übereinstimmung insbesondere für Pu und U; alle Resultate des PSI waren im Toleranzbereich (d. h. keine Ausreisser).

## PROCORAD-CEA Paris, Radiotoxicological Intercomparison Exercise: Aktiniden (U, Pu, Am) in Stuhl 2004

(PSI-Lab Code Nr. 54) PROCORAD-CEA (Frankreich) ist die weltweit bekannteste Organisation für Ringvergleiche im

## PROCORAD-CEA Paris, Radiotoxicological Intercomparison Exercise: Tritium, <sup>90</sup>Sr und $\gamma$ -Strahler in Urin 2004

(PSI-Lab Code Nr. 54) Es ergab sich eine gute Übereinstimmung der Radioanalytik-Resultate mit den Mittel-

#	<sup>234</sup> U [mBq/g]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>238</sup> U [mBq/g]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>238</sup> Pu [mBq/g]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>239</sup> Pu [mBq/g]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>241</sup> Am [mBq/g]	PSI/ Lab.-Mw.
A	22 ± 2	1.07	15 ± 2	1.07	< 1		< 1		17 ± 2	0.85
B	27 ± 2	1.09	15 ± 2	1.04	< 1		< 1		< 1	
C	24 ± 2	1.00	18 ± 2	1.00	42 ± 3	1.01	17 ± 2	1.02	< 1	

Tabelle 5: Messergebnisse für den Procorad-Ringvergleich 2004: Aktiniden in Stuhlasche

#	<sup>90</sup> Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>137</sup> Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>134</sup> Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>60</sup> Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mw.	<sup>152</sup> Eu [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mw.
A	< 0.05		< 1		< 1		< 1		< 1	
B	4.1 ± 0.6	0.99	4.2 ± 0.8	0.84	2.7 ± 0.5	0.93	4.8 ± 0.5	0.80	< 1	
C	4.4 ± 0.6	1.02	< 1		< 1		< 1		5.0 ± 1.0	0.80

Tabelle 6: Messergebnisse für den Procorad-Ringvergleich 2004: Ergebnisse für <sup>90</sup>Sr und  $\gamma$ -Strahler

#	<sup>137</sup> Cs PSI/ Referenz	<sup>137</sup> Cs PSI/ Labor- Mittelw.	<sup>134</sup> Cs PSI/ Referenz	<sup>134</sup> Cs PSI/ Labor- Mittelw.	<sup>60</sup> Co PSI/ Referenz	<sup>60</sup> Co PSI/ Labor- Mittelw.	<sup>152</sup> Eu PSI/ Referenz	<sup>152</sup> Eu PSI/ Labor- Mittelw.
B	1.02	1.02	1.05	1.13	0.93	0.99		
C							0.95	1.03

Tabelle 7: Messergebnisse für den Procorad-Ringvergleich 2004: Ergebnisse für die  $\gamma$ -Strahler nach der Nachkalibrierung der 500-ml-Messgeometrie

Probe	<sup>3</sup> H [Bq/l]	PSI/ Referenzwert	PSI/ Labor-Mittelwert
A (tritiated water)	< 400		
B (tritiated water)	1600 ± 300	0.99	1.03
C (tritiated water)	7800 ± 800	0.96	1.00
D (tritiated water)	34000 ± 3000	(nat. metabolism)	1.02
E (tritiated water)	10500 ± 1000	0.97	1.00
F (tritiated thymidine)	40000 ± 4000	1.11	1.03

Tabelle 8: Messergebnisse für den Procorad-Ringvergleich 2004: Ergebnisse für Tritium

werten aller Laborteilnehmer (Ausreisser korrigiert) für  $^3\text{H}$  und  $^{90}\text{Sr}$ , aber eine systematische, ca. 20%ige Abweichung zu tieferen Werten bei den Gamma-Resultaten (s. Tabellen 6 + 8). Dies zeigt eine Inkonsistenz zwischen Probenmessung und Kalibrierung seitens des PSI an. Als Massnahme wurde die Probengeometrie (Efficiency-Kurve) des verwendeten Detektors mit einer neuen  $\gamma$ -Multinuklid-Referenzlösung überprüft und die  $\gamma$ -Spektren der Proben des Ringvergleiches sodann neu ausgewertet. Die Ergebnisse nach der Nachkalibrierung des Detektors fallen nun deutlich besser aus (Tabelle 7). Wahrscheinlich war bei der alten Kalibrierung des Detektors für die 500-ml-Geometrie die damalige Referenzlösung nicht exakt auf die vorgesehene Position platziert worden.

## Referenzen

- [1] Wersin, P., VanLoon, L.R., Soler, J.M., Yllera, A., Eikenberg, J., Gimmi, T., Hernan, P. and Boisson, J.-Y. **Long-term diffusion experiment at Mont Terri: first results from field and laboratory data.** *Journal of Applied Clay Science*, 26, Seiten, 123 – 135, 2004.
- [2] Eikenberg, J., Bajo, S., Beer, H., Hitz, J., Zumsteg, I., Rüthi, M and Letessier, P. **Fast methods for determination of anthropogenic actinides and U/Th series isotopes in aqueous samples.** *Applied Radiation Isotopes* 61, Seiten, 101 – 106, 2004.
- [3] Weinreich, R. Bajo, S., Eikenberg, J. and Atchinson, F. **Determination of uranium and plutonium in shielding concrete.** *Journal of Radioanalytical Nuclear Chemistry*. 261, Seiten, 319 – 325, 2004.
- [4] Eikenberg, J. Beer, H. and Bajo, S. M. (2004) **Anthropogenic radionuclide emissions into the environment.** In: (R. Gieré, P. Stille Eds.) *Energy, Waste and the Environment: a Geochemical Perspective.* Geological Society Publishing House, ISBN 1-86239-167-X, Special Publication 236, Seiten, 143 – 151, 2004.
- [5] Glasbrenner, H., Eikenberg, J., Gröschel, F. and Zanini, L. **Polonium formation in Pb-55.5Bi under proton irradiation.** *Journal of Nuclear Materials*, Seiten, 270 – 274, 2004.

# Molecular Investigations of cellular radiosensitivity

Author and Co-Author(s)	Anne Anstett and Josef Jiricny
Institution	Institute for Molecular Cancer Research – University of Zurich
Address	August Forel-Strasse 7 – 8008 Zurich
Tel., E-mail, Internet address	01 634 89 10, jiricny@imr.unizh.ch, <a href="http://www.imr.unizh.ch">http://www.imr.unizh.ch</a>
Duration of the Project	01.01.2001 – 31.12.2004

## ABSTRACT

The growth of most solid tumors is dependent on the formation of new blood vessels (angiogenesis). Our aim is to improve the efficacy of cancer radiotherapy by specifically increasing the radiosensitivity of endothelial cells of tumour blood vessels. We aim to combine gene therapy with radiotherapy by utilising a radiation-inducible promoter. In the long-term, this radiation-inducible expression system would be activated by clinically-relevant doses of ionizing radiation (IR) and used to drive the expression of anticancer factors specifically in the vascular endothelial cells surrounding the irradiated tumors.

In an attempt to identify novel radiation-inducible promoters in human endothelial cells, we employed Affymetrix GeneChip technology to search for genes up-regulated by clinically-achievable doses of IR. A series of cDNA microarray experiments was performed under various conditions (confluent, dividing or capillary-like cells), at different times (1, 6, 12 and 24 h post IR) and in two human cell types (primary human microvascular endothelial cells HMVEC and primary immortalized human umbilical vein endothelial cells EA.hy926).

Initial experiments performed with low doses of IR (1 – 3 Gy) failed to identify mRNAs induced more than three fold compared to non-irradiated controls. Subsequent low dose (3Gy) experiments were carried out in triplicate with EA.hy926 cells. Data analysis of

these GeneChip experiments, performed in collaboration with bioinformaticians and biostatisticians at the Functional Genomics Center Zurich, confirmed these findings. In order to elucidate the molecular mechanisms underlying the toxicity of low doses of ionizing radiation, we set out to complement the transcriptomics data with proteome analyses of the irradiated cells. Our data showed that although the transcriptional activity of our cells was not dramatically affected by low doses of ionizing radiation, the proteome changes, especially post-translational modifications, were readily detectable already one hour after irradiation (Jahresbericht 2003).

In subsequent experiments, we extended the analysis also to EA.hy926 cells irradiated with 20 Gy, which corresponds to a cumulative radiation dose delivered to tumours during therapy. These doses, delivered either in fractions of 3Gy or singly, induced the expression of several genes that were not affected by lower IR doses. The promoters of several candidate genes were then studied for suitability in the planned gene therapy experiments. First, their radioinducibility was confirmed independently by quantitative Reverse Transcription – Polymerase Chain Reaction (RT-PCR). Subsequently, their inducibility by IR was studied in luciferase reporter plasmids transfected into different cell lines. The latter activity is absolutely indispensable for possible application in gene therapy. Three systems are currently under investigation.

## Project goals

**Significance of the project:** We seek to identify a radiation-inducible promoter that could be used to drive the expression of a secreted toxin specifically in irradiated cells. This toxin should destroy or damage solely locally-irradiated tissue, and should thus potentiate the efficacy of radiation therapy. This study is also of basic research interest, as it should help us understand the effects of low dose ionizing radiation.

**Goal for 2001:** Characterisation of a selected Serum-Response-Element.

**Goal for 2002:** Characterisation of at least one other Promoter for suitability in radiosensitization experiments. In case of positive results, tests of radioinducible expression of different toxins.

**Goal for 2003:** Global analysis changes in the transcriptome of human cells induced by low doses of ionizing radiation, using Gene Chip Technology. Identification of endogenous radiation-inducible promoters. A study aiming at the elucidation of molecular mechanisms of apoptosis activation in irradiated cells will be initiated.

**Goal for 2004:** Completion of bioinformatics data analysis of the transcriptomics experiments. Proteomic analysis of gene products activated/modified as a result of IR treatment. In both studies, particular attention will be paid to the effects of low radiation doses and fractionated therapeutically-relevant doses. Radiation-inducibility will be also studied upon high IR doses, as positive control. Analysis of several radiation-inducible genes (microarray data) and characterizations of their corresponding promoters. Analysis of synthetic, IR-inducible promoters such as that composed of tandem repeats of the binding motifs of the stress-inducible factor NFκB.

## Work carried out and results obtained

### 1. Gene expression profiling after IR (microarray) and promoter selections

The gene expression profiles of IR-treated EA.hy926 and HMVEC cells were analysed using human U95Av2 GeneChip arrays (Affymetrix). We focused our statistical analysis on confluent EA.hy926 cells, either mock-

treated or treated with 3 or 20 Gy. Control cells were harvested at the 0h time point, irradiated cells were harvested 1h, 6h and 12h post treatment.

Expression profiles were analyzed using Data Mining Tool software (Affymetrix) and GeneSpring software (Silicon Genetics).

For each time point, triplicate experiments were carried out. The data were evaluated with absolute analysis, which measures, for each array, the abundance of transcripts (signal) and the specificity of hybridization (P = present, M = marginally present, A = absent). The fold change was generated by the Affymetrix software based on the comparison of the average transcript signal values of treated cells versus the average transcript signal value of non-treated cells (Signal Log Ratio).

The following formula shows the fold change calculated by the software:

$$\text{Fold Change} = 2^{\text{Signal Log Ratio}}$$
$$\text{Signal Log Ratio} > 0$$
$$(-1) * 2_{\text{-(Signal Log Ratio)}}$$
$$\text{Signal Log Ratio} < 0$$

The data were analysed according to (i) the level of modulation (>1.5-fold change for activation and <1.5-fold change for repression); (ii) the signal value; average transcript level in treated cells for up-regulated genes (or average transcript level in untreated cells for down-regulated ones) >100; (iii) the presence of at least two 'P = present' values in the three experiments for up-regulated genes (or in the three untreated experiments for down-regulated); (iv) the significance of a statistical t-test (p-value cut-off of 0.05).

For promoter selection, a further analysis was performed for significantly up-regulated genes with at least one 'M = marginally present' or 'A = absent' transcripts and/or with a low average signal value (below 250) in the three untreated experiments. The *BTG2* gene is in an exception, since the transcript was 'P = present' with a relatively high average signal value (754) in untreated cells. However, this gene was still selected for promoter studies, because of its inducibility at low doses.

Table 1 summarizes the microarray results of X-ray-irradiated EA.hy926 cells. Transcriptional modulation induced by ionizing radiation was detected in only a small percentage of the 12 625 tested genes spotted on the array: 0.2%,

0.25% and 0.59% 1h, 6h and 12h post 3 Gy and 0.07%, 1.2% and 0.67% 1h, 6h and 12h post 20 Gy, respectively. Despite the low number of up-regulated genes, the list includes genes with important functions in cell cycle control (e.g. GADD45, CDKN1A, Wip1), DNA repair (e.g. XP-C), apoptosis induction (e.g. TNF- $\alpha$ ) or DNA damage signalling (e.g. NF- $\kappa$ B). These data are in agreement with the results of other studies described in the literature [1].

## 2. BTG2 gene and promoter

The B cell translocation gene 2 (BTG2) was reproducibly induced upon 3 Gy and 20 Gy in EA.hy926 cells. The fold changes 1h, 6h and 12h after IR were 1.84, 1.94

and 1.61 for 3 Gy, and 3.26, 3.07 and 2.73 for 20 Gy, respectively (microarray data). RT-PCR analysis confirmed the correctness of the GeneChip data. We therefore searched the BTG2 promoter for binding sites of stress-inducible transcription factors, and found that it contains four binding sites for the p53 protein, which is known to be post-translationally modified and stabilized by stress conditions such those induced by ionizing radiation. Using transient transfections, we could show that the BTG2 promoter was indeed radiation-inducible (around 2 – 3 times) upon low doses even when cloned into a DNA vector (Figure 1). Although this inducibility is very modest, we decided to keep this system in reserve, as it is active in plasmid vectors in transient transfection assays. However, as the basal level of transcription (i.e.

Time post-IR	3 Gy			20 Gy		
	1h	6h	12h	1h	6h	12h
<b>Tested genes</b>	<b>12625</b>	100%	<b>12625</b>	100%	<b>12625</b>	100%
<b>Activated genes</b>	<b>25</b>	0.2%	<b>31</b>	0.25%	<b>74</b>	0.59%
1.5<FC<3	<b>25</b>	0.2%	<b>31</b>	0.25%	<b>74</b>	0.59%
FC>3	<b>0</b>	0%	<b>0</b>	0%	<b>0</b>	0%
<b>Repressed genes</b>	<b>10</b>	0.08%	<b>19</b>	0.15%	<b>19</b>	0.15%
1.5<FC<3	<b>10</b>	0.08%	<b>19</b>	0.15%	<b>18</b>	0.14%
FC>3	<b>0</b>	0%	<b>0</b>	0%	<b>1</b>	0.01%

IR-induced genes selected for further promoter studies are listed in table 2 and some are further discussed in the following sections.

**Table 1:** Microarray results of X-ray-irradiated EA.hy926 collected at 1h, 6h and 12h post 3 Gy or 20 Gy. FC stands for fold change.

Category	Affymetrix ID	GeneBank Accession Number	Gene title hours (Fold Change)	Time points
<b>Genes induced upon 3 Gy</b>				
Cell growth	36634_at	U72649	BTG family member 2	1h (1.84) 6h (1.94) 12h (1.61)
<b>Genes induced upon 20 Gy</b>				
Angiogenesis	1934_s_at	X94216	Vascular endothelial growth factor C	6h (5.39)
Apoptosis	848_at	U19261	TNF receptor associated factor	6h (15.13)
Apoptosis	31540_at	U03397	Human receptor 4-1BB	6h (10.66)
Apoptosis	1441_s_at	X83492	TNF receptor (TNFR6, Fas/Apo1)	6h (5.44)
Cell adhesion	32640_at	M24283	intercellular adhesion molecule (CD54)	6h (6.92)
Cell growth	36634_at	U72649	BTG family member 2	1h (3.26) 6h (3.07) 12h (2.73)
Cytoskeleton	32755_at	X13839	Vascular smooth muscle a actin	12h (9.69)
Immune response	39119_s_at	AA631972	Natural killer transcript 4	6h (85.41) 12h (92.06)
Signal transduction	408_at	X54489	Chemokine Melanoma growth stimulatory activity (CXCL1) (Immune Resp/Growth control)	1h (24.41)
Signal transduction	544_at	S76638	NF-kappaB enhancer	6h (6.14)
Signal transduction	1403_s_at	M21121	Chemokine (CCL5)	12h (4.65)
Transcription	570_at	M83221	NF-kappaB transcription activator	6h (12.03)
Transport	40153_at	X57522	ATP-binding transporter (MDR/TAP)	6h (6.64)

**Table 2:** Induced genes selected from the microarray results of X-ray-irradiated EA.hy926 as potential candidates for promoter studies



its activity in unirradiated cells) is substantial, it is unlikely that this promoter will be of use in gene therapy. Low basal expression level is of utmost importance for the use of inducible promoters in a therapeutic setting, as it should ensure lack of expression in unirradiated tissue, and thus increase the specificity of the system.

### 3. NK4 gene and promoter

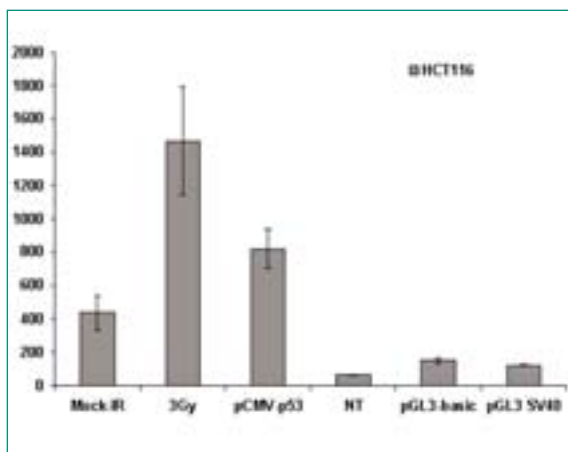
The natural killer transcript 4 gene (NK4) in EA.hy926 was significantly induced upon 20 Gy with a fold change of 85.4 6h and 92.1 12h post-IR (microarray data). NK4 is one of the most highly induced genes in EA.hy926 cells, and we therefore selected it for further study. The RT-PCR data as shown in the Figure 2 corroborated the inducibility of NK4. Fractionation of the total dose of 20 Gy into several lower doses (3 Gy) over the period of several days showed an additional inducibility of the NK4 gene (Figure 3), supporting the idea of cumulative dose effect of IR. Furthermore, this gene is also expressed at very low levels in unirradiated cells, making it a good candidate for promoter study.

Using a bacmid carrying the NK4 gene, we were unable to detect IR induction in transient transfection assays. Similarly, when the 2kb 5'-upstream region of the NK4

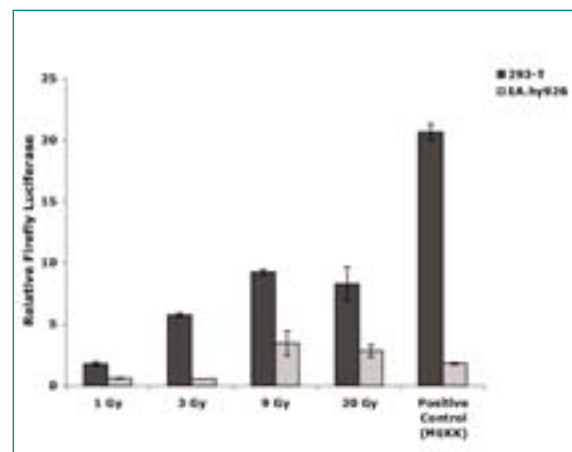
gene was cloned into a reporter vector, no IR induction was observed. This suggests that important elements required for radiation inducibility of this promoter are either missing from these constructs, or else that the enhancer is activated in a chromatin context and thus remains unaffected in a plasmid. Analysis of the putative promoter region of the NK4 gene failed to identify classical transcriptional control elements (TATA box, GC box or CAAT box), which suggests that the control of the gene may be somewhat unorthodox. Further promoter mapping study is in progress.

### 4. 4-1BB gene and promoter

The tumor necrosis factor receptor superfamily member 4-1BB (CD137) gene has been selected for its high inducibility (10.66 fold change in microarray data), its low background in unirradiated cells and its transient induction 6h post 20 Gy. The cloning of the corresponding promoter is underway at this time. The promoter has been described in the literature as being induced by various stress treatments (not yet by IR) via NF- $\kappa$ B and AP-1 transcription factors, which are known to be IR-activated. NF- $\kappa$ B has been reported to be induced in a range from 0.5 to 20 Gy and AP-1 in a range from 2 to 20 Gy ((2( and references therein).



**Figure 1:** IR inducibility of the BTG2 promoter in a transient transfection assay. Firefly Luciferase Activity was measured in HCT116 cells transfected with the pGL3-BTG2 vector, in which the reporter Luciferase gene is under the control of the BTG2 promoter. Columns: Mock-IR, mock-irradiated transfected cells; 3 Gy, transfected cells irradiated with 3 Gy; pCMV-p53, cells cotransfected with pGL3-BTG2 and pCMV-p53 vectors. This experiment shows that the two vectors compete for the limited amounts of p53 in the transfected cells. pGL3-basic, pGL3-SV40, cells transfected with pGL3-basic and pGL3-SV40 vectors that were used as negative controls. NT, non-transfected cells.



**Figure 4:** Relative induction of the firefly luciferase expression in the pNF $\kappa$ B-Luciferase system upon IR in EA.hy926 and 293T cells. Cotransfection of pNF $\kappa$ B-Luciferase with pFC-MEKK is shown here as positive control.

## 5. Synthetic promoter analysis upon IR

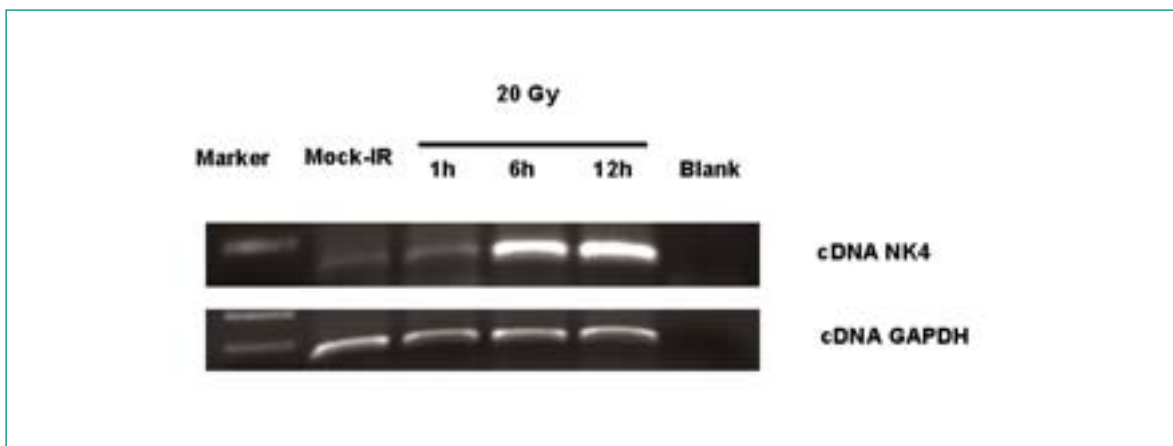
The IR inducibility of a synthetic promoter composed of five tandemly-repeated binding sites for the nuclear factor kappa-B (NF- $\kappa$ B) has been studied. As shown in Figure 4, more than 4-fold induction was observed in EA.hy926 after 9 Gy. This result is particularly encouraging, as the endothelial cells are particularly difficult to transfect. As much higher levels of induction were observed in other, easily-transfectable cell lines (293-T and HCT116), we are optimistic that this promoter might function very well when brought into the cells with the help of e.g. a lentivirus-based gene therapy vector. In addition, cumulative low IR doses resulted in greater induction levels than single low doses (shown in 293-T with up to 10 fold induction), which bodes well for the use of this promoter system in fractionated radiotherapy.

## Cooperation

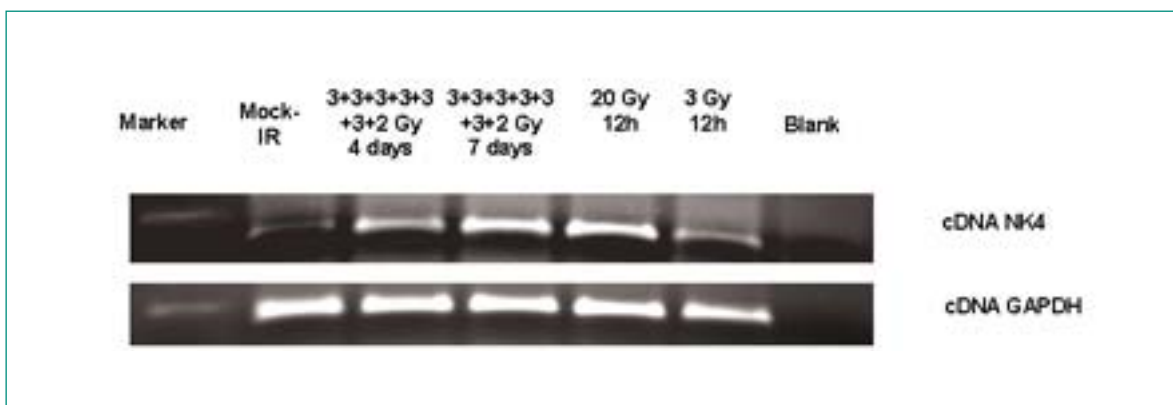
This project was carried out in cooperation with the Paul Scherrer Institute in Villigen (Switzerland) and the Functional Genomics Center Zurich ([www.fgcz.unizh.ch](http://www.fgcz.unizh.ch))

## Assessment 2004 and Perspective

Using Affymetrix GeneChip technology, we studied gene expression modulation in endothelial cells upon ionizing radiation. The low levels of gene induction in the therapeutic dose range (1 – 3 Gy) did not permit the identification of promoters suitable for radiation-induced gene therapy. However, the data generated during these experiments will prove to be extremely useful for our understanding of the effects of low dose ionizing radiation.



**Figure 2:** Agarose gels showing RT-PCR products of NK4 mRNA amplification with specific probes in mock-IR or 20 Gy treated EA.hy926 cells. Cells treated with 20 Gy were harvested 1, 6 and 12h post-IR. GAPDH mRNA amplified with specific probes was used as internal control.



**Figure 3:** Agarose gels showing RT-PCR products of NK4 gene amplified with specific probes in mock-IR, 3 Gy or 20 Gy (either fractionated or as a single dose) treated EA.hy926 cells. Cells treated with 3 Gy or 20 Gy were harvest 12h post-IR and cells treated with daily fractionated 2 Gy and 3 Gy were harvest after 4 days (Two IR treatments per day) or 7 days (One IR treatment per day). GAPDH amplified products with specific probes is shown here for internal control.

The analysis of these data sets requires more effort and specialist help, however, we are confident that some very useful information will be forthcoming. We also intend to make these data sets available to the radiobiological community at large, in order to facilitate their dissemination and allow other groups interested in this problem access to this powerful technology.

As anticipated, cells exposed to high doses (20 Gy) of radiation displayed substantially greater levels of induction of many different transcripts as compared to low IR doses and to unirradiated cells. These results were used to identify highly-inducible genes, the promoters of which might be useful in radiosensitization of tumours treated with fractionated radio therapy. Indeed, test performed with cumulative low doses of IR yielded extremely encouraging results. We are now carrying out promoter analysis of several such highly induced genes (e.g. NK4, 4-1BB, p50, artificial NF- $\kappa$ B promoter) in the hope of identifying – in the near future – an ideal com-

ination of promoter/vector/toxin that would facilitate the treatment of tumours with ionizing radiation and that would permit the lowering of the therapeutic dose required to eradicate malignant tumours. This should result in substantially less severe side effects of radiotherapy.

## References

- [1] Snyder A R and Morgan WF. Gene expression profiling after irradiation: Clues to understanding acute and persistent responses? (2004). *Cancer and Metastasis Reviews* 23: 259 – 268
- [2] Criswell T, Leskov K, Miyamoto S, Luo G and Boothman DA. Transcription factors activated in mammalian cells after clinically relevant doses of ionizing radiation (2003). *Oncogene* 22, 5813 – 5827.

# Evaluation einer kombinierten Therapie mit Tumorvaskulatur-spezifischen Reagentien und ionisierender Strahlung

Autor und Koautoren	Kurt Ballmer-Hofer, Cornelia Marty
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	OFLC 102
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 3104165, kurt.ballmer@psi.ch, <a href="http://mcb.web.psi.ch">http://mcb.web.psi.ch</a>
Dauer des Projekts	Juli 2003 bis Juni 2006

## ZUSAMMENFASSUNG

Das Ziel dieses Projekts ist Wirkstoffe organspezifisch für therapeutische oder diagnostische Zwecke in Tieren in ein Zielorgan zu bringen. Dabei verwenden wir Liposomen als Trägervehikel, die durch Modifikation mit speziellen Molekülen wie Antikörpern oder Peptiden in der Lage sind, ihr Ziel im lebenden Tier anzusteuern. Liposomen können mit einer Vielzahl von Komponenten wie Radionukliden oder zytotoxischen Substanzen beladen werden. Sie werden dann als therapeutisch oder diagnostisch anwendbare Vehikel eingesetzt.

Eine Serie von Antikörperfragmenten, so genannte single chain Fv Fragmente (scFV), die in einem Screen einer Phagenbibliothek isoliert wurden, sind für unser Projekt als Targetingmoleküle hergestellt worden. Dabei wurden speziell Antikörper isoliert, die Eiweisse, die in der Tumorvaskulatur hoch exprimiert werden, erkennen. Die Antikörper erkennen endothelzellspezifische Rezeptormoleküle, insbesondere VEGF, VEGF Rezeptor 2 und den Tumorendothelmarker, TEM-1. Aus früheren Arbeiten verwenden wir

auch noch scFv, die gegen Fibronectin, eine Komponente der extrazellulären Matrix, gerichtet sind. Alle diese Moleküle werden speziell von den Endothelzellen in Blutgefässen auf der Oberfläche exprimiert. Gleichzeitig wurden neue Peptide, sog. Proteintransduktionsdomänen, PTD, an Liposomen gekoppelt. In diesen Studien konnte gezeigt werden, dass PTD Peptide die Aufnahme von Liposomen in die Zellen stark beschleunigen. Wir haben auch gezeigt, dass die Interaktion zwischen Zellen und PTD durch Bindung an Heparansulfat vermittelt wird.

Die Methoden zur Kopplung dieser Antikörper und Peptide an Liposomen wurden optimiert, und es können nun modifizierte Liposomen in grossen Mengen für Tierversuche hergestellt werden.

Schliesslich wurden die Methoden 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.

## 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 Tumolvaskulatur angegriffen und zerstört oder zumindest stark geschädigt werden kann, ist eine viel versprechende Methode der Tumorbekämpfung. Eine Vielzahl von Oberflächenmolekülen, die auf der Tumolvaskulatur exprimiert werden, bietet sich als Ziel für eine solche Therapie an. Im vorliegenden Projekt wird ein spezifisches Markermolekül der Tumolvaskulatur, TEM-1, als Ziel für eine tumorspezifische Therapie eingesetzt<sup>2</sup>. Ein neuer TEM-1 spezifischer rekombinanter Antikörper wurde isoliert und charakterisiert. Therapeutisch wirksame Reagentien können nun mit Hilfe dieses Antikörpers spezifisch in die Tumolvaskulatur geschickt werden.

Liposomen wurden auch mit Proteintransduktionsdomänen, so genannten PTDs, modifiziert<sup>3</sup>. Damit wurde eine bis zu 50-fache Beschleunigung der Aufnahme von Liposomen in die Zellen erreicht<sup>4,5</sup>. Gleichzeitig wurde der Mechanismus dieser hoch effizienten Aufnahme modifizierter Liposomen geklärt. Wir konnten zeigen, dass PTD-Liposomen via oberflächengebundene Heparansulfate in die Zellen aufgenommen werden.

Im laufenden Projekt soll eine kombinierte Therapie mit zytotoxischen, tumolvaskulatur-spezifischen Reagentien und ionisierender Strahlung in einem Maus-tumormodell evaluiert werden. Dabei soll die besondere Empfindlichkeit der Tumolvaskulatur bei der Bestrahlung therapeutisch genutzt werden. Eine gezielte Behandlung solcher Endothelzellen mit Liposomen, die die Tumolvaskulatur auf Grund spezieller Oberflächenmarker, eben z. B. der Rezeptoren für VEGF oder TEM-1 erreichen, wird angestrebt. Die Liposomen werden mit zytotoxischen Substanzen beladen, die das Tumorstadium sowie das Wachstum der Tumolvaskulatur blockieren, respektive deren Radiosensitivität erhöhen.

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

### Isolierung eines rekombinanten TEM-1 spezifischen Antikörpers

Rekombinante Phagen aus einer scFv Phagenbibliothek wurden auf Plastikröhrchen, die mit bakteriell hergestelltem TEM-1 beschichtet waren, gebunden und die nicht spezifischen Phagen gewaschen<sup>6</sup>. Aus den gebundenen Phagen wurde eine Serie spezifischer Antikörper produzierender Varianten isoliert und amplifiziert. Einer der scFv-Antikörper, scFvCM6, wurde wie in Figur 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.

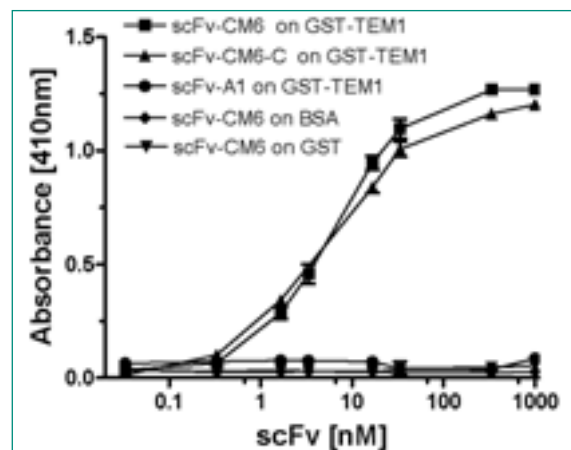
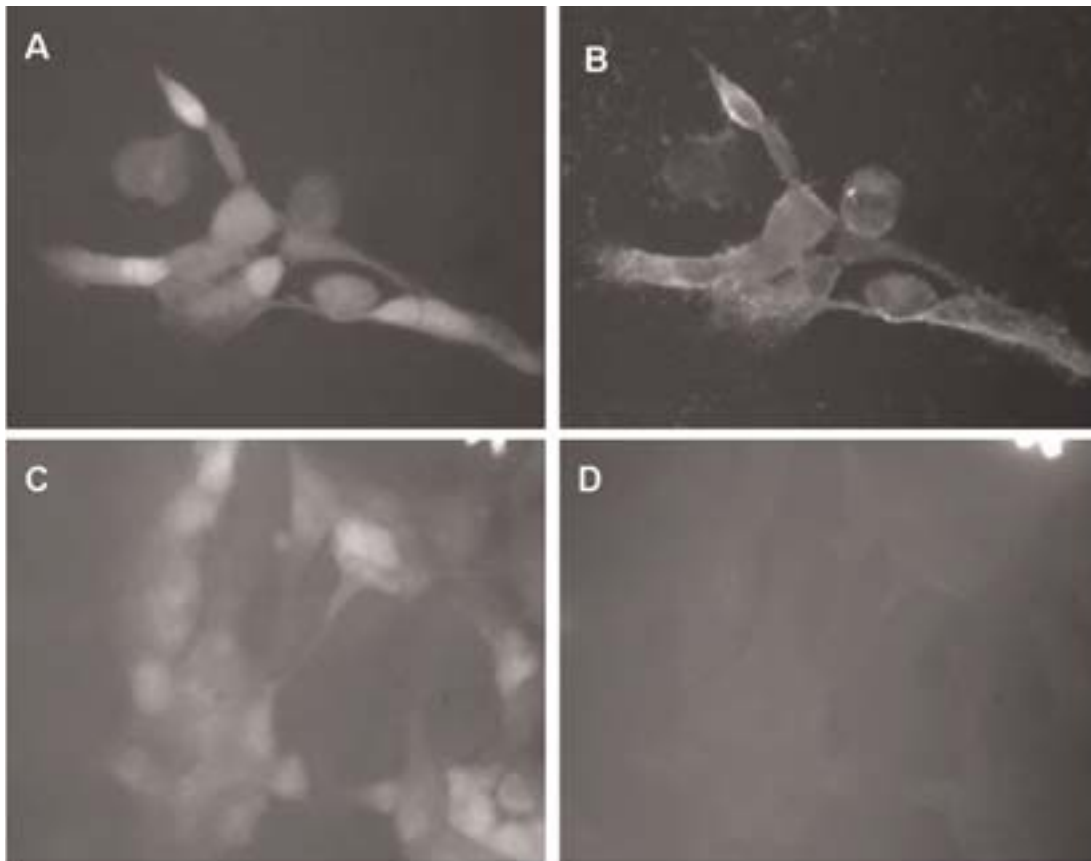


Fig. 1: Bestimmen der Antikörperspezifität mit Hilfe eines Immunsorbensassays (ELISA). Die Antikörper wurden auf verschiedenen modifizierten Plastikoberflächen inkubiert und das gebundene Material mit einem sekundären Antikörper und alkalischer Phosphatase nachgewiesen. Die unspezifische Bindung wurde an GST und BSA beschichtetem Material bestimmt. scFv-A1 ist ein unspezifischer, scFv-CM6 der spezifische Antikörper.

In einem weiteren Test wurde wie in Figur 2 gezeigt die Bindung an Zellen untersucht, die TEM-1 exprimieren.

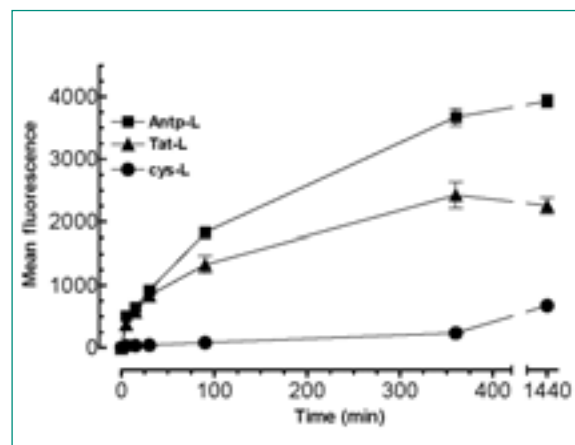


**Fig. 2:** Nachweis der spezifischen Bindung von scFv-CM6 an TEM-1 exprimierende Zellen (C) und an Kontrollzellen (D). A und B zeigen ein Markermolekül (GFP), das zur Identifikation der entsprechend transfizierten Zellen verwendet wurde. A, C TEM-1 transfizierte, B, D untransfizierte Zellen.

Unsere Daten zeigen, dass der isolierte scFv-CM6 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 oberflächen-gebundenes Heparansulfat

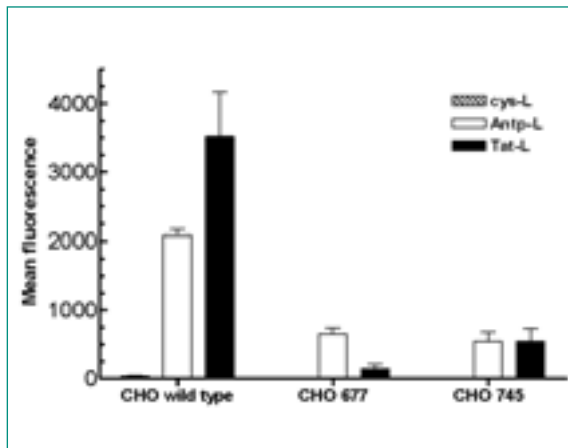
Die Aufnahme von Liposomen in die Zielzellen ist ein langsamer Prozess, der durch die Plasmamembran stark behindert wird. Proteine, die eine PTD-Domäne enthalten, werden dagegen sehr rasch durch die intakte Membran lebender Zellen geschleust. Wir haben Liposomen mit Peptiden modifiziert, die über eine PTD-Funktion verfügen. Solche Peptide wurden aus der Sequenz von Antennapedia (Antp) und HIV Tat (Tat) hergeleitet. Es handelt sich um die Sequenzen SGRQIKIWFQNRMRKWKCC für Antp und SGYGRKKRRQRRC für HIV Tat. Chemisch synthetisierte Peptide wurden wie beschrieben<sup>7</sup> an Liposomen gekoppelt, gereinigt und dann mit Zellen inkubiert. Figur 3 zeigt, dass PTD-modifizierte Liposomen wesentlich schneller in die Zellen aufgenommen werden als Kontrollliposomen.



**Fig. 3:** Unmodifizierte und PTD-modifizierte Liposomen wurden mit B16-Melanomazellen inkubiert und der Anteil der Bindung in einem Flowzytometer bestimmt. Die Liposomen waren mit einem Fluoreszenzfarbstoff markiert.

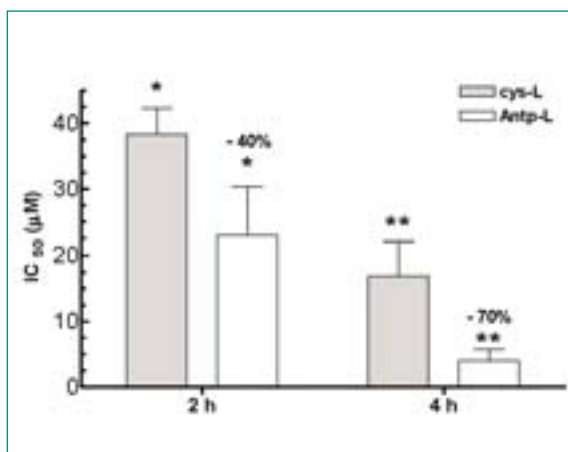
Die Aufnahme der PTD-Liposomen konnte mit Heparansulfat blockiert werden. Wie in Figur 4 dargestellt wird, zeigten verschiedene Zelltypen, die über unter-

schiedliche Heparansulfatzusammensetzung verfügen, stark unterschiedliche Aufnahme der Liposomen.



**Fig. 4:** Bindung von PTD- und Kontrollliposomen an Epithelzellen, die verschiedene Defekte in der Heparansulfatsynthese zeigen. CHO sind Kontrollzellen, die die üblichen Heparansulfate auf der Membran exprimieren, CHO677 zeigen reduzierte N-Acetyl-Glucosaminyl- und Glucuro-nosyltransferaseaktivität, CHO A745 Zellen fehlt die UDP-D-Xylose: Serin beta-1,3-D-Xylosyltransferase1.

Schliesslich wurde die Zytotoxizität von Liposomen, die mit einem Toxin beladen und mit PTD modifiziert waren, an B16F1 Melanomazellen untersucht. Figur 5 zeigt am Beispiel von Antp PTD, dass eine kurze Behandlung von Zellen mit toxinbeladenen und PTD-modifizierten gegenüber unmodifizierten Liposomen stark erhöhte Toxizität zeigt.



**Fig. 5:** Zytotoxizität von PTD-modifizierten (weisse Blöcke) und unmodifizierten (graue Blöcke) Toxin beladener 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.

Unsere Daten zeigen, dass PTD-Peptide die Effizienz der Aufnahme von Liposomen in Zellen fördern. Der Mechanismus basiert auf der Bindung von PTD-Peptiden an Heparansulfat, das auf der Zelloberfläche exprimiert

wird. Verschiedene Zelltypen zeigen dabei auf Grund ihrer spezifischen Expression von Heparansulfaten graduell unterschiedliche Aufnahme der Liposomen. Unsere Arbeit belegt ausserdem, dass PTD beladene Liposomen eine stark erhöhte Zytotoxizität zeigen und somit für die geplanten Tierversuche gut geeignet sind.

## 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 2004 und Ausblick 2005

Die hier gezeigten Daten zeigen, dass die Methoden zur Herstellung und Reinigung von scFv-Antikörperfragmenten im Labor gut etabliert sind und die Antikörper in ausreichenden Mengen für Tierexperimente gereinigt werden können. Es wurden neue Antikörper entwickelt, die noch kaum erforschte Zielmoleküle auf der Oberfläche der Tumervaskulatur erkennen. Die Daten zeigen ausserdem, dass die Modifikation der Liposomen mit Antikörpern und Peptiden gut und reproduzierbar funktioniert und die Aufnahme der modifizierten Liposomen in Zellen gegenüber Kontrollliposomen stark verbessert ist. Eine neue Serie von Tierexperimenten wird nun zeigen, ob ein verbesserter therapeutischer Effekt mit Antikörper- und PTD-modifizierten Liposomen erreicht werden kann und ob eine gleichzeitige Bestrahlung der Tumoren den Therapieerfolg zusätzlich verbessert.

## Referenzen

1. Esko, J. D., Stewart, T. E. & Taylor, W. H. Animal cell mutants defective in glycosaminoglycan biosynthesis. *Proc. Natl. Acad. Sci. U. S. A.* 82, 3197 – 3201 (1985).
2. Nanda, A. & St Croix, B. Tumor endothelial markers: new targets for cancer therapy. *Curr. Opin. Oncol.* 16, 44 – 49 (2004).

3. Schwarze, S. R., Hruska, K. A. & Dowdy, 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. Neri, D., Pini, A. & Nissim, A. Antibodies from phage display libraries as immunochemical reagents. *Methods Mol. Biol.* 80, 475 – 500 (1998).
7. 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).

**Internetsite des Forschungsprogramms**

**<http://mcb.web.psi.ch/>** Rubrik «Research Projects».





# Aeroradiometrie 3

Autor und Koautoren	Benno Bucher
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen-PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 23 38, benno.bucher@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2004 bis 31. Dezember 2006

## ZUSAMMENFASSUNG

Im Jahre 2004 wurde ein Messsystem erneuert und dabei die Online-Auswertungssoftware im Messsystem integriert. Zudem wurde die Datenakquisitionsoftware neu gestaltet und implementiert. Eine erste kurze Einführung der Benutzer erfolgte im Rahmen der jährlichen Messübung am Boden, da das erneuerte Messsystem noch nicht abgenommen und damit noch nicht für den Einsatz im Super Puma zugelassen war. Die Abnahme wird voraussichtlich im November 2004 erfolgen.

Neben der Berichterstattung in «Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz», herausgegeben vom Bundesamt für Gesundheit (BAG), wurde auch ein wissenschaftlicher Bericht zu den Messungen im Rahmen der Übung UARM03 erstellt.

Für einen Einsatz im Auftrag der NAZ und des BAG wurde die Aeroradiometrieausrüstung zum ersten

Mal für eine Quellensuche in einem Auto montiert und betrieben. Der Einsatz demonstrierte die Möglichkeiten von grossvolumigen Gammaskpektrometern am Boden und zeigte auch noch Optimierungspotenzial auf.

Bei den jährlichen Messflügen und einer zusätzlichen Übung konnte ein weiteres Mal das Potenzial der Aeroradiometrieausrüstung bei Quellensuchen demonstriert werden. Vergleiche mit Bodenmessungen zeigten eine gute Übereinstimmung. Da sich aber die Gesichtsfelder der verglichenen Methoden stark unterscheiden, müssen in Zukunft breiter abgestützte Bodenmessungen durchgeführt werden.

Bei der Archivierung der aeroradiometrischen Daten wurden dieses Jahr die Rohdaten der Jahre 1994 bis 2004 in die neu erstellte Datenbank eingelesen. Die restlichen Daten werden 2005 folgen.

## Projektziele

Die Aeroradiometrie ist ein Messmittel der Einsatzorganisation Radioaktivität (EOR) des Bundes und untersteht operationell der Nationalen Alarmzentrale (NAZ). Der Erhalt der **Einsatzbereitschaft** der Aeroradiometrie bedingt eine ständige Wartung und eine kontinuierliche Weiterentwicklung der Methodik und der Messsysteme. So sollen die beiden Messsysteme erneuert und dabei auch die Software neu gestaltet werden. Das erneuerte System ist zu operationalisieren und die Benutzer sind zu schulen. Zudem soll eine Datenübertragung vom Helikopter an eine Bodenstation realisiert werden. Im Rahmen der Qualitätssicherung werden die Kalibration überprüft und die Ergebnisse mit anderen Messmethoden verglichen. Zur Sicherstellung der Einsatzbereitschaft gehört auch die Teilnahme und Berichterstattung über die jährlichen Messflüge.

Im Bereich der **Messmethodik** soll der Einsatz eines up-looking Detektors getestet und Auswertungs- und Quellensuchmöglichkeiten für weitere Radionuklide wie z. B. Jod, Iridium, Radium oder  $^{241}\text{Am}$  gesucht und getestet werden.

Die im Rahmen des EU-Projektes «ECCOMAGS» geschaffenen **internationalen Kontakte** mit anderen europäischen Aeroradiometrie-Teams sind zu pflegen und bei Bedarf zu vertiefen.

Die aeroradiometrischen Daten, die bisher in der Schweiz aufgenommen wurden, sind zu **archivieren** und für Analysen einfach zugänglich zu machen.

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im ersten halben Jahr wurde das erste der beiden Messsysteme erneuert. Neben zwei neuen Industrierechnern wurde auch ein neuer GPS-Empfänger sowie ein neuer barometrischer Höhenmesser eingebaut. Die Bedienung der Rechner erfolgt über eine gemeinsame Tastatur mit integrierter Maus und einem gemeinsamen TFT-Farbdisplay. Zwischen den Rechnern kann einfach per Knopfdruck umgeschaltet werden. Für die Datenakquisition, die auf dem einen Industrierechner zum Einsatz kommt, wurde die Software komplett neu gestaltet und geschrieben. Die Online-Auswertungssoftware wurde auf dem zweiten Industrierechner ins Mess-

system integriert. Dabei wurde sie so angepasst, dass einerseits die Datenakquisitionssoftware auch vom zweiten Rechner aus gesteuert werden kann und andererseits die Daten korrekt übernommen werden. Im Weiteren wurde auch ein Navigationstool für die Piloten auf einem Tablet-PC im Messsystem integriert. Das Navigationstool sowie die Online-Auswertungssoftware erhalten die benötigten Daten via Netzwerk vom Datenakquisitionsrechner.

Leider konnten die Abnahme und damit die Zulassung für Messflüge durch die Armasuisse noch nicht abgeschlossen werden. Aus einsatztechnischen Gründen wurde deshalb mit dem Umbau des zweiten Messsystems noch zugewartet. Die Erneuerung der Messsysteme sollte trotzdem noch dieses Jahr abgeschlossen werden können.

Anlässlich der jährlichen Messflüge im Juni 2004 wurde das erneuerte Messsystem den zukünftigen Benutzern vorgestellt und eine erste kurze Schulung durchgeführt. Dabei konnten erste wertvolle Hinweise und Rückmeldungen entgegengenommen werden, die noch in die Software einfließen werden.

Im Frühjahr wurde wiederum ein Beitrag zum Jahresbericht des Bundesamtes für Gesundheit in «Umwelt-radioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2003» [1] geliefert. Im Februar wurde ein Vortrag erarbeitet, der von Prof. L. Rybach anlässlich eines Kolloquiums der Deutschen Geophysikalischen Gesellschaft in Berlin präsentiert wurde [2]. Der wissenschaftliche Bericht über die Messflüge 2003 erscheint im Dezember 2004 [3].

Im April 2004 wurde im Auftrag der Nationalen Alarmzentrale die Aeroradiometrieausrüstung in einem Fahrzeug eingebaut, um damit nach einer vermissten  $^{137}\text{Cs}$ -Quelle zu suchen. Der Detektor wurde zusammen mit der GPS-Antenne auf dem Dach des Fahrzeugs montiert. Für die elektrische Speisung wurde ein Stromgenerator eingesetzt. Mit Hilfe von Tests wurde die optimale Geschwindigkeit für das Aufspüren der 500 MBq-Quelle festgelegt. Bei der Messfahrt konnte die Quelle jedoch nicht gefunden werden. Über den Einsatz wurde ein Bericht zuhanden des Auftraggebers erstellt [4].

Neben der jährlichen Messübung der Aeroradiometrie wurde die Ausrüstung in diesem Jahr auch noch im

Rahmen der Übung Braunbär der Messorganisation (als Organisationseinheit des Stab BR NAZ) für die Quellensuche eingesetzt. Dabei konnten die schnelle Einsatzbereitschaft sowie das Potenzial der Methode bei Quellen-suchen erneut demonstriert werden.

Im Rahmen der jährlichen Messflüge erfolgte auch ein Vergleich mit Bodenmessungen, um die Kalibration des Messsystems zu überprüfen. Die Messungen in der Nähe von Lausanne zeigten eine gute Übereinstimmung von aeroradiometrischen und in situ gamma-spektrometrischen Resultaten. Auch stimmten die mit der Aeroradiometrie bestimmten Ortsdosisleistungen gut mit den durch eine Reuter Stokes Kammer am Boden gemessenen Werten überein. Bei einer weiteren Vergleichsmessung beim Paul Scherrer Institut, bei der es um den Vergleich verschiedener Dosisleistungsmessgeräte ging, lagen die mit der Aeroradiometrie bestimmten Werte deutlich unter denjenigen der anderen Messgeräte. Eine mögliche Ursache liegt in der Nähe des Waldes und des Wassers der Aare und der damit verbundenen verstärkten Abschirmung.

Im Bereich der Archivierung von aeroradiometrischen Daten wurde ein Tool für den Import der Daten erstellt. Damit konnten bis heute bereits die Daten der letzten zehn Jahre in der Datenbank abgelegt werden. Um auch die restlichen Daten noch importieren zu können, sind auf Grund von unterschiedlichen Rohdatenformaten noch Anpassungen an der Software nötig.

## Nationale Zusammenarbeit

Die jährlichen Messflüge finden jeweils unter der Leitung der NAZ innerhalb einer Dienstleistung von Teilen des Stabes BR NAZ statt. Die Wartung der Messgeräte erfolgt ab diesem Jahr neu durch das Paul Scherrer Institut. Bei den jährlichen Messflügen sind jeweils auch Experten des Bundesamtes für Gesundheit (Abteilung Strahlenschutz, Sektion Überwachung der Radioaktivität) integriert.

Das jährliche Messprogramm wird durch die Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR) festgelegt. Sie gehört zum Bereich A der KOMABC. Die Aeroradiometrie ist ebenfalls in die Einsatzorganisation Radioaktivität (EOR) eingebunden. Als Berater der HSK in Aeroradiometrie und als Vorsitzender der FAR ist Prof. L. Rybach (Küsnacht) tätig.

## Internationale Zusammenarbeit

Nach dem Ende des EU-Projekts «European Calibration and Coordination of Mobile and Airborne Gamma Spectrometry (ECCOMAGS, FIKR-CT-2000-20098)» wurde kein Folgeprojekt lanciert. Trotzdem werden die Kontakte zwischen den europäischen Aeroradiometrie-teams weiter gepflegt. Im September fand eine gemeinsame Messübung der französischen und deutschen Messteams in Südfrankreich statt.

## Bewertung 2004 und Ausblick 2005

Die Berichterstattung über die aeroradiometrischen Messungen des Jahres 2003 wird im Dezember 2004 abgeschlossen. Der wissenschaftliche Bericht zu den Messungen 2003 sollte noch bis Ende 2004 publiziert werden. Zu den Messflügen des Jahres 2004 wird wiederum ein wissenschaftlicher Bericht erstellt und in der ersten Hälfte 2005 publiziert werden.

Mit der Erneuerung des ersten Messsystems und mit der damit verbundenen Neugestaltung der Software konnte ein bedeutender Schritt in der Systemerneuerung getan werden. Leider verzögerte sich die offizielle Abnahme durch die Armassuisse und damit der Abschluss des Teilprojektes. Falls die Abnahme im November 2004 noch erfolgt, kann das zweite System bis Ende 2004 ebenfalls auf den neuesten Stand gebracht werden. Somit werden bei den Messflügen 2005 die erneuerten Systeme für den Einsatz bereitstehen. Die Benutzer müssen noch geschult werden.

Mit der Erneuerung der Messsysteme erfolgte 2004 auch die Übergabe der Wartung vom Institut für Geophysik der ETH Zürich ans PSI. Die technische Wartung erfolgt im Auftrag der NAZ und wird in jährlichen Verträgen geregelt.

Die Messübung Braunbär mit Quellensuche demonstrierte ein weiteres Mal die Nützlichkeit und Tauglichkeit der Online-Auswertungs- und Darstellungssoftware. Das eingesetzte Navigationstool erleichtert den Piloten die Arbeit und lässt durch die vereinfachte Navigation auch Flugzeit einsparen. Der Einsatz des Messsystems mit einem Fahrzeug am Boden zeigte eine weitere Einsatzmöglichkeit der Ausrüstung auf. Beim Einsatz mit einem Fahrzeug gibt es sicherlich noch Optimierungspotenzial.

Die Überprüfung der Kalibration mit Hilfe von in situ gamma-spektrometrischen Messungen war erfolgreich. Trotzdem werden in Zukunft solche Vergleichsmessungen nötig sein. Es ist anzustreben, solche Vergleichsmessungen auf einer grösseren Fläche zu wiederholen, d. h. eine zur Aeroradiometrie vergleichbare Fläche mit in situ Messungen abzudecken.

Die Aeroradiometriedaten konnten noch nicht vollständig archiviert werden. Im Jahre 2005 sollen die restlichen Rohdaten in der Datenbank integriert und die Grundlagen für ein Analysesystem geschaffen werden.

## Referenzen

- [1] B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz, Chr. Bärlocher: **Aeroradiometrische Aufnahmen in der Schweiz, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz, 2003.** Abteilung Strahlenschutz, Bundesamt für Gesundheit, 2003, ISBN 3-905235-44-7.
- [2] L. Rybach, B. Bucher, G. Schwarz: **Aero-Gamma-spektrometrie – Methodik und neue Anwendungen** in: DGG-Kolloquium Aerogeophysik, Sonderband I/2004 der Deutschen Geophysikalischen Gesellschaft e.V., ISSN-Nr. 0934-6554.
- [3] B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz: **Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM03.** PSI Bericht, Paul Scherrer Institut, 2004.
- [4] B. Bucher, R. Habegger, U. Wyser: **Quellensuche mit der Aeroradiometrie-Ausrüstung im Rahmen eines Auftrages des BAG und der NAZ.** Interner Bericht Paul Scherrer Institut, AN-96-04-18.

# ADPIC

Autor und Koautoren	Fritz Gassmann & Michel Tinguely (PSI), Hanspeter Isaak (HSK)
Beauftragte Institution	PSI und HSK
Adresse	CH 5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 26 47, gassmann@psi.ch, <a href="http://www.psi.ch">http://www.psi.ch</a>
Dauer des Projekts	2001 bis 2004

## ZUSAMMENFASSUNG

Im Vorjahr wurden die Clusteranalysen der Windmessungen für alle drei Kernkraftwerkstandorte PSI-Beznau-Leibstadt, Mühleberg und Gösgen auf der Basis der früher festgelegten Methoden wiederholt. Diese neuen Windfeldklassen wurden im Berichtsjahr auf der Basis gerechneter Winddaten des HRM/LM-Prognosemodells der MeteoSchweiz so-

wie gemessener Daten des ANETZ und ENET der MeteoSchweiz für das Jahr 2001 nach oben zu realistischen dreidimensionalen Windfeldern erweitert, die für Ausbreitungsrechnungen mit Hilfe des Modells ADPIC benutzt werden können. Weiter wurde die bereits früher vorbereitete Turbulenz-Parametrisierung implementiert, womit das Projekt abgeschlossen wurde.

## Projektziel

Das Projekt ADPIC-Aktualisierung soll das im abgeschlossenen Vorgängerprojekt Windbank entwickelte Verfahren zur Bestimmung von Windfeldklassen, sowie deren Diagnose und Prognose, für alle drei Kernkraftwerkstandorte in genau derselben Art und Weise implementieren, sodass die Behandlung aller drei Standorte auf den neuesten Stand gebracht, d. h. aktualisiert wird.

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im Vorjahr wurden die Clusteranalysen aller drei Gebiete mit Kernanlagen PSI-Beznau-Leibstadt, Mühleberg und Gösgen auf der Basis der früher festgelegten Methoden wiederholt. Dabei wurden auch die beiden letzten offenen Fragen bezüglich der minimalen zu berücksichtigenden Windgeschwindigkeit und der optimalen Anzahl der zu bestimmenden Windfeldklassen untersucht und beantwortet. Es zeigte sich dabei, dass beide Fragen miteinander zusammenhängen, und das Optimum wurde für alle drei Standorte bei 19 Klassen und Minimalgeschwindigkeiten von 0.15 m/s gefunden. Dies bedeutet eine deutliche Anhebung der früheren Klassenzahl von 12 bzw. 13 auf 19 und eine Reduktion der minimalen Windgeschwindigkeit um einen Faktor 4. Die damit erreichten mittleren Trefferquoten für die Bestimmung der Klassen mit Hilfe der Meteodaten des ANETZ und ENET der MeteoSchweiz liegen um ca. 80%.

Diese neuen Windfeldklassen wurden im Berichtsjahr auf der Basis gerechneter Winddaten des HRM/LM-Prognosemodells sowie gemessener Daten des ANETZ und ENET der MeteoSchweiz für das Jahr 2001 nach oben zu realistischen dreidimensionalen Windfeldern erweitert, die für Ausbreitungsrechnungen mit Hilfe des Modells ADPIC benutzt werden können. Weiter wurde die bereits früher vorbereitete Turbulenz-Parametrisierung implementiert, womit das Projekt abgeschlossen wurde.

### A) Dreidimensionale Windfelder

Nach der im Vorjahr erfolgten Homogenisierung der Windfeldklassen für alle drei Gebiete mit Kernanlagen [1] mussten die dazu passenden dreidimensionalen Windfelder erzeugt werden. Als Basis für diese Windfelder wurden folgende Daten für alle 8760 Stunden des Jahres 2001 herangezogen:

- Alle Windfelder des HRM/LM-Prognosemodells der MeteoSchweiz. Da dieses Modell nur zweimal täglich an die Messdaten angepasst wird, sind diese Modelldaten im Wesentlichen als Kurzzeit-Prognosedaten zu betrachten, mit einem Prognosehorizont zwischen 6 und 17 Stunden.
- Die Bodenstationen des automatischen Messnetzes der MeteoSchweiz (ANETZ), das die Meteotürme bei den Kernanlagen (sog. KNETZ) sowie andere Messtürme zum Teil in höher gelegenen Lagen (z. B. Turm auf der Chrischona) miteinschliesst.
- Die Bodenstationen des automatischen Ergänzungsmessnetzes der MeteoSchweiz (ENET).

Die Erzeugung der optimalen dreidimensionalen Windfelder war ein iterativer Prozess mit folgenden Teilschritten, die für jedes der drei Gebiete mit Kernanlagen nach denselben Regeln und Kriterien abgehandelt wurden:

1. Auf der Basis der ANETZ- und ENET-Daten wurde jeder Stunde des Jahres 2001 gemäss der früher entwickelten Methode eine der oben erwähnten Klassen 1 – 19 zugeordnet: sog. Messklassen.
2. Die HRM/LM-Winddaten wurden auf die je nach Gebiet mit Kernanlagen 16 – 21 ANETZ- und ENET-Standorte interpoliert, um Messungen mit Modellrechnungen vergleichen zu können.
3. Anschliessend wurde die Klassenbestimmung mit demselben Verfahren wie für die Messklassen für die interpolierten HRM/LM-Daten wiederholt: sog. Modellklassen.
4. a) Falls zu einer bestimmten Stunde die Messklasse mit der Modellklasse übereinstimmt, wurde das entsprechende Modell-Windfeld als zu dieser Klasse gehörend betrachtet.  
b) Falls die beiden Klassen unterschiedlich herauskamen, wurde geprüft, ob die der Messklasse entsprechende Modellklasse nicht allzuweit entfernt war (die für die Klassenbestimmung verwendete Clusteranalyse gibt ein dafür passendes Abstandsmass), sodass das Modell-Windfeld ebenfalls zur Messklasse gehörend betrachtet werden kann.
5. Damit entstand eine Klasseneinteilung der dreidimensionalen Windfelder und es konnten die entsprechenden 19 Klassenmittel berechnet werden, die an die HSK abgegeben wurden.

Eine visuelle Kontrolle der so produzierten 19 gemittelten dreidimensionalen Windfelder ergab, dass einige sich sehr ähnlich waren. Dies ist eine Folge des Umstandes, dass einige die Klassen diskriminierenden 44 – 47 Stationen der ursprünglichen Messkampagnen nicht im ANETZ oder ENET integriert sind. Es wurden deshalb Schritt 2 mit allen 44 – 47 Messkampagnen-Beobachtungsstandorten wiederholt und hernach die Schritte 3 – 5 auf dieser modifizierten Basis ebenfalls noch einmal durchgeführt. Das Resultat war eine verbesserte Diskriminierung der 19 Klassen und wurde nach einigen Analysen und Diskussionen als optimal beurteilt und beibehalten.

## B) Turbulenz-Parametrisierung

Die Turbulenz ist verantwortlich für die Dispersion einer Schadstofffahne und deshalb ein wesentliches Konzentrationsbestimmendes Element. Die angewendete Parametrisierung der Turbulenz wurde bereits früher erarbeitet [2]. Die Übernahme des Berechnungsschemas erfolgte in zwei Schritten. Zuerst wurde zu Testzwecken ein MAPLE-Programm entwickelt, das es erlaubte, verschiedene meteorologische Situationen einfach und schnell numerisch zu analysieren und auch um Sensitivitätsanalysen durchzuführen. Dieses Programm wurde anschliessend Zeile für Zeile in das endgültige FORTRAN-Programm übersetzt.

## Bewertung 2004 und Ausblick 2005

Mit den oben beschriebenen Arbeiten ist das **Projekt ADPIC-Aktualisierung erfolgreich abgeschlossen**. Die erarbeitete Windfeld-Klassierung zusammen mit

der Turbulenz-Parametrisierung laufen nun im Online-Betrieb und stehen für ADPIC-Berechnungen zur Verfügung. Die für die Operationalisierung des ADPIC-Systems notwendigen Arbeiten werden durch die HSK ausgeführt. Diese umfassen beispielsweise die Umrechnung der gemittelten dreidimensionalen Windfelder auf den MEDIC/MATHEW-Standard.

Offen ist noch ein **Bericht**, der die wichtigen Komponenten dieses Online-Betriebes in ihrem Zusammenhang erklärt. Das ganze Paket umfasst mittlerweile rund 66 000 FORTRAN-Zeilen sowie eine grössere Anzahl UNIX C-shell Skripts zur Online-Verwaltung und einige Skripts für die Extraktion der HRM/LM-Daten auf der Rechenanlage in Manno (Tessin).

Da bei einer derart umfangreichen Software dauernd Anpassungsarbeiten anfallen (z. B. bei Veränderung der Datenstruktur seitens der MeteoSchweiz) und auf Grund der täglichen Arbeit Wünsche zur Vereinfachung der Bedienung entstehen, wird zur weiteren Begleitung des Systems durch das PSI ein **Service-Vertrag zwischen PSI und HSK** ausgehandelt.

## Referenzen

- [1] H. Isaak, M. Tinguely: **Windbank Homogenisierung: Ergebnisse der Cluster-Analyse**, Memo vom 28.7.2003.
- [2] W. K. Graber, M. Tinguely: **Projekt «Windbank mittleres Aaretal» – Analyse, Diagnose und Prognose der Windverhältnisse um das Kernkraftwerk Gösgen**, PSI Bericht Nr. 02 – 17, Juli 2002.





# Human Reliability Analysis (HRA) Applications and Methods Development

Autor	V.N. Dang
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts (von/bis)	2001 bis 2004 (verlängert bis 2005)

## ZUSAMMENFASSUNG

Im Jahr 2004 verfolgten die Projektarbeiten zwei Hauptziele: die weitere Ausarbeitung der vorgeschlagenen Methode zur Quantifizierung auf der Grundlage von Referenzfällen und die Anwendung der dynamischen Ereignisbaummethodik in einer Fallstudie.

Das erste Gebiet betrifft den Vergleich von Referenzfällen mit einer interessierenden Handlung (und deren Szenariokontext) und die Quantifizierung von Referenzfällen aus der Betriebserfahrung mit Fehlern durch Ausführung. Die Auswertung entsprechender Ereignisse führte zu einem Ansatz für die vergleichende Analyse, mit der sich ein Ereignis auf der Grundlage von Referenzfällen einordnen lässt. Zur Beurteilung der Ähnlichkeit werden strukturierte Handlungseigenschaften in Kombination mit situativen Aspekten betrachtet. Auf der Grundlage dieser Betrachtungen erfolgten erste Abschätzungen der Fehlerwahrscheinlichkeiten für die Referenzfälle.

Werte, die in HRA-Methode «THERP» empfohlen werden, erwiesen sich dabei als nützliche Orientierung für die Durchführung erster Abschätzungen.

Die Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der dynamischen Risikobewertung beschäftigten sich mit der Entwicklung von Modellen und Methoden zur Nutzung der dynamischen Ereignisbaummethodik und konzentrierten sich auf eine Studie zur Anwendung auf ein Szenario mit Frischdampfleitungsbruch. Im Anschluss an die Aufgabenanalyse, welche die auf das Szenario anwendbaren Verhaltensstrategien und Operateurhandlungen zu deren Implementierung identifiziert, wurden die Durchführungszeiten der Aufgaben abgeschätzt. Die daran anschliessende Arbeit beinhaltet die Validierung der sich daraus ergebenden Vorhersagen der gesamten Durchführungszeit sowie die Fertigstellung der Studie im Hinblick auf die Identifizierung bedeutsamer Sequenzen und Gelegenheiten für Operateurfehler.

## Summary

In 2004, the project work addressed two main goals, the proposed quantification method based on reference cases and the case study application of the dynamic event tree methodology.

In the first area, the issues of matching a reference case to an action of interest (within its scenario context) and the quantification of reference cases related to experienced events involving errors of commission were treated. The analysis of a set of diverse events led to an approach for matching reference cases and events. It defines similarity in terms of the structural characteristic of the action in combination with the situational aspects defined in earlier work. Because established HRA quantification methods do not address many performance issues associated with errors of commission, the probabilities for two reference cases were estimated using expert judgment. The values from the THERP method thought to be most relevant are used as starting values.

The dynamic risk assessment research deals with the development of models and methods using the dynamic event methodology and is centered on an application study for a Main Steam Line Break scenario. As a follow-up of the task analysis, which identified the response strategies applicable to the scenarios and the operator actions aimed at implementing these strategies, the durations of the tasks were examined and estimated. The upcoming work includes the validation of the predicted performance with regard to the overall response times, and the completion of the study, identifying significant sequences and error opportunities.

## Project goals

Probabilistic Safety Assessments (PSAs) are systematic studies performed to obtain insights for maintaining and improving the safety of nuclear power plants. In the Hu-

man Reliability Analysis (HRA) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated. This research aims a) to reduce the uncertainties in the quantification of the probabilities of human errors, and b) developing human performance models for dynamic risk assessments.<sup>1</sup>

The main goals for 2004 were:

1. To develop estimates of the probability estimates of the human actions in the reference cases (situations), supported by additional qualitative analyses. These reference cases and their probabilities are the basis for the **proposed quantification approach**.
2. To complete the dynamic (simulation) analysis for the application case study, in the project area of **dynamic risk assessment**. A central part of this work concerns the estimated durations for operator tasks, which are a determining factor for the time evolution of the scenario.

## Work carried out and Results obtained

The work performed is divided into tasks related to the quantification methodology and to the dynamic risk assessment (dynamic event tree) application and software tool.

### Quantification methodology

The proposed quantification methodology is conceptually based on a library of reference cases and a scheme to adjust the reference values for a given situation. An adequate library of cases would contain a number of actions common to PSAs as well as some cases relevant to significant precursor events. In this way, the library would contain actions generally needed for PSA models and actions related to events that have occurred.

---

<sup>1</sup> In parallel to the research program, PSI/NES supports HSK since late 1996 through on-call tasks. These 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 the review of the methodology in the PSAs for two Swiss plants (Mühleberg, Gösgen), the HRA-related aspect of PSA quality for a draft HSK guideline, and the evaluation of procedural issues identified for Beznau and Mühleberg. 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.

Two elements of the methodology were addressed in the activities this year:

- 1) qualitative analysis and selection of reference cases
- 2) methodology for estimating HEPs of reference cases

The first task deals with the issue of selecting a reference case, given a library of reference cases and an event to analyze. If the event to analyze relates to an action generally found in a PSA, a reference case with the same action but differing performance conditions, i.e. for a different scenario, would be the basis action for the adjustment. For these, the selection of a reference case is straightforward.

On the other hand, events from operational experience usually involve distinctive, particular characteristics that are often outside the scope of PSA actions and scenarios. In addition, typical industrial PSAs do not model errors of commission (EOCs) systematically and comprehensively while a significant number of experienced events have an important EOC component. The work

performed supports the selection of reference cases when the event to analyze does not have a clear match, i.e. a similar action or a similar situation does not exist in the library.

For events without an obvious match, the selection uses situational characteristics at a generic level to identify similarity. A set of these aspects was previously identified in an analysis in which 25 operational events (from a large number of U.S. nuclear power plants) were examined. At the first level, the «structural» aspect of the event is considered. Table 1 is a summary description of two pairs of matching events, based on the structural aspects (general task and relation to procedures).

It can be seen that both matches involve events that differ substantially in terms of the specific situation, action, and impact. In terms of the type of task and the relation to the procedural guidance, however, the actions form two distinctive sets. It is worth mentioning that other events in the limited set of 25 events fall into these two sets; these are not shown here because they

	event 1	event 2	event 3	event 4
<b>Specific action</b>	Restage RCP seals	Start a standby HPI pump	Reduce HPI flow	Reduce RHR flow
<b>Impact</b>	Seal LOCA	Loss of HPI	Degrade safety injection	Reduced core cooling aggravated
<b>In response to (situation)</b>	Lower seal failure	Operating HPI pump failed	Indications of adequate subcooling	Low coolant temperature at RHR inlet
<b>General task</b>	Evaluate recovery option	Evaluate recovery option	Evaluate procedural criteria	Evaluate procedural criteria
<b>Procedural guidance</b>	No explicit procedural support for action	No explicit procedural support for action	Procedure supports action, criteria met	Procedure supports action, criteria met

RCP: reactor coolant pump; LOCA: loss of coolant accident; HPI: high pressure injection; RHR: residual heat removal

Table 1: Description of matching events and their structural aspects

Situational characteristic	Type of factor	
1. hints and cues to cross-check	mitigating	strong hints encourage evaluation/verification
2. availability and quality of indications (relevant to verification)	mitigating	better indications inform the evaluation
3. difficulty of interpretation	contributing	more difficult reduce the likelihood of reaching the correct decision
4. time pressure	contributing	increased pressure reduce likelihood of reaching the correct decision
5. verification effort	contributing	high effort may contribute to omitting evaluation if it is not mandatory (e.g. if there are strong cues to perform the action)
6. benefit prospect	contributing*	benefits motivate performing the action
7. damage potential	mitigating*	potential damage motivates not performing the action
8. personal redundancy	mitigating	availability of checking provides second opinion

\* When considering the probability of performing an undesired action. Reversed if analyzing the probability of omitting a desirable action.

Table 2: Situational characteristics

do not match at the second level, described next. In addition, other structurally-based groups exist; for instance, another group includes events in which the challenge concerns identifying which procedure is applicable to the situation.

Once the match to a reference case is established, the next level is to consider the situational characteristics. The eight aspects shown in Table 2 are considered. For some aspects, such as the pair 'benefit prospect'-'damage potential', whether the factor is mitigating or contributing depends on whether the error of concern is the omission of a desirable action or the commission of an undesired action.

Table 3 lists the matching events in terms of the key aspects that support the match and the characterization of this aspect (e.g. weak-strong, small-large). While the relevant aspects should generally match, the evaluation (or rating) of the key aspects do not have to match exactly. The differences in these evaluations point to the adjustments that would need to be made to adjust the reference case HEP to the event to analyze.

Events 1 and 2 refer to recovery attempts due to credible initiatives that do not necessarily rely on explicit procedural guidance. The operator commits a recovery action in response to a perceived recovery problem. In both events, a routine set of actions is interrupted by an abnormal event that appears as a recovery problem, i.e. RCP lower seal failure (event 1), or failure of operating HPI pump (event 2), respectively. The operator perceives the degraded system state and considers an option for recovery, i.e. restaging of RCP seal cavities (event 1), or operating the HPI standby pump (event 2), respectively. The operator task is to verify whether the conditions for the recovery option are adequate. In event 1, the operator must recognise that the reactor temperature is above 93° C, and that restaging at this temperature would force RCP seal leaking. In event 2, the operator must recognize that the HPI suction source is depleted, and that the standby pump would damage if operated under this condition.

A key aspect of the qualitative assessment of events 1 and 2 was the strength of the hint (cue) that directs the operator to perform the required verification. The assessment concluded that this verification hint is moderately high. The cued recovery action is an initiative with little direct support from the procedure. Thus it is rea-

sonable to assume that the operator may have some reservations which in turn would drive the verification. With respect to key aspects in addition to verification hint, the qualitative analysis could not identify a significant difference between events 1 and 2.

Events 3 and 4 refer to manual flow reductions based on criteria explicitly referred to in the procedures. In response to a reactor trip and start of HPI operation, a high reactor pressure allows the operator to reduce the HPI flow (event 3). During the control of shutdown operation, a low temperature of the coolant between reactor hot-leg and RHR heat exchanger inlet allows the operator to reduce the RHR flow (event 4). In both events, the respective indications are misleading. The pressure display at the front panel lags at a high value indicating that there is sufficient sub-cooling (event 3). In event 4, partial bypass flow leads to degraded core cooling in spite of the low temperature at the hot-leg outlet. The operator task is to recognise the inadequacy of the guided action. The basis for this task is the low pressure indication at the back panel (event 3), or the low temperature difference between the RHR heat exchanger inlet and outlet (event 4), respectively.

The qualitative analysis for event 3 concluded that the hint for verification is moderately high. A low reactor pressure (i.e. a LOCA symptom) is indicated by two back panel displays, and these indications are somewhat cued by the so-called qualified safety parameter display system (QSPDS) which compares the measured values of the reactor pressure. But the QSPDS displays the pressure discrepancy somewhat confusingly. Therefore, the difficulty of verification is assessed as moderately high as well: the operator must decide on the basis of conflicting indications (front panel and back panel) and this decision is inadequately supported by the QSPDS.

For event 4, the verification difficulty was assessed as moderately high as well: the operator must compare two measured values (RHR heat exchanger inlet and outlet temperature) and conclude that a low difference is an indication of degraded core cooling. However, the qualitative analysis concluded that the hint to verify is rather weak in the situation. No specific cue pointing to the need of temperature difference checking is identifiable from the event report. But the possibility of checking was not totally neglected (i.e. the

HEP value below 1 was estimated), since the temperature difference is somewhat related to the actual task (control of shutdown operation) and thus subject to occasional verification practices. Personal redundancy was assessed as degraded in event 4, since the cause (partial bypass of core cooling flow) of the misleading indication and degraded core cooling was induced by a preceding decision error: the operator slightly opened a recirculation pump discharge valve. This error indicates some training deficiency with respect to RHR operation. With respect to aspects in addition to verification hint and personal redundancy, no significant differences between events 3 and 4 were identified. The preliminary assessment finally concluded that an event 4 would be expected to have a higher HEP than event 3.

### Quantification of reference cases

This work concerns the estimation of probabilities for reference cases. For reference cases to be useful as a basis for quantification, a comprehensive set of possible situations or configurations of factors needs included with each reference case. In this way, the quantification of a reference case applies to a specific situation but includes information needed to adjust this estimate for other situations. The precursor events analyzed for these reference cases represent one of these possible

situations or configurations. Additional events from operating experience relevant to these reference cases will be incorporated at a later stage; also, information obtained from simulator experience or training can also be used in this way.

Extending the qualitative analysis of the 25 events, a quantification was performed for each. This estimate addresses a unique situation or configuration. The quantification method is based on the use of expert judgment, using probability values from the THERP HRA handbook for coarse orientation. THERP serves as a basis for the expert judgment because it is not strictly applicable to the types of situations being quantified.

Table 4 lists the HEPs estimated for the reference cases and for actions that share structural characteristics. The upper and lower parts of the table group the actions with the shared structural characteristics. Although the same HEP value appears for most of these listed cases, the contributions to these HEPs are distinct from event to event. In fact five ranges of HEPs can be identified, ranging from 'near certain' (median probability of 0.5 to 1.0), which represents errors with a very high probability of being repeated if the situation were repeated or errors that most crews would commit in the situation, to 'very unlikely' (probability below 0.003). It can be seen that the matching events within a structural group must not have similar probabilities; the situation as-

	event 1	event 2	event 3	event 4
	<b>restage RCP seals</b>	<b>start standby HPI</b>	<b>reduce HPI</b>	<b>reduce RHR flow</b>
1. hints and cues to cross-check	moderate-strong	moderate-strong	moderate-strong	weak
2. availability and quality of indications			misleading indications	misleading indications
3. difficulty of interpretation			moderately high	moderately high
Factors 4 – 8	not strong			

Table 3: Key aspects of the matching events

structural group		Inappropriate action	Median HEP
«recovery»	event 1	Restaging of RCP seals	0.05
	event 2 (match to 1)	Start of standby HPI pump	0.05
	other	Closure of RCS valve	0.05
	other	Start of cleanup operation	0.25
«supported by procedure»	event 3	Reduction of HPI flow	0.05
	event 4 (match to 3)	Reduction of RHR flow	0.2
	other	Termination of SI operation	0.25

Table 4: HEPs estimated for reference cases and structurally similar actions

pects in Table 2 may differ and lead to different probabilities. In addition, within a given group, the probabilities values may be the same but due to different reasons. Nevertheless, the groups are useful in supporting the HEP estimate of the reference case because they allow additional quantitative comparisons to be made and supported by the qualitative analysis. Separately, the HEP estimates were compared with some ranges suggested for decision errors from the literature<sup>2</sup>.

Events 1 and 3 from the operational experience are very specific instances of the two reference cases, which respectively address:

- degradation of reactor coolant pump integrity, potentially leading to a loss of coolant through the pump seals (a seal LOCA). Reactor coolant pumps are designed with seals through which there is a controlled, continuous leakage of coolant. If the pump is operated outside its designed conditions, the seals may be damaged and an excessive leakage of coolant will occur. Many PSA sequences model actions to stop the reactor coolant pumps to avoid such leakage, when the corresponding plant conditions result from other events in the scenario. A seal LOCA in such a situation would aggravate the scenario and require additional injection of coolant.

- degradation of safety injection. Safety injection refers to emergency systems for adding coolant to the reactor coolant system. In many scenarios, these systems start automatically when the plant indications meet the criteria indicative of a loss of coolant or an excessive decrease in the level. In many scenarios, enough coolant is added after some time and safety injection needs to be reduced or terminated. A premature reduction or stopping of safety injection is the concern modelled by this reference case.

Although reference cases need to be specific, the uniqueness of operational experience events make their HEPs difficult to use as a basis for quantifying events for predictive applications like PSA, because the situations in PSAs are more generally described. (For instance, the time of day may play a positive role in an operational

event because of the shift manning whereas the PSA assumes generally conservative performance conditions.) In other words, quantification of operational events is aimed at answering the question, «how likely is this action, were this unique set of circumstances repeated?» A predictive quantification addresses how likely an action is in a scenario, which although defined in terms of a specific set of preceding hardware failures and operator actions, represents a broad range of circumstances.

In conclusion, the quantification of the operational events has provided an estimate for a very specific instance of the situation or reference case. The quantification approach, based on expert judgment, is supported by comparisons of estimates of other events that share structural aspects.

## Dynamic risk assessment

In this area, the work related to analyses to develop additional inputs for an application of the dynamic event tree methodology in a case study of a Main Steam Line Break scenario. This case study uses the *ADS* software<sup>3</sup> and models to examine the risk of damaging the reactor pressure vessel through overcooling, which is referred to as pressurized thermal shock (PTS). Modeling the crew response requires a) a description of the procedures and the training and knowledge used to interpret and follow the procedure; b) the overall strategy for the response, key plant indications, and the required operator actions and their cues; and c) an estimate of the durations of operator task. The first two elements were analyzed in earlier work; the current analyses were performed to obtain the estimates of the durations.

The analysis of task duration has two elements. The first is to estimate durations for individual tasks and subtasks, at a general level and specific to the modeled actions. The second element is to adjust the model parameter values to obtain the desired durations. The individual tasks and subtasks have been decomposed into

---

2 D.I. Gertman, H.S. Blackman, L.N. Haney, K.S. Seidler, H. A. Hahn: **INTENT: A Method for Estimating Human Error Probabilities for Decision-based Errors**, *Reliability Engineering and System Safety*, 35, pp. 127 – 137, 1992.

3 Y.H. Chang, A. Mosleh: **ADS: A Computer Program for Dynamic Probabilistic Risk Assessment**, *Proceedings of the ANS International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment*, Detroit, Michigan, USA, 6 – 9 October 2002.

communication, execution, and system response; this decomposition assumes a decision-maker guided by procedures and a subordinate carrying out the actions. As the case study is based on a U.S. plant, the decision-maker models the Senior Reactor Operator (SRO) while actions are performed by a reactor operator (RO). The execution part begins when the RO receives the command and ends when he confirms the performance of the action; it includes movement in the control room and manipulation. For routinely trained actions, the system response can constitute a significant fraction of the time to perform a series of tasks; this represents the time for equipment to start, for plant processes to stabilize, or for the feedback from the plant to be significant enough to monitor. While not strictly part of the duration of an individual action, it is important when the timing for a series of tasks is being modeled.

To obtain estimates for the durations of specific modeled actions, each action is characterized in terms of four aspects:

1. Execution requirements. Simple actions consist of a small number of repeated manipulations at one location. Complex actions require multiple, unrelated manipulations, possibly at more than one location.
2. Confirmation/verification requirements. Simple confirmation of plant feedback is considered integrated with the execution of an action. For active checks, additional time is modeled for the verification of cross-indications, for instance, the verification of flow after an alignment has been performed.
3. Coordination requirements. All actions are considered to include the SRO's command and the RO's confirmation. This aspect deals with any additional communication required.
4. System response delay. Delays are introduced by the equipment response such as the valve stroke time or the system may require time to stabilize.

Exclusive of the system response delay, the combination of these aspects result in durations from approximately 30 seconds for a simple manipulation with direct feedback to nearly two minutes for more complex alignments followed by an active check. The execution of a routine, well-trained checklist may represent a lower limit; in these cases, the RO may anticipate the items to check and the SRO's commands can be considered like reminders.

The crew model in ADS associates four parameters with actions that can be used to specify the duration of actions. These parameters represent the duration of 1) interpretation of procedures and verbalization of commands, 2) the execution of the action, and 3) the confirmation/verification phase. The fourth parameter is an overall multiplier that is applied to all of the duration parameters to model the overall speed of the response; at this time, this parameter is used for general sensitivity and not adjusted during the simulation.

Table 5 lists the scope of activities in each phase of the action and the estimated durations, assigned based on the characterization of the action. The ADS crew model provides only one value for the interpretation/command phase, which is used throughout the response. The characterization of each procedure step then specifies the execution phase and the confirmation/verification phase. An estimate of the system delay is added to the confirmation/verification phase.

Separately, enhancements to the ADS software tool were designed and implemented. These include support for specifying the inputs required for a simulation, e.g. the procedures in the format required by the software, and for the post-simulation analysis. One of the key features of the latter is to provide customized views of the event tree generated by the dynamic event tree software, which highlights certain types of events selected by the analyst.

phase of action	actor	scope of activities	new estimates
interpretation/command	SRO	read – interpret – decide – verbalize command	10 s
execution	RO	perceive (hear) – interpret – move – execute – report (verbal confirmation)	10 or 40 s
interpretation/command	SRO	read – interpret – verbalize command (to check plant indications)	10 s
confirmation/verification	RO	perceive (hear) – interpret [- move ] – perceive – report (verbal communication of plant indications)	5 – 45 s + system delay
<b>Total per action (excluding system response delay)</b>			<b>35 – 105 s</b>

Table 5: Duration of action phases



## 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 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 current dynamic event tree case application study deals with a scenario at a U.S. nuclear power plant. Although the objective of this work emphasizes methods for the application of the dynamic event tree methodology, 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 the Gösigen nuclear power plant, which has agreed to support the work with information on plant behavior, plant procedures, training and practices.

## 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» [2], 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. This activity addresses mainly the collection of data from Halden's simulator facility and the analysis of this data as it relates to HRA. The CSNI task and the Halden efforts in these areas represent concerted, international efforts to address the issue of HRA data. In this context, the project participates both as an HRA research group as well as the coordinator of CSNI HRA task discussed above, to ensure a close coordination between these related efforts.

In addition to these running tasks, the technical organization of the PSAM 7/ESREL '04 International conference on Probabilistic Safety Assessment and Management held in Berlin, June 14 – 18, was a major activity related to the project. V.N. Dang and B. Reer served as Scientific Secretary and Technical Programme Committee member, respectively, for the week-long conference, at which nearly 600 technical papers were presented. The technical organization was led by U. Schmocker of the Swiss Federal Nuclear Inspectorate (HSK) and included the active participation of two Swiss nuclear utility organizations (Gösigen and Beznau).

## Assessment 2004 and Perspective for 2005

The work performed during 2004 deals with tasks in the two areas of the research: the development of quantification methodology based on reference cases and dynamic risk assessment based on the dynamic event tree framework.

### Quantification

The proposed quantification method relies on three elements: 1) a library of reference cases, with a probability for the operator actions in the situation and qualitative analyses to support this estimate, 2) a method for matching the reference case «most similar» to the action to be quantified, and 3) a method for adjusting the

reference case estimate to account for the differences in the performance conditions and the challenge they represent to the personnel. The aims for 2004 addressed the first two elements.

In the quantification concept, the reference cases with their human error probability estimates are intended to be used for quantifying situations that share features of the reference cases. This can be highly problematic when the situation relates to an actual event because operational experience events can involve tasks that are not modeled in a typical PSA; a significant number can be considered errors of commission. In other cases, the situations are highly specific; in other words, they represent a very unique configuration, even for the concerned plant. The results show that when a reference case is not available in the library, the identification/selection of the reference case can be based on a combination of the structural aspect of the action and the driving situational characteristics that were previously identified (shown above in Table 2). The structural aspect, in simple terms, concerns how the action relates to the overall safety goals and procedures. For example, does it appear to be called for by the applicable procedural guidance? Is it a general rule of operation for the equipment or system? This combination supports matching on the basis of similarity at a higher level; the situations are similar rather than the specific tasks. Although future work may show that the situational characteristics need to be refined or expanded, the current work suggests that the set is adequate.

Turning to the probabilities for the reference cases, initial estimates have been obtained for the reference cases based on operational events. These estimates are based on combining expert judgment and values from THERP, since these events have an error of commission element, which is outside the scope of the THERP method. Comparisons of the estimates were performed for events that share the structural aspects; these provide additional support for the estimates. This leverages the fact that, as with current HRA methods, the ranking of actions (identifying which action is comparatively more likely) is more robust than the actual probability estimate.

Taken together, the work has operationalized the steps to match reference cases and to estimate their probabilities. These steps have been demonstrated for operational events, which can be considered the most difficult cases to quantify as well as match. The upcoming work will address the reference cases that are based on the actions found frequently in PSAs and the issue of adjusting reference values. Recent progress in the field, e.g. the SPAR-H HRA method developed for precursor analysis but also for predictive analyses<sup>4</sup>, and PRA standards and good practices, will be evaluated in this context. These support limiting values for the probabilities that reflect the evolution of HRA since the current methods were developed.

## Dynamic risk assessment

In this area, the work aimed to establish the durations of operator tasks, to evaluate the time performance predicted by the crew model at the level of overall scenario measures, in order to obtain ultimately the simulation results for the Main Steam Line Break scenario and to draw the safety insights from the analysis. To assign approximate durations for operator tasks, a necessary input to simulate the time aspects of the crew response within the overall simulation of scenarios, a simple classification scheme was developed. The conversion of these estimated durations into the relevant parameters available in the crew model within ADS for specifying the expected duration of operator actions was established.

The validation of the time performance of crew response predicted by the model and the completion of the case study have been delayed. The essence of the validation is to evaluate the face validity of the overall duration of sequences of tasks in predicted scenario responses, given the inputs specified for individual tasks. In principle, the time performance validation can be performed manually, by extracting the predicted sequence of tasks and their timing information from the output files. However, the validation task is postponed so that it can be performed using the software capabilities for post-simulation analysis. These allow the analyst to select types of simulation events (events like operator actions as well as hardware events) and to generate corre-

---

4 D.I. Gertman, H. Blackman, J. Marble, J. Byers, L. Haney, and C. Smith: **The SPAR-H Human Reliability Analysis Method**, INEEL/EXT-02-10307, US Nuclear Regulatory Commission (2002).

sponding time lines. This time performance validation and the completion of the case study are now the main objectives for this topic in the coming year.

### Extension of the project duration

The duration of the current HRA project, planned for the period 2001 – 2004, will be extended through 2005 on its original project budget. Personnel resources were significantly improved in 2004, with the recruitment of a person to fill a planned but unfilled position. For 2005, the recruitment of a Ph.D. candidate to work in the area of dynamic risk assessment is a high priority.

### References (Publications)

- [1] A. Mosleh, Y. H. Chang: **Model-Based Human Reliability Analysis: Prospects and Requirements**, in: *Reliability Engineering and System Safety* 83(2), pages 241 – 253, 2004.
- [2] B. Reer: **Commission Error Causes Identified from Operating Experience**, in *Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 7 – ESREL '04*, Vol. 2, pages 971 – 976, edited by C. Spitzer, U. Schmocker and V. Dang, Springer-Verlag, London, 2004.
- [3] B. Reer: **Analyzing Operational Events with Errors of Commission: Findings and Issues**, in: *Workshop on HRA HEP Data Generation*, Eurocontrol HQ, Brussels, 21 – 22 June 2004.
- [4] B. Reer, V. N. Dang, S. Hirschberg: **The CESA Method and its Application in a Plant-Specific Pilot Study on Errors of Commission**, in: *Reliability Engineering and System Safety* 83 (2), pages 187 – 205, 2004.
- [5] B. Reer: **Sample Size Bounding and Context Ranking as Approaches to the HRA Data Problem**, in: *Reliability Engineering and System Safety* 83 (2), pages 265 – 274, 2004.

# OECD HALDEN REACTOR PROJECT

## Nuclear Safety and Reliability Man-Technology-Organisation

Author and Co-Author(s)	W. Wiesenack, F. Øwre
Institution	OECD Halden Reactor Project
Address	1750 Halden, Norwegen
Internet address	<a href="http://www.ife.no/hrp">www.ife.no/hrp</a>
Duration of the Project	2003 – 2005

### ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is an international research cooperation on the safe and economic utilisation of nuclear power. Switzerland is participating in the programme 2003 – 2005 which encompasses investigations on the performance of fuels and materials in normal and transient conditions as well as studies on human performance in complex systems and situations. The main facilities are the Halden reactor, the Man-Machine-Laboratory and the Virtual Reality Centre.

Following a prolonged outage for repair, the Halden reactor was utilised in two normal operation cycles for a number of in-core experiments. Various ceramic fuels (UO<sub>2</sub>, MOX, inert matrix) were investigated regarding typical performance parameters such as fuel temperature, fission gas release and dimensional changes. An example is the inert matrix test for which PSI has provided the fuel and which continued irradiation as planned. The LOCA test series was continued with another commissioning run leading to ballooning of the cladding. Other experimental series are related to the behaviour of in-core materials regarding irradiation induced stress corrosion cracking, crack initiation and time to failure, and embrittlement.

The research in the area of Man-Technology-Organisation (MTO) comprises empirical studies of the interaction between reactor operators and the supervision and control systems. Experiments are carried out in the Halden Man-Machine Laboratory and the Virtual Reality Centre to investigate how new technologies in the control room affect the operator performance in critical situations. The data provide a technical basis for guidelines and standards for design and evaluation of control rooms and man-machine interfaces. The experiments also generate data on human reliability and human errors for use in human reliability assessment as part of probabilistic safety assessments of nuclear power plants. Further, the research programme includes development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and performance optimisation. Practical applications of virtual reality for control room design and validation, decommissioning planning and maintenance training are also developed, and the utilisation of wearable computers, wireless communication, position tracking systems and augmented reality in maintenance tasks and field operations is being studied.

## Project goals

The OECD Halden Reactor Project is an international collaboration with the aim to contribute to the safe and economic utilisation of nuclear energy. The current 3-years programme from 2003 to 2005 is supported by eighteen countries. The experiment-oriented work utilises the Halden reactor, the Halden Man-Machine-Laboratory (HAMMLAB) and the Halden Virtual Reality Centre (HVRS) as main facilities.

The programme on in-reactor fuels behaviour comprises experimental activities regarding the performance of various types of fuels in normal and off-normal (LOCA) conditions with emphasis on high burnup which remains an important priority for utilities. Cladding materials are studied with respect to corrosion and creep behaviour. Plant ageing and lifetime extension issues are addressed in in-core materials studies where irradiation assisted stress corrosion cracking in both BWR and PWR conditions are dominating the activities. All in all, seventeen experiments were loaded in the Halden reactor in 2004 regarding these investigations, many of them employing high burnup fuels or high neutron fluence materials retrieved from commercial light water reactor and re-instrumented for further irradiation in the Halden reactor.

The main goals of the research and development work in the MTO area at the Halden Project are to provide knowledge on how and why accidents occur, with the aim to prevent them from happening; to 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; to develop advanced information and support systems for use in plant optimisation, operation and maintenance; and to develop methods and tools to improve the reliability of safety-related computer systems, with particular emphasis on safe software.

The work is defined in the framework programme for the agreement period 2003 – 2005 and in detail in the programme for 2004 /1/.

## Work carried out and Results obtained

### Man-Technology-Organisation

The most important results from the MTO-programmes at the Halden Project in 2004 are the following:

- A draft for a Performance Shaping Factors (PSFs) classification scheme has been prepared and used to generate subjective ratings for the operators participating in the recent HAMMLAB experiments, and the Halden Project has contributed to the OECD NEA Working Group on Risk (WGRISK) task on HRA data exchange.
- The data collected from the HAMMLAB experiment studying the ability of the operators to regain control of the situation during an accident sequence (the recovery experiment) have been analysed. The results show that the task complexity of the scenarios (time pressure, information load, multiple errors masking (hiding) main causes for the problems) to a large degree was reflected in how the operators performed in the scenarios.
- The data from the procedure automation experiment performed in the BWR simulator in HAMMLAB with operators from Swedish NPPs as test subjects have been analysed, and a final report has been issued. The results showed that automated procedure execution did not have negative effects on situation awareness and human performance. Operators did, however, report some out-of-the-loop performance problems and feelings of not being in control with the highest level of procedure automation.
- Preparations for a large experiment on extended teamwork in which the cooperation between control room operators and field operators is investigated have been made. The experiment will be carried out in the period November 2004 – January 2005 in the HAMMLAB and VR Centre.
- The investigations of innovative displays continued in 2004. A state-of-the-art report on Ecological Interface Design has been completed. Several prototypes of ecological displays, function oriented displays and task-based displays have been implemented on the simulators in HAMMLAB and user tests have been conducted.
- An experiment has been performed to investigate the effect of VR technology type on learning. Different VR systems (desktop, large screen, head-mounted display) were evaluated. The training system featured procedures and equipment actually used at the Halden reactor. The data from the experiment are being ana-

lysed and will be reported in forthcoming Halden Work Reports.

- A work-planning software package has been developed that predicts the radiation exposure of workers in contaminated areas. A validation study of this work-planning tool has been completed. The results show that the correspondence between the doses obtained using the VR-based work-planning tool and the real doses experienced when performing the real work tasks was satisfactory.
- Technology for improved communication between control centres and field operators using information presentation in augmented and virtual reality was tested, and results have been reported.
- The development of the signal validation system PEANO towards the use for on-line calibration monitoring continued in 2004 and a report describing the developments has been issued.
- The TEMPO system for thermal performance surveillance has been further improved. The work on robust data reconciliation has been completed, and model validation is well underway. Pilot installations at NPPS have provided valuable feedback for the improvements.
- The first phase of the new activity on condition monitoring of electrical cables in NPPs (cable aging project) was concluded with a survey report. Work has started to design a prototype system with the aim to develop a tool to be used on-site and capable to detect and locate cable defects and aging conditions.
- The work on software reliability continued in 2004. The work comprises a cooperation with EdF, France, on software dependability focusing on error propagation aspects. The work in 2004 has addressed scenarios of error propagation and identification of possible mechanisms by which they can occur. Together with TÜV and ISTec in Germany an activity on qualification of Integrated Tools Environments for development of computer-based safety systems has been initiated.
- A new theory, COAT (Capability-Oriented Agent Theory), has been developed in connection with work towards integration of service-oriented and quality-oriented system aspects during system development.

A report presenting this theory, including classification of system aspects and description of the relationships between service-oriented and quality-oriented aspects has been issued.

- Preparatory work for establishing the Software Engineering Laboratory (SELab) at the Halden Project was started. SELab will be an organisational unit within the Halden Project that provides the systems and resources needed to support research, development, assessment, consultancy and training related to safety-oriented software engineering.

## Nuclear Safety and Reliability

The programme in 2004 comprised 17 experiments related to fuels and materials investigations. Most of the experiments allow on-line measurements of safety and performance parameters such as fuel temperature, rod pressure, swelling and densification, pellet-clad interaction and crack growth in core component materials. Two highlights of the experimental programme were the second commissioning run of the LOCA test series and the successful demonstration of PWR crud buildup and axial offset anomaly. Further, two experiments were loaded for first time irradiation in January 2005 – these are a test on fuel subjected to high initial rating and a follow-on test for studying Gd-bearing fuel. The following sections provide an overview of some important results.

- Irradiation of disk-shaped fuel for generation of high burnup structure. The experiment contains standard and large grain fuel as well as homogeneous and inhomogeneous (MIMAS type) MOX fuel. The disk-shaped fuel is sandwiched between Mo disk which produces a more uniform temperature distribution than in pellet fuel. The experiment aims at operation temperatures of 500° and 700° C. On-line stack elongation measurements allow the densification and swelling to be followed, while fission products can be analysed by way of sweep gas purging. The twelve segments have reached an average burnup of about 70 MWd/kg, and the high burnup structure should be fully developed. However, the surface-to-volume ratio which can give an indication of interlinkage of grain boundary bubbles, has shown no significant change since the start of irradiation. This is in agreement with PIE on high burnup structure fuel showing that the ge-

nerated porosity is not connected. The Halden Programme Group has decided to extend the burnup target of this experiment from 100 – 110 MWd/kg to 120 – 130 MWd/kg.

■ Performance of inert matrix fuel (IMF). The experiment (IFA-651) contains two rods with IMF pellets, two rods with MOX pellets manufactured at PSI using a dry attrition milling process (ATT), and one rod with BNFL-manufactured MOX (SBR). The aim of the experiment is to investigate the thermo-mechanical behaviour of IMF fuel under irradiation conditions similar to those in LWRs with a target burnup of  $\sim 500$  kWd/cm<sup>3</sup>. The assembly has achieved a burnup of  $\sim 299$  kWd/cm<sup>3</sup> ( $\sim 30$  MWd/kgoxide) at the end of 2004. One IMF rod was discharged for PIE including dimensional measurements, axial gamma scanning, neutron radiography, ceramography, rod puncturing and fission gas analysis. A power calibration was performed for the new configuration. The plan is to continue irradiation at relatively high linear heat rates to study the behaviour of IMF and MOX fuel at increasing burnup.

■ Second commissioning run of the LOCA test series. The objective was to establish the capability of the test design to produce a representative ballooning of the cladding. Unlike the first experiment, the test rod was therefore pressurised with 40 bar He. The peak clad temperature to be reached and held for about five minutes was agreed to be 1050° C. The required power input from the central fuel rod and the heated shroud was predetermined based on the first commissioning run and code calculations performed by PSI and other participant, and the selected values produced in fact the desired clad temperatures. Ballooning occurred close to 800° C as evidenced by on-line clad elongation and rod pressure measurements. The clad thermocouple readings indicated a very even circumferential temperature distribution. Two fast response neutron detectors showed a signal jump at the time of ballooning, probably as a result of axial fuel relocation and a change in neutron flux distribution. The fuel redistribution was captured by gamma scanning after unloading of the test section, and later by visual inspection.

■ Successful demonstration of crud buildup and PWR axial offset anomaly (AOA). The crud / AOA experiment underwent irradiation cycles two and three in 2004. During the second cycle, symptoms of crud

buildup were seen by the in-core diameter measurements and confirmed by visual inspection. It was decided to continue the experiment for another reactor cycle, this time with higher power and more severe mass evaporation. During the third cycle, the neutron detectors showed clear indications of axial offset, i.e. a flux depression in relation to the surrounding core positions and also relative to the lower part of the test section that was designed to avoid crud buildup. On shut-down of the loop, the released Li was measured and found to be in agreement with the amount of boron-lithium compound in the crud required to produce the observed flux depression. The crud will be analysed by PIE.

■ Two investigations on irradiated materials are being performed in representative BWR environments, under oxidising conditions, with 5 ppm O<sub>2</sub> in the coolant. One of the studies (IFA-658) is a crack growth experiment. The test matrix comprises five irradiated Compact Tension (CT) specimens that are instrumented for on-line crack propagation monitoring and equipped with bellows that allow applied stress intensity level to be varied. The specimens have been prepared from 304 and 304 L SS with fluences of 0.2, 0.8, 1.2 and 2.5 x 10<sup>22</sup> n/cm<sup>2</sup> and a 347 SS with a fluence of 7 x 10<sup>19</sup> n/cm<sup>2</sup>. At applied stress intensity levels of  $\sim 18 - 20$  MPa  $\sqrt{m}$  crack growth rates of  $\sim 1-2 \times 10^{-7}$  mm/s have been measured on the specimens. The test is to be continued in 2005 and the effects of hydrogen water chemistry on the cracking response of selected specimens will be studied.

■ In the second BWR investigation (IFA-660) the time to crack initiation and failure in thirty miniature tensile test specimens prepared from 304L SS with a fluence of 8.0 x 10<sup>21</sup> n/cm<sup>2</sup> is being studied. Eighteen of the specimens are located in a high flux and twelve of the specimens are located in a low flux position in the test assembly. Load (ranging from  $\sim 76 - 97\%$  of the yield stress (YS)) has been applied to the specimens which have been irradiated for  $\sim 8000$  hours at load, in a high oxygen environment. Five low flux specimen failures have been recorded, after  $\sim 550$ , 4400 and  $\sim 7800$  full power hours of irradiation, respectively and SEM examination of fracture surfaces is presently in progress. Irradiation of IFA-660 will continue for at least two more cycles. A second loading of thirty specimens will later be exposed to HWC and by comparing the number of failures in the two environments, the potential

benefits of HWC as a means for mitigating the initiation of cracks in high fluence materials will be obtained.

- A set of ten heat Affected Zone (HAZ) CT specimens (prepared from shield metal arc welded 304 SS and from shield arc welded 304LSS core shroud material) were irradiated, in the Halden Reactor to a fluence of  $0.5 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> in an inert environment. Preliminary results from subsequent crack growth tests, conducted in BWR conditions at a participant laboratory, indicate that the crack growth rate of the HAZ materials are a factor of ~5 higher than the NUREG 0313 curve for sensitised 304 SS, while the crack growth rates of unirradiated HAZ specimens are a factor of two below the curve. The crack growth rates of the irradiated CTs decreased significantly in low oxygen environments. Additional specimens, irradiated to a fluence of  $1.2 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> will be tested in BWR conditions in 2005.

These and further results are in detail described in the status reports issued twice a year by the Halden Reactor Project /2, 3/.

## 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.

In the area of fuels and materials investigations, the Halden Project has a special cooperation with the Paul Scherrer Institut regarding the supervision and evaluation of the inert matrix experiment and supporting code calculations for the LOCA experiment. Irradiated fuel segments to be used in future LOCA experiments have been provided by the Swiss NPP Leibstadt (KKL). It should also be mentioned that Dr. Guido Ledergerber from KKL was the 2004 chairman of the Halden Programme Group and arranged the autumn meeting of this group in the KKL information centre.

## 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. Participants comprise safety authorities, utilities, vendors, and research organisations. In the execution of the research programme, the Halden Project maintains close contact with its member organisations in the member 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 programmes and oversees the progress of the work.

## Assessment 2004 and Perspective for 2005

The programme defined in /1/ was largely carried out as planned; details are given in the status reports for 2004 /2, 3/. The in-core experiments proceeded as envisaged, and several new experiments were loaded. Also the activities in the MTO-area at the Halden Project progressed mostly according to schedules. 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.

A major event was the Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPGM) arranged in Sandefjord, Norway in May 2004. This conference, which was attended by about 150 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 in the Fuels & Materials as well as the MTO area through presentations of reports and papers. The next EHPGM will be arranged in Lillehammer, Norway, October 16 – 21, 2005.

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 activities will continue in 2005 in accordance with the three year frame programme for this period /4/ and the annual



programme for 2005 /5/ approved by the Halden Programme Group. A continuation of the Halden Project for the years 2006 – 2008 has been discussed with the participants, and very positive indications have been received so far.

## Reference

- [1] **Halden Reactor Project Programme Proposal 2004**, HP-1148
- [2] **Status Report January – June 2004**, HP-1164
- [3] **Status Report July – December 2004**, HP-1174  
(to be issued in 2005)
- [4] **Halden Reactor Project Programme Proposal 2003 – 2005**
- [5] **Halden Reactor Project Programme Proposal 2005**, HP-1166

# Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien

Arbeitsgruppe	Gremium	Fachgebiet
<b>IAEA</b>		
CSS	Commission Safety Standards	Sicherheit allgemein
RASSC	Radiation Safety Standards Commission	Strahlenschutz
TRANSSC	Transport Safety Standards Commission	Transport und Entsorgung
WASSC	Waste Safety Standards Commission	Transport und Entsorgung
NUSSC	Nuclear Safety Standards Commission	Reaktorsicherheit
IWG-LMNPP	Intern. Working Group – Life Management Nuclear Power Plant	Reaktorsicherheit
Control & Instrumentation	Control & Instrumentation	Reaktorsicherheit
Transport Regulations	Transport Safety	Transport und Entsorgung
RTSG	Radioactive Transp. Safety Group	Transport und Entsorgung
IRS	Incident Reporting System	Vorkommnisse
INES	Intern Nucl. Event Scale	Vorkommnisse
IWG-NPPPTQ	Intern. Working Group – Nuclear Power Plant Training & Qualification	MOS
<b>OECD-NEA</b>		
CNRA	Commission Nuclear Regulatory Activities	Sicherheit allgemein
CNRA-WGIP	CNRA – Work. Group Inspect. Practices	Reaktorsicherheit
CNRA-WGPC	CNRA – Work. Group on Public Communications	Öffentlichkeitsarbeit
CRPPH	Commission Radiation Protection & Public Health	Strahlenschutz
CRPPH-ISOE	CRPPH – Information System Occupational Exposure	Strahlenschutz
CRPPH-EMEX	CRPPH – Emergency Exercises	Strahlenschutz
RWMC	Radioactive Waste Management Comm.	Transport und Entsorgung
RWMC-FSC	RWMC – Forum on Stakeholder Confidence	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC	RWMC – Integr. Group Safety Case	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / Clay Club	RWMC-IGSC CLAY CLUB	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / TDB	RWMC-IGSC Thermo dynamic database	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC / Agmico	RWMC-IGSC Geol. information for the safety case	Transport und Entsorgung
CSNI	Commission Safety of Nuclear Installations	Reaktorsicherheit
CSNI-SEGFMS	CSNI – Special Expert Group Fuel Safety Margins	Reaktorsicherheit
CSNI-WGOE	CSNI – Working Group Operating Experience	Betriebserfahrung
CSNI-GAMA	CSNI – Group Acc. Managem. and Analysis	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE	CSNI – Working Group on Integrity and Aging of Components and Structures	Reaktorsicherheit

Arbeitsgruppe	Gremium	Fachgebiet
CSNI-WGZRisk Risk CSNI-SEGHOFF	CSNI – Working Group Risk Assessment CSNI – Special Expert Group Human & Organisation Factors	Reaktorsicherheit Mensch – Technik – Organisation
CSNI-ICDE	CSNI – Intern. common cause failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-OPDE	Piping Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-Fire	CSNI – Fire Safety	Reaktorsicherheit
OECD-IRSN CABRI Waterloop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
OECD-IRSN CABRI Waterloop Project	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project	Halden Programme Group (HPG)	Forschung
OECD Halden Project	Halden Board of Management (HBM)	Forschung
OECD Halden Project / COMPSIS	COMPSIS Steering Group (SG)	Reaktorsicherheit
Generation IV Internat. Forum (GIF)	Risk and Safety Working Group (RSWG)	Forschung

### Weitere Internationale Arbeitsgruppen

Fachverband Strahlenschutz	Dosimetrie AKD	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Inkorporationsüberwachung AKI	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Umweltüberwachung AKU	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Ausbildung AKA	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Praktischer Strahlenschutz	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Notfallschutz AKN	Strahlenschutz
Fachverband Strahlenschutz	Entsorgung AKE	Transport und Entsorgung
Fachverband Strahlenschutz	Beförderung AKB	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen AKR	Strahlenschutz
	Strahlenbiologie AKS	Strahlenschutz
	Nachweisgrenze AKSIGMA	Strahlenschutz
	Natürliche Radioaktivität AKNAT	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz AKP	Strahlenschutz
	Umweltüberwachung AKU	Strahlenschutz
IEC	Intern. Electroch. Commiss.	Reaktorsicherheit
IUPAC	Int. Union Pure & Appl. Chem	Transport und Entsorgung
ADR/RID	Accord Européen relatif au transport dangereux par route / Règlement concernant le transport intern. ferroviaire de marchandises dangereuses	Transport und Entsorgung
WENRA	Western Europ. Nucl. Regul. Association	Sicherheit allgemein
WENRA-WGWD	WENRA – Working Group on Waste & Decomm.	Transport und Entsorgung
WENRA-Reactor Safety	WENRA – Working Group on Reactor Safety Harmonisat.	Reaktorsicherheit
NERS	Network of Reg. with Small Nucl. Progr.	Sicherheit allgemein
OSPAR	Oslo-Paris Komitee radioakt. Substanzen	Strahlenschutz
NRWG TF RI-ISI	Nuclear Regulators Working Group – Task Force on Risk informed Inservice Insp.	Reaktorsicherheit
NRWG TF NDT	NRWG – Task Force on Nondestructive Testing	Reaktorsicherheit
NRWG	Nuclear Regulators Working Group	Reaktorsicherheit

# Anhang C: Publikationen und Vorträge 2003 und 2004

## Publikationen:

Autoren HSK	Publikation
Beutler, R.; Schoen, G.	Beutler, R.; Schoen, G.; Kim I.S.; Khatib-Rahbar M.: «Probabilistic Analysis of Events at Swiss Nuclear Power Plants» Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 7 – ESREL'04, June 14 – 18, 2004, Berlin, Germany, Spitzer, Cornelia; Schmocker, Ulrich; Dang, Vinh N. (Hrsg.) 2004, ISBN: 1-85233-827-X
Deutschmann, H.	Deutschmann, H.: «Modifications for Improvement», Nuclear Plant Journal, Vol. 22, N04, EQES, USA 2004
Faust, B.	Faust, B.: «Uncertainty Assessment in Regulatory Judgement and Decisionmaking», Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 7 – ESREL'04, June 14 – 18, 2004, Berlin, Germany, Spitzer, Cornelia; Schmocker, Ulrich; Dang, Vinh N. (Hrsg.) 2004, ISBN: 1-85233-827-X
Flury, P.	Flury, P.: Contribution to Drafting and Review: «The nuclear power industry's ageing workforce: Transfer of knowledge to the next generation», IAEA-TECDOC-1399, 2004, ISBN 92-0-107704-1
Frischknecht, A; Deutschmann, H.	Frischknecht, A; Deutschmann, H., Dang, V.: Contribution to «Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance», OECD/NEA CNRA Paper, Paris 2004, ISBN: 92-64-02089-6
Frischknecht, A.	McRobbie, H., Tasset, D., Pyy, P., Frischknecht, A.: «MODIFICATIONS AT NUCLEAR POWER PLANTS – INTERNATIONAL VIEWS ABOUT THE ROLE OF HUMAN FACTORS», ANS Paper, Forth American Nuclear Society International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Controls and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2004), Columbus, Ohio, September, 2004
Meyer, P.	Gmünder, F.; Meyer, P.: «Risk Considerations in the Domains of Protections Against Major Accidents in Comparison with Performance Assessments for Nuclear Power Plants, Proceedings to OECD/NEA IGSC-Workshop on «Management of Uncertainty in Safety Cases – Role of Risk», Stockholm, February 2004
Neumann, W.	Neumann, W.: «Qualitative versus Quantitative Risk Models», CSNI Workshop «International development and co-operation on Risk-Informed In-Service Inspection (RI-ISI) and Non-Destructive Testing (NDT) Qualification», Stockholm, 13.4. & 14.4.2004, Invited Paper
Neumann, W.	Neumann, W.: «NRWG Task Force on Risk-Informed Inservice Inspection» CSNI Workshop «International development and co-operation on Risk-Informed In-Service Inspection (RI-ISI) and Non-Destructive Testing (NDT) Qualification», Stockholm, 13.4 & 14.4.2004, Invited Paper

Autoren HSK	Publikation
Rahn, M.	Cederbom, C. E.; Sinclair, H. D.; Schlunegger, F.; Rahn, M.: «Climate-induced rebound and exhumation of the European Alps», <i>Geology</i> , 32 (8), pp 709 – 712, 2004, doi: 10.1130/G20491.1
Schmocker, U.	Spitzer, Cornelia; Schmocker, Ulrich; Dang, Vinh N.: Editor: «Probabilistic Safety Assessment and Management», PSAM 7 – ESREL'04, June 14 – 18, 2004, Berlin, Germany, (Hrsg.) 2004, ISBN: 1-85233-827-X
Schmocker, U.; Schoen, G.; Theiss, K.; Neumann, W.; Keel, A.; Loy, D.	Schmocker, U.; Schoen, G.; Theiss, K.; Neumann, W.; Keel, A.; Loy, D.: «Introduction of an Integrated Regulatory Safety Oversight in Switzerland», <i>Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 7 – ESREL'04</i> , June 14 – 18, 2004, Berlin, Germany, Spitzer, Cornelia; Schmocker, Ulrich; Dang, Vinh N. (Hrsg.) 2004, ISBN: 1-85233-827-X
Schulz, R.; Schoen, G.	Schulz, R.; Schoen, G.; Kim, I. S.; Zavisca, M.; Yuan, Z.; Khatib-Rahbar, M.: «Regulatory Evaluation of the Mühleberg PSA», <i>Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 7 – ESREL'04</i> , June 14 – 18, 2004, Berlin, Germany, Spitzer, Cornelia; Schmocker, Ulrich; Dang, Vinh N. (Hrsg.) 2004, ISBN: 1-85233-827-X
Schwarz, G.	Rybach, L.; Bucher, B.; Schwarz, G.: «Aerogammaspektrometrie – Methodik und neue Anwendungen», <i>Mitteilungen zum DGG-Kolloquium Aerogeophysik vom 10. März 2004 in Berlin, Sonderband I/2004</i> , Deutsche Geophysikalische Gesellschaft e.V., Potsdam, ISSN-Nr. 0934-6554
Schwarz, G.	Bucher, B.; Schwarz, G.; Rybach, L.: «AGS Exercise Team Report for HSK, Switzerland», <i>An International Comparison of Airborne and Ground Based Gamma Ray Spectrometry</i> . University of Glasgow, Glasgow, Scotland, ISBN 0 85261 783 6
Schwarz, G.	Bucher, B.; Rybach, L.; Schwarz, G.; Bärlocher, Ch.: «Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM03», <i>Bericht für das Jahr 2003 zuhanden der Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR)</i> . PSI-Bericht, Villigen
Tipping, P.	Tipping, P.: «Achievements of the IAEA Technical Working Group on Life Management of Nuclear Power Plants». <i>International Journal of Pressure Vessels and Piping</i> Volume 81, Issue 8, August 2004, Pages 673 – 676, Special Issue in Memory of Academician Myrddin Davies
Tipping, P.	Tipping, P.: «Examples of Materials Behaviour in NPPs: Problems and Solutions Used to Improve Availability and Safety», <i>PROMETEY 8th. International Conference, Proceedings</i> , 14 – 18 June 2004, St. Petersburg
Van Doesburg, W.	Van Doesburg, W.: Contribution to Drafting and Review: «Analysis of differences in fuel safety criteria for WWER and western PWR nuclear power plants», <i>IAEA-TECDOC-1381</i> , ISBN 92-0-112903-3, Nov. 2003
Wanner, H.	Mompean, F.J.; Wanner, H.: «The OECD Nuclear Energy Agency Thermochemical Database Project», <i>Radiochim. Acta</i> , 91 (2003) pp 617 – 621

<b>Autoren HSK</b>	<b>Publikation</b>
Wanner, H.	Grenthe, I.; Wanner, H.: «Ionic Strength Corrections» in: «Solvent Extraction Principles and Practice», New York: Marcel Dekker, Inc., 2004, p 750.
Wanner, H.	Powell, K.J.; Brown, P.L.; Byrne, R.H.; Gajda, T.; Hefter, G.; Sjöberg, S.; Wanner, H.: «Chemical Speciation of Hg(II) with Environmental Inorganic Ligands», Australian J. Chem., 57 (2004) pp 993 – 1000.
<b>Vorträge:</b>	
<b>Autoren HSK</b>	<b>Vorträge</b>
Faust, B.; Fricke, Ch.	«Pilot study on tacit knowledge transfer in HSK» und «Strategy of regulatory safety research in Switzerland». NERS-Meeting, IAEA Wien.
Faust, B.	«Regulatorische Sicherheitsforschung – Basis zur Beurteilung der Kernanlagen», Vortrag CORE (Commission fédérale pour la Recherche Energétique), Departement UVEK.
Humbel C.; Fricke, C., Ryser, C.	«Sicherheitsmanagement/Sicherheitskultur», Vortrag , TÜV München und TÜV Hamburg.
Mäder, C.; Van Doesburg, W.; Wand, H.	«New RIA Safety Criteria in Switzerland», OECD/CSNI/IRSN CABRI Waterloop Projekt Seminar, April 2004.
Meyer, U.; Feer, U.	«Anforderungen und Aufsichtsverfahren für sicherheitsrelevante rechnerbasierte Systeme in Kernkraftwerken» SVA-Vertiefungskurs Digitale Leittechnik und Computereinsatz in KKW-Prozessen, Brugg-Windisch.
Zurkinder, A.	Informationsveranstaltung Koordination Behördeninformation in Marthalen unter Leitung des BFE, der HSK und unter Mitwirkung des Forums Opalinuston (Vereinigung von Gemeinden des Zürcher Weinlands), Regierungspräsidium Freiburg, 27.4.2004.
Schmocker, U.; Pfeiffer, H.; Zurkinder, A.; Treier, A.	Medienkonferenz zur Veröffentlichung des HSK-Jahresberichtes 2003 im Bundeshaus in Bern, 30.4.2004
Tipping, P.	«Aspects Concerning Reactor Core Internals Repair and Replacement.» IAEA Specialist Meeting, Erlangen 6 – 8 Oct. 2004

# Anhang D: Richtlinien der HSK

Die gültigen Richtlinien sind auf der HSK-Website unter «[www.hsk.ch](http://www.hsk.ch)» abrufbar

Richtlinie	Titel
R-4	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken
R-5	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen
R-6	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes
R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung
R-11	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen
R-12	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts
R-13	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)
R-14	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle
R-15	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken
R-16	Seismische Anlageninstrumentierung
R-17	Organisation von Kernkraftwerken
R-18	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen
R-21	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle
R-23	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen
R-25	Berichterstattung des Paul Scherrer Institutes sowie der Kernanlagen des Bundes und der Kantone
R-27	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken
R-29	Anforderungen an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle
R-30	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen
R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen
R-32	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen
R-35	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken
R-37	Anerkennung von Strahlenschutz- Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK
R-39	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal
R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung
R-41	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen
R-42	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage
R-45	Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen
R-47	Prüfungen von Strahlenmessgeräten
R-48	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken

R-49	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen
R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen
R-51	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen
R-52	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung
R-60	Überprüfung der Brennelementherstellung
R-61	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren
R-100	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)
R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser- Reaktoren
R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraft- werken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz
R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle



**Impressum**

HSK Erfahrungs- und Forschungsbericht 2004

**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](http://www.hsk.ch)

HSK-AN-5437

© HSK, April 2005