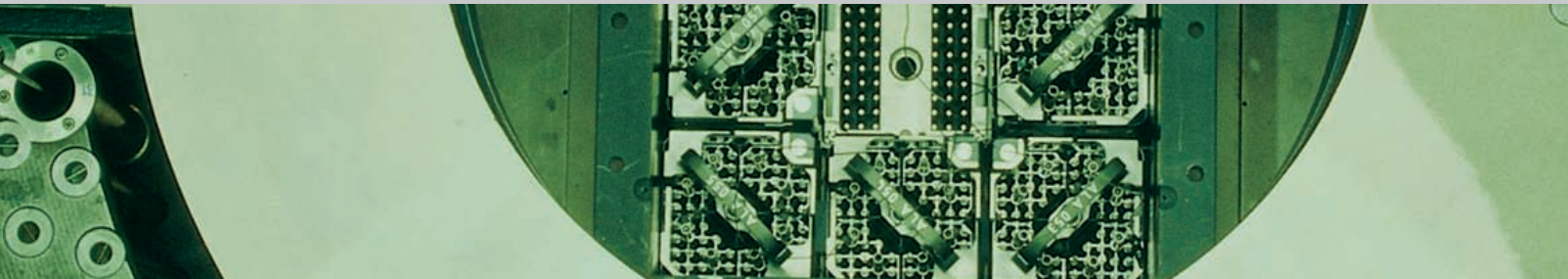




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2006

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2006

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2006

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2006

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Einleitung	4
Vorwort	5
Zusammenfassung	7
Préface	10
Résumé	12
Preface	14
Summary	16
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	19
1.1 Reaktorsicherheit	19
1.1.1 KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials	19
1.1.2 DIAGNOSTIK-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement due to Neutron Irradiation	21
1.1.3 STARS-V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	22
1.1.4 MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWR	23
1.1.5 MELCOR – Überprüfung und Weiterentwicklung des Rechencodes MELCOR für die Analyse schwerer Unfälle in Leichtwasserreaktoren	25
1.1.6 OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction	26
1.1.7 OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project	27
1.1.8 OECD-ICDE – Common Cause Failure Data Exchange	28
1.1.9 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	29
1.1.10 OECD CABRI Waterloop Project	30
1.1.11 OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	31
1.2 Strahlenschutz	32
1.2.1 Zusammenarbeit in der Dosimetrie	32
1.2.2 Zusammenarbeit in der Radioanalytik	34
1.2.3 ARTIST – Aerosol Trapping in a Steam Generator	35
1.3 Transport und Entsorgung	37
1.3.1 Mont-Terri – EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ	37
1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur	39
1.4.1 Human Reliability Analysis	39
1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer KKW	40
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen	43
2.1 Notstromfall mit Teilausfall der Notstromversorgung	43
2.1.1 Störfallablauf	44
2.1.2 Auswirkungen auf die Anlagensicherheit	45
2.1.3 Ursachen der Komponentenausfälle	46
2.1.4 Bedeutung des Störfalls für die Schweizer Kernkraftwerke	47
2.2 Leckage von Dampferzeuger-Heizrohren	48
2.3 Eingeschränkte Verfügbarkeit des Reaktorabschaltsystems	50
2.4 Fehlerhaft montierte Dübel in einem Kernkraftwerk	53

3. Internationale Zusammenarbeit	55
3.1 Multilaterale Zusammenarbeit	55
3.1.1 Zweite Überprüfungskonferenz zum internationalen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle	55
3.1.2 Internationale Atomenergieagentur (IAEA)	55
3.1.3 Organisation for Economic Cooperation and Development/ Nuclear Energy Agency (OECD/NEA)	57
3.1.4 Behördenorganisationen	64
3.2 Bilaterale Zusammenarbeit	65
3.2.1 Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires (CFS)	65
3.2.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	66
3.3 Besuche ausländischer Delegationen	67
3.3.1 Besuch von EDF-Chefinspektor Pierre Wiroth	67
3.3.2 Besuch von NRC Deputy Director Michael Weber	67
3.4 Osthilfe	68
3.4.1 Neuausrichtung des Center for Nuclear Safety in Central and Eastern Europe (CENS)	68
3.4.2 Unterstützung beim Aufbau eines Managementsystems für das armenische NRSC	68
3.4.3 Technische Unterstützung des Seco bei der Verwaltung der EBRD-Fonds	68
3.4.4 Erfolgreicher Abschluss des SWISRUS-Projektes (1994 – 2006)	69
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	71
4.1 In Kraft getretene Verordnungen	71
4.1.1 Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK)	71
4.1.2 Verordnung über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK)	71
4.2 Geplante Verordnungen	72
4.2.1 Verordnung über die Gefährdungsannahmen und Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle	72
4.2.2 Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken	72
4.2.3 Verordnung über die Gefährdungsannahmen von Kernanlagen und Kernmaterialien zum Schutz vor Sabotage	72
4.2.4 Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK)	72
4.3 Revision aller Richtlinien der HSK	73
4.4 Neues Verfahren bei Neu- und Umbau von Anlageteilen	73
4.5 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG)	73
4.6 Das neue Öffentlichkeitsgesetz des Bundes (BGÖ)	74
4.7 Integrierte Aufsicht	74
5. Analyse und Ausblick	77
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	79
Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien	261
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2003 und 2004	263
Anhang D: Richtlinien der HSK	267
Anhang E: Grundlagen der neuen HSK-Richtlinien	270

Einleitung

Das im Februar 2005 in Kraft getretene, neue Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen und über Sachverhalte, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen, informieren. Die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) erfüllt diese gesetzliche Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung ihrer vier Jahresberichte: Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht, Geschäftsbericht und Erfahrungs- und Forschungsbericht. Diese Berichte sind auch in elektronischer Form auf der Internetseite der HSK – www.hsk.ch – unter dem Reiter «Infos» in der Rubrik «Jahresberichte» erhältlich.

■ Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die

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

■ Im Strahlenschutzbericht wird der radiologische Zustand innerhalb und ausserhalb der schweizerischen Kernanlagen beschrieben.

■ Der Geschäftsbericht gibt Auskunft über die Finanzsituation der HSK und über die Zwischenbewertung der in der Leistungsvereinbarung getroffenen Ziele.

■ Der vorliegende Erfahrungs- und Forschungsbericht beschreibt und bewertet die Ergebnisse der regulatorischen Sicherheitsforschung, ausgewählte Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen, den internationalen Erfahrungsaustausch sowie Änderungen im Regelwerk der HSK. Die Kapitel 1 bis 5 richten sich an die interessierte Öffentlichkeit, der Anhang A vornehmlich an ein Fachpublikum.



Die vier jährlich erscheinenden Berichte der HSK.

Vorwort

Lehren aus dem Störfall in Forsmark

Am 25. Juli 2006 ereignete sich im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 ein Störfall, der weltweit ein grosses Medienecho auslöste. Was war geschehen? Technisch ist Folgendes passiert:

Bei Wartungsarbeiten in der 400-kV-Freiluftschaltanlage ausserhalb der Kernanlage wurde durch nicht fachgerecht ausgeführte Arbeiten ein Kurzschluss ausgelöst. Der Kurzschluss führte zur Trennung des Kernkraftwerkes vom Hochspannungsnetz. Der Trennungsvorgang verursachte eine unerwartet hohe Spannungsspitze, die zum Ausfall von zwei der vier Stränge der Notstromversorgung und zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung des Kernkraftwerkes führte. Damit standen zur Störfallbeherrschung nur noch die von den intakten Strängen versorgten Komponenten der Sicherheitssysteme zur Verfügung. Die Kühlung des Reaktorkerns war trotz dieser Ausfälle weiterhin möglich, weil die Auslegung der Notstrom- und Sicherheitssysteme im Block 1 der Anlage Forsmark 4 x 50% beträgt und somit eine 100%-ige Kühlkapazität vorhanden war. Die vollständige Versorgung aller sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher konnte rund 22 Minuten nach Störfalleintritt durch manuelles Durchschalten des externen Netzes wieder hergestellt und die Anlage anschliessend in den kalt abgestellten Zustand normal abgefahren werden. Beim Störfall wurde keine Radioaktivität freigesetzt. Das Vorkommnis wurde von der schwedischen Aufsichtsbehörde auf Stufe 2 der 7-teiligen INES-Skala klassiert.

So weit die Fakten. Wir haben uns nach dem Bekanntwerden des Vorkommnisses umgehend der Detailabklärung zugewandt, um herauszufinden, was genau in Forsmark geschehen ist und welche Lehren wir daraus ziehen müssen. Bald war uns klar, dass im Bereich der Stromversorgung, speziell der Notstromversorgung, in der Anlage Forsmark technische Mängel vorhanden waren, die es in den schweizerischen Anlagen in vergleichbarer Weise nicht gibt. Ein Störfallablauf wie in Forsmark hätte in den Schweizer Anlagen allein aus technischen Gründen so nicht stattfinden können. Die Überprüfung der Detailausführung der Stromversorgung und insbesondere der vorhandenen Überspan-

nungsschutzeinrichtungen in den schweizerischen Kernkraftwerken zeigen, dass nach heutigem Kenntnisstand in diesen Bereichen keine Mängel vorhanden sind.

Die Frage bleibt: Welches sind die Lehren, die wir aus diesem Vorkommnis ziehen müssen? Um diese Frage zu beantworten war es notwendig, die eigentlichen Grundursachen für den Störfall zu analysieren. Detailabklärungen zeigten, dass in Forsmark nebst den technischen Mängeln offensichtlich auch Defizite im Änderungswesen, in der Kommunikation mit dem Netzbetreiber, in der Umsetzung von Erfahrungen aus anderen in- und ausländischen Anlagen und nicht zuletzt in der Einstellung des Managements zur Sicherheit eine Rolle spielten. Und damit sind wir beim Kern unserer Erkenntnisse aus dem Forsmark-Störfall: Für den sicheren Betrieb von Kernanlagen spielen die Organisation und der Mensch eine zentrale Rolle. Mensch und Organisation bilden neben der Technik die Pfeiler der Sicherheit. Für die HSK ist diese Erkenntnis nicht neu – mit ihrer Aufsichtsstrategie der «Integrierten Aufsicht» fokussiert sie sich genau auf diese Eckpfeiler der Sicherheit. Bei den Nach-Forsmark-Abklärungen in den schweizerischen Kernkraftwerken haben wir deshalb auch gezielt das Thema Mensch und Organisation analysiert. Schwerpunkte unserer Abklärungen bildeten das Änderungswesen, die Ausbildung der Schichtmannschaft, die Auswertung von Erfahrungen und Vorkommnissen in in- und ausländischen Anlagen und die grundsätzliche Einstellung des Managements zur Sicherheit. Die Abklärungen haben gezeigt, dass in der Schweiz diesen Themen seit langem grosse Aufmerksamkeit geschenkt wird. Wir wissen, dass auch hier eine stetige Verbesserung Teil eines gelebten Sicherheitsdenkens ist. Aus dem Forsmark-Ereignis wird einmal mehr deutlich, wie wichtig die Ausbildung der gesamten Kraftwerksbelegschaft und insbesondere die Simulatorausbildung für die Schichtmannschaft ist. Am Simulator lassen sich Störfallszenarien ähnlich demjenigen in Forsmark üben. Die HSK erwartet deshalb von den Betreibern, dass sie bei der Simulatorausbildung des Schichtpersonals noch vermehrt Ausfälle von Redundanzen der Sicherheitssysteme oder der Energieversorgung und den Ausfall von Informationssystemen und Anzeigen im Kommando-raum schulen. Im Ernstfall ist es wichtig, dass das Schichtpersonal ruhig und nach klaren Vorgaben die

Situation im Griff hält. Die Schichtmannschaft in Forsmark hat dies gut gemacht und massgeblich dazu beigetragen, dass die Stromversorgung nach rund 22 Minuten wieder voll verfügbar war und die Anlage sicher abgefahren werden konnte. Die HSK hat den Betreibern zudem empfohlen, für die Auswertung der Betriebserfahrung und von Vorkommnissen in ausländischen Anlagen ausreichend Ressourcen bereitzustellen. Aus der Erfahrung anderer lassen sich wichtige Lehren für die eigene Anlage ableiten, die genutzt werden müssen.

Im Bereich Mensch und Organisation ist in den letzten Jahren in den schweizerischen Kernkraftwerken vieles geleistet und erreicht worden. Der HSK ist es ein Anliegen, dass sich die Werke mit ihrem sicherheitsgerichteten Verhalten und Denken, d.h. mit ihrer Sicherheitskultur, auseinandersetzen. Die HSK ist sich bewusst, dass Kultur nicht verordnet werden kann. Sie kann lediglich durch wohldurchdachte Vorgehensweisen weiterentwickelt werden. Damit Massnahmen zur Förderung der Sicherheitskultur auch tatsächlich einen positiven Effekt auf die Sicherheit zeigen, ist es von grosser Bedeutung, dass sich das Management des Kraftwerks seiner besonderen Vorbildfunktion für eine gute Sicherheitskultur bewusst ist. Es ist die Aufgabe der Führung, die Sicherheitskultur der eigenen Organisation weiter zu entwickeln, aktiv umzusetzen und dafür zu sorgen, dass alle Mitarbeitenden diese mittragen. Die HSK beobachtet diesen Prozess und vergewissert sich, dass die Werke geeignete Massnahmen zur Förderung und Überwachung ihrer Sicherheitskultur treffen. Sie greift dann ein, wenn sie feststellt, dass der Prozess nicht mit der notwendigen Priorität und Intensität umgesetzt wird. Die Erfahrung zeigt, dass die Betreiber ein ureigenes Interesse daran haben, dass in ihrer Organisation eine Kultur herrscht, in welcher der Sicherheit erste Priorität eingeräumt wird.

Die Einsetzung eines eigenen werksinternen Sicherheits-Controllings in einigen schweizerischen Kernkraftwerken zeigt, welche Bedeutung der Sicherheit beigemessen wird. Die im Sicherheits-Controlling eingesetzten, erfahrenen Mitarbeitenden sind nicht im

Tagesgeschäft eingebunden. Sie kontrollieren das Tagesgeschäft allein im Hinblick auf dessen Sicherheitsrelevanz, prüfen und hinterfragen Arbeitsabläufe, Entscheide und Verhalten von Mitarbeitenden und berichten regelmässig ihre Beobachtungen dem Kraftwerksleiter und der Geschäftsleitung. Sie stehen als Ombudsstelle für Sicherheitsfragen allen Mitarbeitenden zur Verfügung. Die Anfang 2007 herausgegebene nukleare Sicherheits-Charta einer Geschäftsleitung schweizerischer Kernkraftwerke zeigt, dass sich auch diese sehr wohl der Bedeutung der nuklearen Sicherheit bewusst ist. Wenn die Geschäftsleitung und der Verwaltungsrat klar zum Ausdruck bringen, dass «dem Schutz der Bevölkerung, der Mitarbeitenden und der Umwelt vor radioaktiver Strahlung absoluter Vorrang» einzuräumen ist, dann ist das für uns ein wichtiges Signal dafür, dass die oberste Führung dieser Organisation die nukleare Sicherheit als wichtigstes Ziel anerkennt. In ihrer Aufsicht überprüft die HSK laufend, dass dieses Ziel nicht nur geschrieben, sondern auch gelebt wird.

Die HSK ihrerseits wird ihre Präsenz in den Anlagen noch verstärken mit dem Ziel, sich ein eigenes, unabhängiges Bild vom Alltag in den Anlagen machen zu können. Der Alltag gibt die deutlichsten Hinweise auf Stärken und Schwächen im Umgang mit der Sicherheit in einer Anlage. Schwächen so früh wie möglich zu erkennen, ist unser Ziel. Im letzten Jahr haben wir keine Hinweise auf solche Mängel beobachtet. Wir bleiben weiterhin wachsam und werden diesem Aspekt in unserer Aufsicht ein hohes Gewicht beimessen. Über unsere Tätigkeit berichten wir offen und transparent, zum Beispiel im vorliegenden Aufsichtsbericht. Auch dies ist für uns Teil unseres eigenen Sicherheitsdenkens.

Die Ergebnisse der HSK-Abklärungen zum Störfall in Forsmark und dessen Auswirkungen auf die schweizerischen Kernkraftwerke sind in einem ausführlichen Bericht festgehalten, der auch auf unserer Website (www.hsk.ch) abrufbar ist. Eine Kurzfassung ist im vorliegenden Erfahrungs- und Forschungsbericht enthalten, welcher ebenfalls auf unserer Website aufgeschaltet ist.

Zusammenfassung



Luftaufnahme des Paul Scherrer Instituts mit dem Sitz der HSK.
Bild: Luftwaffe Schweiz

Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die HSK Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben der Aufsicht verfügbar zu machen. Die regulatorische Sicherheitsforschung richtet sich nach den aktuellen und zeitlich absehbaren Problemstellungen der Aufsicht. Die HSK unterstützt zurzeit nationale und internationale Forschungsprojekte in den vier Themenbereichen «Reaktorsicherheit», «Strahlenschutz», «Transport und Entsorgung» sowie «Mensch, Organisation und Sicherheitskultur». Ein Abriss der Forschungsprojekte mit einer Bewertung in Bezug auf ihre Bedeutung für die Sicherheit findet sich in Kapitel 1, eine ausführliche wissenschaftliche Beschreibung ist im Anhang A aufgeführt.

- Im Bereich der Reaktorsicherheit stehen neben der Materialforschung Forschungsthemen über Stör- und Unfälle zur Weiterentwicklung der deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen im Vordergrund. Auf dem Gebiet der Materialforschung unterstützt die HSK Projekte, die sich mit der Materialermüdung sowie dem Risswachstum unter verschiedenen Umgebungsbedingungen befassen. Im Bereich der Störfallforschung sind dies beispielsweise Themen zur Wechselwirkung der Kernschmelze mit Wasser und Beton. Zudem beteiligt sich die HSK an einer Reihe von internationalen Datenbankprojekten und erhält so Informationen über die Ursachen, Häufigkeiten und Verläufe verschiedener Störfälle.
- Der Strahlenschutz dient dem Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umgebung der Kernanlagen vor ionisierender Strahlung. Dabei spielt auch die präzise Messtechnik eine wichtige Rolle. Die HSK fördert deshalb die Weiterentwicklung der Dosimetrie und der Radioanalytik am PSI. Eine grosse Bedeutung hat auch die ständige Verfeinerung der Methodik zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung. Zudem unterstützt die HSK Projekte, welche die Ausbreitung resp. Rückhaltung von Radionukliden in Dampferzeugern von Druckwasserreaktoren untersuchen.
- Im Bereich Transport und Entsorgung konzentriert die HSK zurzeit ihre Unterstützung auf Forschungsprojekte zur Untersuchung geeigneter geologischer Schichten für die Endlagerung hochradioaktiver, langlebiger Abfälle. Im Felslabor Mont Terri werden Experimente durchgeführt, um die Eignung des Opalinustons für die geologische Tiefenlagerung zu untersuchen.
- Der Mensch, die Organisation und die Sicherheitskultur haben einen wesentlichen Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage. Die Wichtigkeit dieser Aspekte wurde in den letzten Jahren erkannt und gewinnt in der Aufsichtstätigkeit zunehmend an Bedeutung. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte in diesen Bereichen beschäftigen sich unter anderem mit dem Einfluss menschlicher Handlungen in Störfallsituationen und Anforderungsprofilen für das Personal im Kommandoraum von Kernkraftwerken.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen sind ein wichtiger Bestandteil der Betriebserfahrung. Sie liefern konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten in sämtlichen Bereichen der Auslegung und des Betriebs. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet die HSK im Aufsichtsbericht. In Kapitel 2 des vorliegenden Erfahrungs- und Forschungsberichts sind eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben mit dem Ziel, die Erkenntnisse auf ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und in die Aufsicht einfließen zu lassen.

Hervorzuheben ist der bereits im Vorwort diskutierte Störfall im schwedischen KKW Forsmark 1, welcher weltweit ein grosses Medienecho auslöste. Als Ergebnis der Überprüfungsmaßnahmen konnte festgestellt werden, dass in denjenigen Bereichen, die in Forsmark als Schwachstellen identifiziert wurden und die massgeblich zum komplexen Störfallablauf beitrugen, keine Lücken in den technischen und organisatorischen Vorkehrungen der schweizerischen KKW vorhanden sind. Das auslegungsgemässe Verhalten unserer Anlagen bei ähnlichen Störungen wurde in der Praxis schon mehrfach bestätigt.

Ausserdem werden in Kapitel 2 folgende Störfälle behandelt:

- Erhöhte Leckage von aktivem Kühlmittel von der Primär- auf die Sekundärseite des Dampferzeugers im französischen Kernkraftwerk Cruas-4, verursacht durch einen Riss in einem Dampferzeuger-Heizrohr.
- Funktionsuntüchtigkeit durch «Festkleben» von 22 der insgesamt 61 Steuerstäbe im bulgarischen Kernkraftwerk Kozloduy-5, verursacht durch Diffusion zwischen dem beweglichen und dem unbeweglichen metallischen Teil der Steuerstäbe.
- Betonabbrüche und Lockerungen von Rohrleitungsbefestigungen der Speisewasserleitungen im deutschen Kernkraftwerk Biblis A bei einer Reaktorschnellabschaltung auf Grund von fehlerhaft montierten Dübeln.

Internationale Zusammenarbeit

Durch die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen und Aufsichtsbehörden stellt die HSK sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand der Technik erfas-

sen und in die Aufsicht umsetzen kann. Die HSK pflegt die Zusammenarbeit insbesondere mit der IAEA, der WENRA, der OECD, der NEA und im Rahmen von bilateralen Abkommen mit Frankreich, Deutschland und den USA. Die HSK bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen ein. Im Jahr 2006 hat sich die HSK unter anderem in den folgenden Bereichen engagiert:

- Durch ihre Vertretungen in den Arbeitsgruppen der IAEA zur Erstellung der Safety Standards hat die HSK einen Beitrag geleistet zur Publikation der Neuauflage der fundamentalen Sicherheitsregeln für die friedliche Nutzung der Kernenergie (Safety Fundamentals).
- Die Schweiz hat sich zusammen mit den anderen WENRA-Mitgliedern verpflichtet, die Safety Reference Levels (SRL), die das anzustrebende Sicherheitsniveau für Kernanlagen in Europa definieren, bis ins Jahre 2010 im Schweizer Regelwerk zu verankern. Die meisten SRLs sind in den Kernanlagen bereits umgesetzt.
- Die HSK hat Vertreter in den meisten Arbeitsgruppen der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD. Diese behandeln aktuelle Fragestellungen der nuklearen Sicherheit und halten den Stand von Wissenschaft und Technik in einzelnen Fachgebieten in Berichten fest.
- Die Schweiz ist seit 1992 Mitglied im OECD Halden Reactor Projekt (HRP) in Norwegen. Die Untersuchungen des HRP in den Bereichen Material und Brennstoff sowie im Bereich Mensch, Technik und Organisation ergänzen die nationale Forschung in diesen Gebieten.
- Nach der Auflösung der Sowjetunion anfangs der Neunzigerjahre hat die HSK osteuropäische Aufsichtsbehörden beim Aufbau oder Wiederaufbau der Aufsicht über die Kernanlagen unterstützt. Zwei langjährige Projekte wurden im Jahr 2006 abgeschlossen.
- Auch in diesem Jahr besuchten wieder zahlreiche ausländische Delegationen die HSK.

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Schweiz verfügt im Bereich der nuklearen Sicherheit über ein historisch gewachsenes Regelwerk. Mit der Einführung der neuen Kernenergiegesetzgebung nimmt die HSK die Gelegenheit wahr, das bestehende Verordnungs- und Richtlinienwerk den neuen gesetzli-

chen Anforderungen anzupassen und es gleichzeitig mit den internationalen Standards abzustimmen. Die Richtlinien gliedern sich zukünftig in die drei Kategorien (G) «Generelle Bestimmungen», (A) «Anlagenbegutachtung» und (B) «Betriebsüberwachung». Zudem wird die thematische Zuordnung der Regelungsgegenstände zu den Erlassen systematisiert.

Neben der bereits bestehenden Hauptverordnung wurden im Jahr 2006 vier neue, auf dem Kernenergiegesetz basierende Verordnungen in Kraft gesetzt. Ausserdem war die HSK bei der Ausarbeitung von fünf weiteren Verordnungen massgeblich beteiligt. Ebenfalls in Kraft getreten ist 2006 das Öffentlichkeitsgesetz, welches

die Transparenz über den Auftrag, die Organisation und die Tätigkeit der Verwaltung und den Zugang der Öffentlichkeit zu amtlichen Dokumenten fördern soll. Die HSK unterliegt als Teil der Bundesverwaltung diesem Gesetz.

Mit dem Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG) sollen die Vorgaben des Übereinkommens über die nukleare Sicherheit und des KEG umgesetzt und die HSK rechtlich verselbstständigt werden. Mit der Verabschiedung der Botschaft zum ENSIG durch den Bundesrat wurde 2006 ein wichtiger Schritt auf dem Weg der Unabhängigkeit bewältigt.

Préface

Les enseignements de l'incident de Forsmark

L'incident survenu le 25 juillet 2006 dans la centrale nucléaire suédoise de Forsmark 1 a connu un très large écho médiatique dans le monde entier. Que s'est-il passé? Voici le déroulement technique des événements:

Des travaux de maintenance effectués de façon inappropriée dans la sous-station de 400 kV externe à la centrale ont causé un court-circuit suite auquel la centrale a été déconnectée du réseau haute tension. Une surtension d'une amplitude inattendue intervenue au cours de cette séparation a provoqué l'échec du passage en îlotage et de là l'interruption de l'alimentation interne des équipements nécessaires à l'exploitation de la centrale, ainsi que la perte de deux des quatre jeux de barres de l'alimentation électrique de secours. Ainsi, seuls les équipements importants pour la sûreté alimentés par les jeux de barre encore intacts ont pu contribuer à la maîtrise de l'incident. Le refroidissement du réacteur est resté assuré malgré ces défaillances de l'alimentation électrique puisque, conformément à la conception de la tranche 1 de la centrale de Forsmark reposant sur quatre voies de sûreté (4 x 50%) avec, pour chacune d'entre elles, une alimentation électrique de secours, une capacité de refroidissement de 100% demeurait disponible. L'alimentation électrique de tous les équipements importants pour la sûreté a pu être rétablie près de 22 minutes après le début de l'incident, en raccordant manuellement le système de distribution interne de la centrale au réseau auxiliaire externe. Par la suite, la mise à l'arrêt froid du réacteur s'est déroulée normalement. Cet incident n'a pas occasionné de rejets radioactifs. L'autorité de sûreté suédoise a classé l'incident au niveau 2 de l'échelle INES qui en compte 7.

Voilà pour l'exposé des faits. Dès la divulgation des premières informations sur cet incident, nous avons immédiatement engagé une analyse détaillée pour connaître le déroulement précis de l'incident de Forsmark et savoir quels enseignements en tirer. Nous avons très vite constaté qu'au niveau de l'alimentation électrique, en particulier de l'alimentation électrique de secours, l'installation de Forsmark présentait des défaillances techniques qu'on ne trouve pas dans nos installations.

Donc techniquement déjà, l'incident survenu à Forsmark n'aurait pas pu avoir lieu dans les installations nucléaires suisses. Le contrôle du processus détaillé de l'alimentation électrique et notamment des dispositifs de protection contre les surtensions implantés dans les centrales nucléaires suisses montre qu'en l'état actuel des connaissances, ces domaines ne présentent pas de défaillances.

Une question reste: Quels enseignements devons-nous tirer de cet événement? Pour y répondre, il était nécessaire d'analyser les causes véritables de l'incident. Des analyses détaillées ont montré que des défaillances techniques, mais à l'évidence aussi des défauts dans le processus de modification des équipements, dans la communication avec l'exploitant du réseau, dans le retour d'expériences d'autres installations suisses et étrangères et enfin dans la mise au point de la gestion de la sûreté, avaient joué un rôle important dans l'incident de Forsmark. Et nous voici donc au cœur du problème de l'incident de Forsmark: les facteurs humain et organisationnel jouent un rôle capital en matière d'exploitation sûre des installations nucléaires. L'être humain et l'organisation sont, avec la technique, les piliers de la sûreté. Ce constat n'a rien de nouveau pour la DSN; avec sa stratégie de la «surveillance intégrée», elle concentre précisément toute son attention sur ces piliers de la sûreté.

Dans nos analyses suivant l'incident de Forsmark pour les centrales nucléaires suisses, nous avons donc étudié aussi de manière ciblée le thème «facteurs humains et organisation». Nos études ont porté essentiellement sur les processus de modification des équipements, la formation du personnel des équipes de quart, l'évaluation des expériences et des événements dans les installations suisses et étrangères, ainsi que la mise au point de la gestion de la sûreté. Les études ont montré que la Suisse était depuis longtemps très attentive à ces thèmes. Car, nous savons qu'une amélioration constante fait partie d'une réflexion vivante sur la sûreté. L'incident de Forsmark souligne une fois de plus l'importance de la formation de l'ensemble du personnel d'une centrale, et en particulier de la formation du personnel de conduite sur simulateur. La formation sur simulateur permet de s'entraîner d'après des scénarios d'incidents similaires à celui qui est survenu à Forsmark. La DSN recommande que le cumul de pertes de voies redondantes des

systèmes de sûreté ou de l'alimentation électrique, ainsi que le cumul de défaillances de systèmes d'information numériques et d'indicateurs en salle de commande soient exercés de façon accrue lors de la formation sur simulateur du personnel de quart. En cas critique, il est important que le personnel de quart garde la situation en main avec calme et dans le respect de prescriptions claires. L'équipe de quart de Forsmark s'est bien comportée et a largement contribué à ce que l'alimentation électrique soit entièrement rétablie près de 22 minutes après le début de l'incident et à ce que l'installation puisse redémarrer de manière sûre. La DSN attend par ailleurs des exploitants des centrales nucléaires suisses qu'ils consacrent les ressources nécessaires à l'évaluation de l'expérience d'exploitation et des événements survenus dans les centrales à l'étranger. L'expérience de tiers permet de tirer d'importants enseignements qu'on peut appliquer à sa propre installation.

Ces dernières années dans les centrales nucléaires suisses, on a beaucoup travaillé et atteint de nombreux objectifs dans le domaine «facteur humain et organisation». La DSN tient à ce que les centrales remettent en question leur comportement et leur réflexion sur la sûreté, c'est-à-dire leur culture de la sûreté. La DSN sait que la culture de la sûreté ne peut faire l'objet de prescriptions. On ne peut que l'améliorer par des processus mûrement réfléchis. Pour que des mesures d'encouragement de la culture de la sûreté aient des effets véritablement positifs sur la sûreté, il est très important que la direction de la centrale ait conscience de sa fonction particulière de modèle d'une bonne culture de la sûreté. Il est du devoir de la direction d'améliorer la culture de la sûreté de sa propre organisation, de l'appliquer activement et de veiller à ce que tous ses collaborateurs la soutiennent. La DSN observe ce processus et s'assure que les centrales prennent les mesures appropriées pour promouvoir et contrôler leur culture de la sûreté. Elle intervient lorsqu'elle constate que le processus n'a pas été appliqué avec la priorité et l'intensité requises. L'expérience montre que les exploitants ont tout intérêt à ce que règne dans leur organisation une culture donnant la priorité absolue à la sûreté.

La mise en place de son propre contrôle de la sûreté interne dans quelques centrales nucléaires suisses montre l'importance attribuée à la sûreté. Les collaborateurs

compétents qui travaillent au contrôle de la sûreté ne sont pas directement liés aux activités quotidiennes. Ils ne les contrôlent que dans l'optique de leur importance pour la sûreté, vérifient les déroulements du travail, les décisions et comportements des collaborateurs, y réfléchissent ensuite et rendent compte régulièrement de leurs observations au directeur de la centrale et à la direction de l'exploitant. Ils sont à la disposition de tous les collaborateurs en tant qu'organe de médiation pour les questions de sûreté. Publiée début 2007, la Charte de la sûreté nucléaire de la direction d'une centrale nucléaire suisse montre qu'elle aussi est très consciente de l'importance de la sûreté nucléaire. Lorsqu'ils déclarent clairement vouloir «donner la priorité absolue à la protection contre le rayonnement radioactif de la population, des collaborateurs et de l'environnement», la direction de l'exploitant et le conseil d'administration nous donnent un signal fort, puisqu'ils voient dans la sûreté nucléaire leur instrument le plus important. Dans son activité de surveillance, la DSN contrôle en permanence que cet objectif n'en reste pas aux mots et soit aussi mis en pratique.

La DSN pour sa part renforcera encore sa présence dans les installations avec pour objectif d'avoir une représentation personnelle et indépendante du quotidien des installations. Le quotidien donne en effet les renseignements les plus clairs sur les forces et les faiblesses d'une installation dans le contexte de la sûreté. Notre but est d'en identifier aussi tôt que possible les faiblesses. L'année dernière, nous n'avons identifié aucun signe de telles défaillances. Nous restons vigilants et donnerons beaucoup d'importance à cet aspect de notre surveillance. Nous rendons compte de notre activité de manière ouverte et transparente, comme par exemple dans le présent rapport de surveillance. Ceci aussi fait partie de notre propre réflexion sur la sûreté.

Les résultats des analyses de la DSN concernant l'incident de Forsmark et ses conséquences sur les centrales nucléaires suisses figurent dans un rapport détaillé, consultable aussi sur notre site Internet (www.hsk.ch). On peut en trouver un bref résumé dans ce rapport d'expériences et de recherche qui a également été publié sur notre site Internet.

Résumé

Recherche en matière de sûreté nucléaire

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

■ La **sûreté des réacteurs** comprend non seulement la recherche sur les matériaux, mais aussi et avant tout la recherche sur les pannes et les accidents en vue de développer des analyses de sûreté déterministes et probabilistes. Les projets soutenus par la DSN dans le domaine de la recherche sur les matériaux s'occupent de la propagation des fissures dans différents environnements et de la fatigue des matériaux. Dans le domaine de la recherche sur les accidents graves, il s'agit par exemple d'étudier des interactions entre le combustible fondu et l'eau d'une part, ainsi qu'entre le combustible fondu et le béton d'autre part. De plus, la DSN participe à toute une série de projets internationaux visant à développer des banques de données, ce qui lui permet d'accéder à d'importantes informations sur l'origine, la fréquence et le déroulement de différents accidents.

■ La **radioprotection** vise la protection du personnel, de la population et de l'environnement des installations nucléaires contre le rayonnement ionisant. Une technique de mesure précise joue ici un rôle prépondérant. La DSN encourage le développement des techniques dosimétriques et radioanalytiques utilisées à l'IPS. L'amélioration constante de la méthode de surveillance des rejets de substances radioactives dans l'environnement est elle aussi très importante. Par ailleurs, la DSN soutient des projets sur l'étude de la propagation et la rétention de radionucléides dans les générateurs de vapeur de réacteurs à eau sous pression.

■ Dans le domaine du **transport et de la gestion des déchets**, la DSN soutient actuellement la recherche sur l'analyse de couches géologiques convenant au stockage final de déchets hautement radioactifs à vie longue. Des expériences sont réalisées au Laboratoire souterrain du Mont Terri, afin d'analyser si les Argiles à Opalinus se prêtent au stockage en couches géologiques profondes.

■ Le **facteur humain, l'organisation et la culture de la sûreté** exercent une influence essentielle sur la sûreté d'une installation nucléaire. On a reconnu ces dernières années l'importance de ces aspects qui prennent toujours plus de place dans les activités de surveillance. Les projets de recherche soutenus par la DSN visent notamment l'étude de l'influence du facteur humain en cas de pannes ainsi que l'étude des profils d'aptitude requis pour le personnel travaillant dans la salle de commande d'une centrale nucléaire.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires étrangères

Les événements qui se produisent dans les installations nucléaires constituent un élément important du retour d'expérience de l'exploitation. Ils apportent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles dans tous les domaines de la conception et de l'exploitation. Les événements qui surviennent dans les installations nucléaires suisses sont consignés dans le rapport de surveillance de la DSN. Le chapitre 2 du présent rapport sur les expériences et la recherche décrit une sélection d'événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger, avec pour objectif de vérifier la pertinence des informations ainsi recueillies pour les installations nucléaires suisses et d'intégrer ces renseignements dans la surveillance.

On relèvera ici l'incident survenu dans la centrale nucléaire suédoise de Forsmark 1, dont il a déjà été question en préface et qui a connu un très large écho médiatique dans le monde entier. Suite aux résultats des mesures de contrôle, on a constaté que les domaines identifiés à Forsmark comme des points faibles et ayant largement contribué au déroulement complexe de l'incident ne présentaient pas de lacunes dans les disposi-

tifs techniques et d'organisation des centrales nucléaires suisses. Le comportement conforme à la conception et au dimensionnement des centrales nucléaires suisses lors d'incidents similaires a déjà été confirmé plusieurs fois dans la pratique.

Le chapitre 2 traite en outre des incidents suivants:

- Perte accrue du caloporteur radioactif, côté primaire à secondaire du générateur de vapeur, dans la centrale nucléaire française de Cruas 4, suite à une brèche dans un tube de chauffe du générateur de vapeur.
- Incapacité de fonctionner due au «engluement» de 22 des 61 barres de commandes de la centrale nucléaire bulgare de Kozloduy 5, suite à la diffusion entre la partie métallique mobile et la partie métallique immobile des barres de commandes.
- Ruptures de béton et relâchements de fixations de conduites tubulaires d'eau alimentaire dans la centrale nucléaire allemande de Biblis A, dans le cadre d'un arrêt d'urgence du réacteur suite à des chevilles mal posées.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations et des autorités de surveillance internationales, la DSN s'assure qu'en matière de sûreté nucléaire la Suisse atteint le niveau international de la technique et l'applique à la surveillance. La DSN veille à une bonne coopération avec notamment l'AIEA, la WENRA, l'AEN de l'OCDE et dans le cadre d'accords bilatéraux conclus entre autres avec la France, l'Allemagne et les Etats-Unis. Elle soumet les exigences de sûreté nucléaire élevées en vigueur en Suisse aux efforts d'harmonisation internationaux. En 2006, la DSN s'est engagée, entre autres, dans les domaines suivants:

- Par ses délégations dans les groupes de travail de l'AIEA pour la mise en place des Safety Standards, la DSN a contribué à la publication de la nouvelle édition des règles de sûreté fondamentales pour l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire (Safety Fundamentals).
- En collaboration avec d'autres membres de la WENRA, la Suisse s'est engagée à ancrer d'ici 2010 dans la réglementation suisse les Safety Reference Levels (SRL) qui définissent le niveau de sûreté visé pour les installations nucléaires en Europe. La plupart des SRL sont déjà en vigueur dans les installations nucléaires suisses.
- La DSN a des représentants dans la plupart des groupes de travail de l'AEN (Agence pour l'Energie Nucléaire) de l'OCDE. On y traite des questions actuelles de la sûreté nucléaire et on y précise dans des rap-

ports le niveau de la science et de la technique atteint dans des domaines spécialisés.

- Depuis 1992, la Suisse est membre du projet HRP (Halden Reactor Project) de l'OCDE en Norvège. Les analyses du HRP dans les domaines des matériaux et du combustible de même que dans le domaine des facteurs humains, la technique et l'organisation, complètent la recherche nationale dans ces domaines.
- Après la dissolution de l'Union soviétique au début des années 90, la DSN a apporté son soutien à des autorités de surveillance d'Europe de l'Est, afin d'organiser ou de réorganiser la surveillance des installations nucléaires. Deux projets conduits sur plusieurs années se sont terminés en 2006.
- Cette année aussi, de nombreuses délégations étrangères ont visité la DSN.

Modifications et évolution des bases de la surveillance nucléaire

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

A côté de l'ordonnance sur l'énergie nucléaire (OENU) déjà existante, quatre nouvelles ordonnances basées sur la loi sur l'énergie nucléaire sont entrées en vigueur en 2006. Par ailleurs, la DSN a participé de manière déterminante à l'élaboration de cinq autres ordonnances. L'exercice 2006 a également été l'année de l'entrée en vigueur de la loi sur la transparence, prévue de promouvoir la transparence de la mission, de l'organisation et de l'activité de l'administration, ainsi que l'accès du public aux documents officiels. Comme elle fait partie de l'administration fédérale, la DSN est soumise à cette loi. La loi sur l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (LIFSN) doit permettre d'appliquer les exigences de la Convention sur la sûreté nucléaire et de la LENU et de rendre la DSN juridiquement autonome. Avec l'adoption par le Conseil Fédéral du message sur l'IFSN, une étape importante sur la route de l'indépendance à été franchie en 2006.

Preface

Lessons from the incident at Forsmark

The incident at the Swedish nuclear power plant Forsmark 1 on 25 July 2006 sparked considerable media debate worldwide. What happened? In technical terms, the following:

During servicing of a 400 kV external switchyard a short circuit occurred because work had not been performed correctly. Following the short circuit, the nuclear power plant (NPP) was disconnected from the high voltage grid. This disconnection triggered an unexpectedly high voltage spike, which in turn led to the loss of two of the four trains of the emergency power supply and the failure of the NPP's internal power system. This meant that the only safety system components available to control the incident were those connected to the intact supply lines that remained. Despite these failures, it was still possible to cool the reactor core because the emergency and safety systems at the Forsmark 1 plant are designed as 4 x 50% and so 100% cooling capacity was retained. The power supply for all safety-related components was re-established about 22 minutes after the event by means of a manual connection to the external grid. It was then possible to shut down the plant normally in the cold shutdown state. The incident caused no leak of radiation. The Swedish regulatory body ranked the incident as 2 on the 7 level INES scale.

So much for the facts: As soon as the incident was announced, the Inspectorate took immediate action to find out exactly what had happened at Forsmark and whether there were lessons to be learned. It soon became clear that the power supply at the Forsmark plant had been faulty; in particular there had been a problem with the emergency power supply system. However, the nature of the problem was such that it could not have been replicated in a Swiss plant in a comparable way. In other words, it would have been impossible – not least for technical reasons – for something similar to have occurred in a Swiss nuclear power plant. A thorough check of the power supply systems of Swiss nuclear power plants and in particular the over-voltage protection systems established that – based on the current state of

knowledge – Swiss nuclear power plants currently have no problems in these areas.

However, this still leaves the question of whether there are lessons to be learned from this incident. To answer this question, it was necessary to analyse its underlying causes. Detailed investigations revealed that – apart from the technical defects – the Forsmark plant had shortcomings in other areas; the plant modification process, communication with the grid operator, implementation of experience from other domestic and foreign plants and last but not least the attitude of management to safety. This brings us to the essence of what we can learn from the Forsmark incident: People and organisation play a crucial role in the safe operation of nuclear power plants. Safety rests on three main planks. They are – in addition to technology – human influence and organisation. This is not new to the Inspectorate; as part of its strategy of «Integrated Supervision», it has focussed precisely on these three key aspects of safety.

As a result, our analysis of the relevance of the Forsmark incident to Swiss nuclear power plants included a focus on human influence and organisation, in particular, the modification processes, the training of shift teams, the evaluation of experience and incidents in Switzerland and abroad and the fundamental attitude of management to safety. Our analysis showed that in Switzerland these issues have been the subject of particular focus for some considerable time. And, we were already aware that regular improvements in these areas are part of a proactive approach to safety. The incident at Forsmark is a clear reminder of the importance of training for all those working in a nuclear power plant and in particular the importance of the use of simulators for training shift personnel. Simulator training makes it possible to work through scenarios similar to the incident at Forsmark. For this reason, the Inspectorate expects operators to use simulators in order to provide shift personnel with an opportunity to practice their response to a failure in the redundancy of safety systems, the power supply or information systems and displays in control rooms. In real-life situations, it is important that those on duty remain calm and maintain a firm grip on the scenario based on clear parameters. The team on duty at Forsmark at the time of the incident responded well and played a major part in the restoration of full power within 22 minutes, thus allowing a safe shutdown of the

plant. In addition, the Inspectorate recommends that operators should make available sufficient resources for the evaluation of operating experience and incidents occurring at plants outside Switzerland. We can learn important lessons from the experience of others and our plants must make use of this experience.

In terms of human influence and organisation, much has been done and achieved in recent years in Swiss nuclear power stations. For the Inspectorate, it is important that plants analyse their safety-related behaviour and way of thinking, i.e. they give detailed consideration to their own safety culture. The Inspectorate is mindful of the fact that culture is not something that can be prescribed. It can only be developed if there are procedures that are well thought out. If efforts to promote a safety culture are to have a genuine and positive effect on safety, management must be aware of their own particular role, i.e. management should be the role model for a good safety culture. Management must develop and continue to develop the safety culture within its own organisation; it must actively implement it and ensure that all personnel contribute to it. The Inspectorate monitors this process and ensures that plants take appropriate action to encourage and supervise their own safety culture. It intervenes if it finds that the process is not being implemented with the required priority and to the required degree. Experience has shown that it is in the interests of the plant operators to ensure that the culture in their organisation is one in which safety is given maximum priority.

The introduction of internal safety control systems by some nuclear power plants in Switzerland is evidence of the importance that they attribute to safety. These plants have assigned experienced personnel to such safety control systems, which are not part and parcel of normal everyday operations. Their sole function is to monitor day-to-day activities and assess their relevance

to safety; they scrutinise and question procedures, decisions and staff behaviour and report regularly to plant managers and licence holders. For staff, they act as an ombudsman in matters of safety. The Nuclear Safety Charter issued at the beginning of 2007 by senior management at one of the Swiss nuclear power stations is further evidence of the importance that managers attribute to nuclear safety. If the licensee and board of directors clearly state that «the protection of the public, staff and the environment against radiation is an absolute priority», this is an important signal to the Inspectorate that the top management of this organisation regards nuclear safety as its No.1 objective. As part of its regulatory functions, the Inspectorate undertakes continuous monitoring to ensure that this objective is not just something in writing but is also acted upon.

For its part, the Inspectorate plans to strengthen further its presence inside plants so that it can obtain an independent assessment of everyday operations. It is daily operations that provide the clearest indication of the strengths and weaknesses of safety in a plant and the Inspectorate will seek to identify any weaknesses as early as possible. In the last year, we have found no evidence of such weaknesses but we remain vigilant and attach considerable importance to our surveillance functions in this respect. We provide open and transparent reports on our activities, e.g. this Surveillance Report and as far as we are concerned, this forms part of our own safety culture.

The results of the Inspectorate's investigation of the Forsmark incident and its relevance to Swiss nuclear power stations were published in a detailed report, which is available – inter alia – from our website (www.hsk.ch). A brief summary is included in this Experience and Research Report, which is also available on our website.

Summary

Research into regulatory safety

Within its program for regulatory safety research, the Inspectorate awards and coordinates research projects designed to identify and develop knowledge and expertise that can be made available to the regulatory process. This research is geared to current regulatory issues and those likely to be relevant in the foreseeable future. At present, the Inspectorate is supporting national and international research in the four areas of «Reactor Safety», «Radiological Protection», «Transport and Waste Management» and «Human Factors, Organisation and Safety Culture». A brief description of these projects together with an evaluation of their relevance to safety can be found in Chapter 1. Appendix A contains a detailed scientific description of the research.

■ **Reactor Safety:** the research remains focussed – in addition to research into materials – on concomitant research into incidents and accidents designed to develop deterministic and probabilistic safety analyses. The projects supported by the Inspectorate are looking at the development of stress corrosion cracking under a range of environmental conditions, the process of material fatigue. In severe accident research, the interaction between a molten core, water and concrete is being investigated. In addition, the Inspectorate is involved in various international data base research projects which give it access to valuable data on the causes, frequency and characteristics of different incidents.

■ **Radiological Protection:** The aim of radiological protection is to protect personnel, local people and the vicinity of nuclear facilities from ionising radiation. In this area, accurate metrology is crucial and so the Inspectorate is supporting research by PSI designed to improve dosimetry and the analysis of radioisotopes. Another area of importance is research designed to refine the methods used to monitor the release of radioactive materials into the environment. In addition, the Inspectorate supports projects to examine the dispersion of radionuclides in the steam generators of pressurised water reactors.

■ **Transport and Waste Management:** In this area, the Inspectorate is concentrating its research on work to examine geological strata that might be suitable for

the final storage of highly radioactive, long-lived waste. Experiments are being carried out at the Mont Terri Rock Laboratory into the suitability of Opalinus clay as a deep geological repository.

■ **Human Factors, Organisation and Safety Culture:** In recent years, there has been a growing awareness of the importance of these aspects to nuclear safety and with it an increase in the attention the Inspectorate has devoted to them. The projects which the Inspectorate supports include research into the influence of human behaviour in the event of an incident and the demands on personnel working in the control rooms of nuclear power stations.

Instructive events in nuclear facilities abroad

Incidents that occur in a nuclear facility are an important element of operating experience. They provide concrete data on weaknesses and the potential for improvement in all areas of design and operation. Information on incidents in Swiss nuclear facilities can be found in the Inspectorate's Surveillance Report. Chapter 2 of this Research and Experience Report contains information on selected incidents abroad that are particularly instructive. Findings are reviewed in order to determine their relevance if any to Swiss nuclear facilities so that the appropriate information can feed into the surveillance process.

Worthy of particular mention is the incident at the Swedish nuclear power plant Forsmark 1, to which reference has already been made in the Preface. This incident sparked considerable media debate worldwide. Investigations revealed that the Forsmark plant had shortcomings in several areas, which contributed significantly to what happened during this complex incident. However, it was also established that Swiss nuclear power plants had no equivalent shortcomings in either technical or organisational procedures. Swiss nuclear power plants have behaved according to design in similar incidents that occurred in the past.

In addition, Chapter 2 deals with the following incidents:

■ Increased levels of leakage of active coolant from the primary to the secondary side of the steam generator

in the Cruas-4 nuclear power plant in France caused by a crack in a steam generator heating tube.

- Plant unavailability because 22 out of the total 61 control rods «seized» in the Kozloduy-5 nuclear power plant in Bulgaria. This was the result of diffusion between the moving and non-moving metallic components of control rods.
- At the Biblis A nuclear power plant in Germany, fragments of concrete broke off and this caused pipe fittings on the feed water lines to become loose in the course of scram. This was due to the incorrect fitting of dowels.

International cooperation

By cooperating with international organisations and regulatory bodies, the Inspectorate ensures that Switzerland remains abreast of current developments in the field of nuclear safety and can incorporate them into its own regulatory activities. The Inspectorate maintains active links with the IAEA, WENRA, the OECD and NEA and it entertains bilateral agreements with several countries amongst which are France, Germany and the USA. The Inspectorate's contribution to the current negotiations on increased international harmonisation has been based on the stringent nuclear safety requirements in Switzerland. In 2006, the Inspectorate was involved – *inter alia* – in the following areas:

- Through its representation on the IAEA working groups drafting the Safety Standards, the Inspectorate contributed to the publication of a new edition of the Safety Fundamentals for the peaceful use of nuclear energy.
- Switzerland, together with the other WENRA members, has signed up to the incorporation of the Safety Reference Levels (SRLs) into its domestic legislative framework by 2010. SRLs define the safety levels for nuclear facilities in Europe, most of which have already been implemented by nuclear facilities in Switzerland.
- The Inspectorate has representation on the main working groups of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD. These working groups deal with current issues relating to nuclear safety and publish reports on the latest state of the art in science and technology in the various specialist fields.

■ Switzerland has been a member of the OECD Halden Reactor Project (HRP) in Norway since 1992. Experiments by the HRP into materials and fuels, human influence, technology and organisation supplement national research in these areas.

■ After the dissolution of the Soviet Union at the beginning of the Nineties, the Inspectorate supported regulatory authorities in Eastern Europe to develop or re-develop the regulation of their nuclear facilities. Two long-term projects came to an end in 2006.

■ As in previous years, the Inspectorate welcomed numerous foreign delegations during the year under review.

Current changes and improvements to the principles of nuclear surveillance

In Switzerland, nuclear safety regulation was developed over time. The Inspectorate has taken the opportunity afforded by the new Nuclear Energy Act to adapt existing ordinances and regulatory guides so that they accord with the new legal framework and at the same time to harmonise them with International Standards. In future, guidelines will be divided into three categories (G) «General Provisions», (A) «Safety Assessment» and (B) «Review of Operational Experience». In addition, a new system is being used for assigning provisions to the regulatory guidelines.

In addition to the nuclear safety ordinance already enacted, four new ordinances based on the Nuclear Energy Act took effect in 2006. The Inspectorate also played a major role in the drafting of five other ordinances. Moreover, the year under review saw the introduction of the Swiss Federal Freedom of Information Act. This legislation is designed to promote transparency with regard to the remit, organisation and activities of the administration and access by the public to official documents. As a part of the Federal Administration, the Inspectorate is subject to this legislation.

The ENSI law – Federal Law on the Swiss Nuclear Safety Inspectorate – is intended to implement the requirements of the Convention on Nuclear Safety and the Nuclear Energy Act and make the Inspectorate legally independent. The Swiss Federal Council has now adopted the official communication on the ENSI legislation, thus taking an important step on the path to independence.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung vergibt und koordiniert die Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK) Forschungsaufträge mit dem Ziel, den aktuellen wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand zu ermitteln, zu erweitern und für die Aufgaben ihrer Aufsicht verfügbar zu machen. Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Sie ermöglichen die Identifikation von potenziellen Problembereichen, die Erarbeitung von möglichen Lösungen, die Verringerung von Unsicherheiten und die Verbesserung von Verfahren. Die HSK beteiligt sich gezielt an schweizerischen Forschungsprojekten und leistet damit einen Beitrag zum Aufbau und zum Erhalt des Wissens und zur Nachwuchsförderung in der Schweiz. Ergänzend beteiligt sie sich zudem an internationalen Forschungsvorhaben. Dadurch erhält die HSK breit abgesicherte Ergebnisse und kann Synergien nutzen. Das vorliegende Kapitel beinhaltet die Beurteilung der von der HSK unterstützten Projekte mit besonderem Blick auf die Zielerreichung und die Praxisrelevanz.

1.1 Reaktorsicherheit

1.1.1 KORA – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

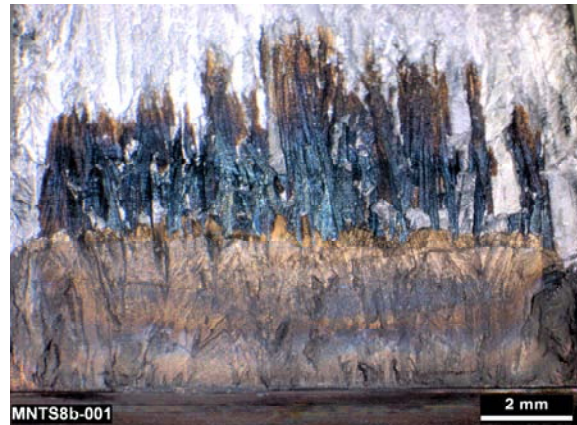
**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A Seite 81**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Spannungsrissskorrosion ist ein komplexer und oft bedrohlicher Alterungs- und Schädigungsmechanismus. Spannungsrissskorrosion findet dann statt, wenn anfällige Werkstoffe in einer aggressiven Umgebung mechanisch belastet werden. Hierbei wird überwiegend zeitunabhängige, konstante Spannung unterstellt, welche auch von Schweißseigenstressen herrühren kann. Die Schwingrissskorrosion ist eine weitere Form des umgebungsbedingten Risswachstums, welche bei mecha-

nischer Wechselbelastung auftreten kann. Unter ungünstigen Umständen können sich bei gleichzeitigem Vorliegen von anfälligem Werkstoff, aggressiver Umgebung und mechanischer Zugspannung schnelle, verzweigte und oft nur schwer zu erkennende Risse ausbreiten und insbesondere druckführende Komponenten wie Rohrleitungen und Behälter beschädigen.

Es ist daher von grosser Wichtigkeit, die genauen Umstände, unter denen solche Risse wachsen können, zu kennen und wo immer möglich zu vermeiden. Da es jedoch in der Praxis nicht immer möglich ist, diese Umstände gänzlich auszuschliessen, ist es darüber hinaus wichtig zu wissen, welche Komponenten eines Kernkraftwerkes potenziell gefährdet sind und diese entsprechend häufig und gründlich zu inspizieren.



Bruchfläche von transdendritischer Schwingrissskorrosion und interdendritischer Spannungsrissskorrosion in Inconel-182 Schweißgut.

Quelle: PSI

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

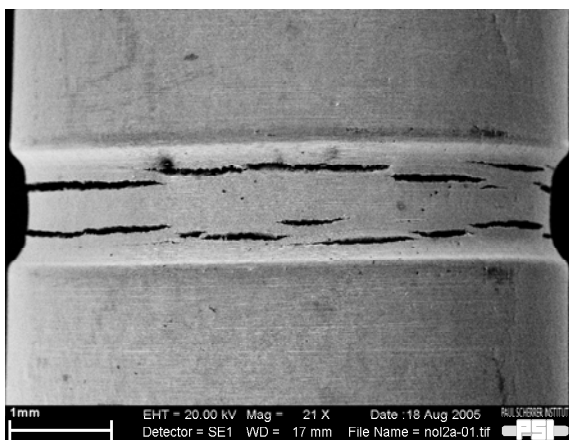
Wegen ihrer Komplexität und der Vielfalt ihrer Einflüsse ist die Spannungsrissskorrosion (und damit auch die Schwingrissskorrosion) ein nur schwer voraussagbarer Schadensmechanismus, der aber im Verhältnis zu anderen Schadensmechanismen häufig vorkommt. Werkstoffe und Alterungsmechanismen bilden folglich einen Schwerpunkt in der Forschungsstrategie der HSK. Die dabei gewonnenen Resultate tragen zum Stand von Wissenschaft und Technik bei und fliessen zum Teil auch in international beachtete Grenzkurven, so ge-

nannte «Disposition Lines» ein. Solche Grenzkurven ermöglichen es den Betreibern und den Behörden, mechanische und chemische Belastungsgrenzen wie zum Beispiel für die Wasserchemie, für jeden Werkstoff festzulegen. Die bisherigen Resultate des PSI zeigten dabei unter anderem, dass der Einfluss von Chloriden auf Risswachstumsgeschwindigkeiten bisher unterschätzt worden ist und dass der Wechsel von Normalwasserchemie-Fahrweise (NWC) auf Wasserstoffchemie-Fahrweise (HWC) einen Sicherheitsgewinn in Form langsamerer Risswachstumsgeschwindigkeiten bringen kann. Die Einbindung der PSI-Forschung in internationale Ring-Vergleichsmessungen («Round Robins») und der damit verbundene internationale Erfahrungsaustausch ermöglichen es der HSK, bei Bedarf auf erfahrene und kompetente Partner am PSI in Fragen der Spannungsrischkorrosion zurückgreifen zu können.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Das im Januar der Berichtsperiode begonnene Projekt besteht aus drei Teilprojekten:

- Teilprojekt I befasst sich mit der experimentellen Charakterisierung der Risskorrosion in austenitisch rostfreien Stählen bei Ermüdungsbeanspruchung unter DWR- und SWR-Bedingungen. Die Ziele, namentlich die Materialbeschaffung und Charakterisierung, die Wärmebehandlung sowie die Probenherstellung und Präparierung, wurden für die Berichtsperiode erreicht, und es konnten bereits erste Resultate der Korrosionsermüdung an austenitischen Stählen gemessen werden.
- Im Rahmen des Teilprojektes-II wird das Potenzial von elektrochemischen Rauschmessungen zur Detektierung der SprK-Initiierung und Früherkennung der



Spannungsrischkorrosion in gekerbter Rundzugprobe aus rostfreiem Stahl. *Quelle: PSI*

Risskorrosion untersucht. Der Aufbau neuer Versuchsanlagen und die Durchführung erster Tests wurden erreicht. Dabei zeigte sich allerdings, dass diese Messmethode auf die Überlagerung von Störsignalen sehr empfindlich reagiert und dementsprechend noch optimiert werden muss.

■ Das Teilprojekt-III umfasst zwei kleinere, weiterlaufende internationale Aktivitäten aus dem RIKORR-II-Projekt, die in den BFE-Jahresberichten 2003 und 2004 genauer beschrieben sind:

- IIIa: Alloy 182 Round Robin (ICG-EAC)
- IIIb: Alloy 182/RDB-Stahl-Mischnaht (Tohoku-Universität)

Die Ringversuche und die Untersuchungen an Alloy 182 Mischschweißnähten unter Siedewasserbedingungen wurden ebenfalls erreicht und lieferten wichtige und interessante Resultate.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Da das Projekt KORA im Januar begonnen wurde und bis Ende 2008 läuft, ist vorderhand noch kein unmittelbarer Einfluss auf die Aufsichtsaufgaben oder auf das Regelwerk der HSK zu erwarten. Andererseits ist KORA aber auch ein Folgeprojekt langjähriger und erfolgreicher Forschung, welche es erlaubt, die mechanischen und chemischen Grenzen zu erkennen, unter denen ein Werkstoff eingesetzt werden kann. Nur eine zuverlässige, international anerkannte und belastbare Datensammlung eines so komplexen Phänomens wie der Spannungs- und der Schwingrischkorrosion kann Betreibern und Behörden brauchbare Grenzkurven liefern. Die Daten des PSI fließen nicht nur in solche international anerkannte Grenzkurven ein, sondern helfen auch der HSK bei der allgemeinen Einschätzung des Versagensrisikos von Komponenten. Die HSK kann somit ihre Alterungsüberwachungsprogramme besser abstimmen und ihre Inspektionen gezielter einsetzen. Ein Beispiel hierfür aus dem Projekt KORA ist die Erkenntnis, dass mögliche Spannungskorrosionsrisse aus dem Schweißgut von Alloy 182 sich unter normalen Bedingungen (wie zum Beispiel bei tiefem Chloridgehalt) nicht in Reaktordruckbehältermaterial fortpflanzen würden. Somit können andere Komponenten – wie etwa die Schweißnähte selbst – genauer und kritischer untersucht werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

In 2007 ist der Umbau der Autoklaven zur Simulation von DWR-Bedingungen sowie die Durchführung ver-

schiedener Schwingrisskorrosionsversuche geplant, welche den Einfluss der Temperatur auf das Risswachstum ermitteln sollen. Die Methode der elektrochemischen Rauschmessung wird weiter entwickelt und qualifiziert werden.

Die leichte Verzögerung der geplanten Literaturrecherchen behindert oder verzögert das Projekt insgesamt nicht, aber eine Übersicht über den Stand des Wissens zu Beginn eines Projektes, welche die wesentlichen Zusammenhänge und Erkenntnislücken aufzeigt, wäre grundsätzlich sinnvoll und wünschenswert.

1.1.2 DIAGNOSTIK-II – Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement due to Neutron Irradiation

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 109**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Projekt DIAGNOSTIK-II befasst sich mit der Entwicklung neuer Methoden zur Früherkennung von Werkstoffschäden. Diese neuen Methoden betreffen die beiden Gebiete der Ermüdung rostfreier Stähle – wie sie beispielsweise in Rohrleitungen vorkommen und der neutronenbedingten Versprödung von Reaktordruckbehälterstählen.

Rostfreie Stähle in Kernkraftwerken werden oft zyklisch wechselnden Lasten ausgesetzt, welche diese Werkstoffe altern lassen. Wechsellasten können sowohl mechanischen Ursprunges (z. B. Schwingungen) wie auch thermischen Ursprunges (z. B. Strömungsvermischung von kaltem und heissem Wasser) oder eine Kombination dieser beiden sein. Die Betriebserfahrung zeigt, dass sich dabei unter Umständen Risse bilden, welche zum Versagen von mechanischen Komponenten führen können. Die Arbeiten dieses Projektes versuchen neue Methoden zu entwickeln, mit denen Ermüdungsschäden besonders früh und vor der Ausbildung technischer Risse in austenitisch rostfreien Stählen entdeckt werden können.

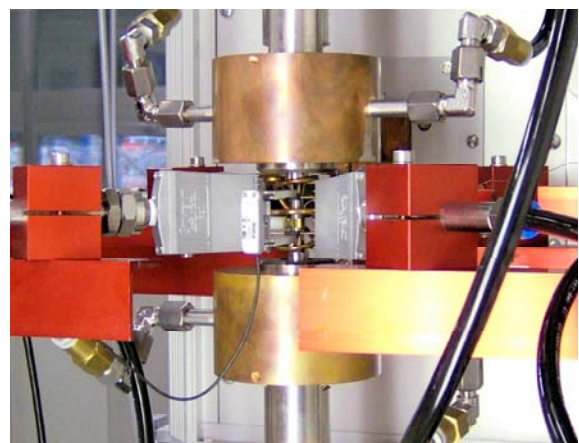
Reaktordruckbehälterstähle sind beim Reaktorbetrieb technologiebedingt der Neutronenbestrahlung ausgesetzt, die zu einer Versprödung des Reaktordruckbehälterstahls führen können. Ein gewisser Sprödigkeitsgrad darf aber nicht überschritten werden, weil dadurch das Risiko von kritischen Sprödbrüchen erhöht wird, insbesondere dann, wenn bei einem Störfall grosse Mengen kalten Wassers unter Druck in den Reaktordruckbehälter

eingespeist werden müssten («Pressurized Thermal Shock»). Der Versprödungsgrad des Reaktordruckbehälters wird daher heute mit aufwändigen Methoden überwacht. Seit langem besteht jedoch der Wunsch nach einer einfachen, zuverlässigen und zerstörungsfreien Prüfmethode.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Projektteil 1 von Diagnostik-II: «*Bewertung und Früherkennung von thermomechanischer Ermüdung nicht rostender Stahlkomponenten auf der Basis von Mikrorissbildung und – wachstum*» befasst sich mit der Entwicklung einer neuen Früherkennungsmethodik im Bereich der Ermüdung. Heute werden in der Aufsichtspraxis eine Reihe von zerstörungsfreien Prüfmethoden, wie etwa Ultraschall-, Wirbelstrom-, und Durchstrahlungsprüfungen sowie visuelle Inspektionen angewendet. Ihnen allen ist jedoch gemeinsam, dass damit erst Risse ab einer gewissen Grösse erkannt werden können (ab etwa 1 mm). Eine neue Prüfmethode, welche bereits vor Eintreten solcher technischen Risse einen Hinweis auf den Zustand von rostfreien Stahlkomponenten geben könnte, brächte einen erheblichen Sicherheitsgewinn.

Der Projektteil 2 von Diagnostik-II: «*Bestimmung der RDB-Versprödung infolge von Neutronenbestrahlung mittels Seebeck-Koeffizient und mikromagnetischer Kenngrössen*» befasst sich mit der Entwicklung einer neuen Früherkennungsmethodik im Bereich der Reaktordruckbehälterversprödung. Der Versprödungsgrad wird heute dadurch bestimmt, dass Bestrahlungssensätze (Voreilproben) während des Betriebes im RDB eingelassen werden und dann in bestimmten Zeitintervallen ausgebaut und geprüft werden. Da die Anzahl



Versuchseinrichtung für thermomechanische Ermüdung.

Quelle: PSI

solcher Probensätze jedoch begrenzt ist und diese bei der Prüfung zerstört werden, brächte eine Methode, mit welcher man fortlaufend die Versprödung am RDB selbst messen könnte oder die Voreilproben nach der zerstörungsfreien Messung wieder in den RDB einlassen könnte, ebenfalls einen deutlichen Sicherheitsgewinn.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

■ **Die Ziele des Projektteils 1**, die Einrichtung und die Erprobung einer thermomechanischen Ermüdungsversuchsanlage, die Beschaffung, die Charakterisierung und erste Prüfungen von Probenmaterial, die Wahl und Validierung eines theoretischen Ermüdungsmodells, die Detektierbarkeit von Kurzrisen und die Evaluation mikroelektrischer Kenngrößen, wurden erreicht.

■ **Die Ziele des Projektteils 2**, die Einrichtung und die Erprobung einer Messapparatur zur Bestimmung des Seebeck-Koeffizienten und die Auswertung erster Referenzprobensätze, wurden erreicht. Dabei zeigte sich jedoch zunächst eine sehr grosse Streuung der Messresultate, welche gemäss dem Projektbericht von zu wenig präparierten Probenoberflächen hervorgerufen sein könnte.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Da das Projekt erst im Berichtsjahr begonnen wurde und vor allem weil es sich mit der Entwicklung neuer Früherkennungsmethoden im Labor befasst, sind noch keine direkten oder indirekten Einflüsse auf die Aufsichtstätigkeit der HSK zu erwarten.

Der Weg neuer Früherkennungsmethoden von der Idee über das Labor bis hin zum Praxiseinsatz in den Kernkraftwerken ist lang und dementsprechend auch mit grossen Unsicherheiten der Machbarkeit behaftet. Die Möglichkeit der Verwendung solcher Früherkennungsmethoden in der Praxis, sei es als eigenständige Erkennungsmethode oder als flankierende Untersuchung im Zusammenhang mit anderen Messmethoden rechtfertigt jedoch eine finanzielle Unterstützung seitens der HSK.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

2007 sollen die verschiedenen neuen Diagnostikmethoden verbessert und verfeinert werden. Für die Arbeit an der Bestimmung des Seebeck-Effektes bedeutet dies vor allem, dass Probenoberflächen im Hotlabor des PSI präpariert und geschliffen werden müssen. Für alle in

diesem Projekt untersuchten neuen Methoden wäre zu Beginn des Projektes eine Zusammenfassung der Literatur auf diesen noch jungen Forschungsgebieten interessant gewesen. Gerade auf dem thermoelektrischen Gebiet wäre es wichtig zu verstehen, warum eine Änderung der Zähigkeit mit einer Änderung des Seebeck-Koeffizienten einhergeht.

1.1.3 STARS-V – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 139**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit dem Projekt STARS-V wurde im Jahr 2006 die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen der HSK und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen fortgesetzt. Die Aufgabe des STARS Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten der Sicherheitsebene 1 (Normalbetrieb) bis hin zu auslegungüberschreitenden Störfällen (Sicherheitsebene 4 bis zum evtl. Kernschmelzen) ein.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das STARS-Projekt (zertifiziert gemäss ISO 9001:2000) stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Es unterstützt die Aufsichtsbehörde HSK bei ihren sicherheitstechnischen Beurteilungen, z.B. von Anlageänderungen, oder gegebenenfalls von Vorkommnissen.

Die dazu notwendigen Arbeiten sind

- die Durchführung von Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung des Expertenwissens des Projektteams und zum Halten der Analysemethoden auf dem Stand von Wissenschaft und Technik;
- die Durchführung von unabhängigen Sicherheitsanalysen und anderen Analysen auf Anforderung der HSK aus ihrer Aufsichtstätigkeit heraus.

Weiterhin unterstützt das Projektteam schweizerische Kernkraftwerksbetreiber mit Studien und Analysen zu Aspekten des Kraftwerksbetriebs und zur Sicherheit auf Anfrage.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Die Schwerpunkte bei den Projektzielen für das Jahr 2006 wurden wie folgt umgesetzt:

- Fortführung der Forschungsarbeiten zur Abschätzung von Rechenunsicherheiten.

Im Rahmen des Projekts BEMUSE III wurden verschiedene Methoden zur Unsicherheitsanalyse eines Tests zu einem Kühlmittelverluststörfall verglichen. Die Ergebnisse der vom PSI entwickelten Methode lagen im gleichen Bereich wie diejenigen der anderen Projektteilnehmer. In einer Doktorarbeit wurde die Methodik zur Unsicherheitsanalyse weiterentwickelt und auf Anlagetransienten angewendet.

Die Arbeiten werden im Projekt BEMUSE-IV fortgeführt.

- Verbesserung der Modellierung des Brennstoff- und Brennstabverhaltens.

Die STARS-Gruppe analysierte ein Experiment des Halden-Reactor-Projekts zu einem Kühlmittelverluststörfall, bei dem die axiale Umverlagerung des Brennstoffs auf Grund von Aufblähen des Hüllrohres in radialer Richtung unter Temperatur- und Innendruckeinfluss («ballooning») abgeschätzt wird. Der erste Versuch in Halden, der zunächst nicht zum «ballooning» führte, wurde wiederholt und hatte im zweiten Anlauf Erfolg. Die Ergebnisse der Berechnungen zeigten eine vernünftige Genauigkeit im Vergleich mit den Versuchsergebnissen.

Es wurden ausserdem neuere Ergebnisse von Spaltgasfreisetzungsmessungen an modernen Brennstäben von Siedewasserreaktoren nachgerechnet. Dazu wurde das Programm mit einem selbstentwickelten Spaltgasfreisetzungsmodell gekoppelt. Weiter wurden Nachrechnungen für ausgewählte Versuche zum Reaktivitätsstörfall durchgeführt.

- Fortsetzung der Analysen von Kritikalität und Neutronenfluenz.

Mit der Entwicklung einer Methode zur Durchführung von Kritikalitätsberechnungen für Kompaktlager und für Transportbehälter sollen die Forderungen generell akzeptierter Standards nachgewiesen werden.

Für die Anlage KKG wurden zudem Berechnungen zur Neutronenfluenz im Reaktordruckbehälter durchgeführt, die im Rahmen der Alterung und Betriebsdauerverlängerung bei Kernkraftwerken allgemein von Bedeutung sind. Ein Vergleich mit sog. Scraping-Test-Daten ergaben gute Übereinstimmungen.

- Fortführung von thermohydraulischen Analysen.

Mit einem 3D-thermohydraulischen Programm wur-

den Nachrechnungen von ausgewählten Tests (Borverdünnung während Kühlmittelverluststörfällen und Ausfall der Nachkühlung) sowie Untersuchung von thermohydraulischen Phänomenen während eines kleinen Lecks in einem Druckwasserreaktor durchgeführt.

Darüber hinaus beteiligte sich das STARS-Team am europäischen Projekt NURESIM, in dessen Rahmen eine Softwareplattform zur Nutzung unterschiedlichster nuklearer Simulationsprogramme entwickelt und angewendet wird.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können in der Schweiz neutronenphysikalische Berechnungen für Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter sowie Berechnung von Fluenzen in Strukturen, Anlagezuständen und -transienten durchgeführt werden. Dadurch wird die HSK in die Lage gesetzt, im Rahmen ihrer Aufsicht sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit der hintereinander gestaffelten Barrieren beurteilen zu können. Dies schliesst die Beurteilung von Ursachen für Alterungsmechanismen durch Neutronenbestrahlung ein.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Wie oben erwähnt leistet das STARS-Projekt einen wichtigen Beitrag zur Aufsicht der HSK. Es ist vorgesehen, dass die Arbeiten weitergeführt werden.

1.1.4 MSWI – Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents in LWR

**Auftragnehmer: Royal Institute of Technology
(KTH)**

Anhang A, Seite 169

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das Programm MSWI (übersetzt: «Schmelze-Struktur-Wasser-Wechselwirkung») wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt und untersucht den Ablauf und die möglichen Massnahmen bei schweren Reaktorunfällen. Neben der HSK fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SKI), schwedische Kraftwerksbetreiber sowie die EU (SARNET-Programm) die Projekt-

arbeiten. 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 komplexen und bis heute nicht im Detail verstandenen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden z.B. belastbarere Risikoquantifizierungen (auf Basis der Stufe-2-PSA) möglich, die beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von Unfallbeherrschungsstrategien («Severe Accident Management Guidance», SAMG) und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle spielen. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) gekühlt werden kann. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der MSWI-Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit der Resultate in den oben genannten Bereichen, insbesondere für Siedewasserreaktoren (SWR), welche – wie beispielsweise die CH-SWR – als zentrale Massnahme bei einem Kernschmelzunfall das Containment fluten.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Die MSWI-Projektarbeiten im Jahre 2006 behandelten sowohl so genannte «in-vessel»- wie auch «ex-vessel»-Phänomene (d.h. Vorgänge vor, bzw. nach dem RDB-Versagen). Das übergeordnete Projektziel bestand darin, das Verständnis der bei einem Schwerunfall ablaufenden Prozesse zu verbessern und entsprechende Unsicherheiten zu reduzieren. Konkret wurden im Wesentlichen folgende Arbeiten geplant und durchgeführt:

- Entwicklung von numerischen Modellen zur Berechnung des Wärmetransports in der Kernschmelze vor RDB-Versagen
- Numerische Untersuchung zur Kühlbarkeit der Schmelze im SWR-RDB mittels Steuerstabantriebskühlung
- Experimente zur Bildung einer Schmelzpartikelschüttung (nach RDB-Versagen)
- Entwicklung eines numerischen Modells zur Untersuchung der Kühlbarkeit einer von unten durchström-

ten Partikelschüttung im Naturumlauf (Zirkulation des Wassers durch Dampfbildung)

- Durchführung von 2D-Rechnungen zur Untersuchung des Einflusses der Inhomogenität einer Partikelschüttung auf deren Kühlbarkeit (mit dem hierfür spezialisierten «WABE»-Simulationscode).

Gegenüber den Vorjahren standen 2006 vor allem die analytischen/theoretischen Arbeiten im Vordergrund, in deren Rahmen insbesondere verschiedene CFD («Computational Fluid Dynamics»)-Modelle entwickelt wurden. Die Validierung der Computermodelle erfolgte anhand der heute international vorliegenden experimentellen Daten und gesicherten Erkenntnisse.

Die wichtigsten experimentellen Arbeiten wurden im «DEFOR» («Debris Bed Formation»)-Programm durchgeführt. Untersucht wurden dabei primär die Eigenschaften der Partikelschüttung, welche sich nach der Wechselwirkung eines Kernschmelzestrahls mit unterkühltem Wasser ausbildet.

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

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Das MSWI-Projekt liefert sowohl wertvolle Erkenntnisse aus der Grundlagenforschung (Detaileinsichten in Phänomene) als auch unmittelbar in der regulatorischen Praxis (SAMG, PSA) verwendbare Resultate. Erwäh-



Partikelschüttung eines Kernschmelzestrahls.

Quelle: Royal Institute of Technology (KTH)

nenswert sind in diesem Zusammenhang z.B. die – vorwiegend für SWR relevanten – Arbeiten zur Kühlbarkeit der Kernschmelze inner- und ausserhalb des RDB, welche der HSK u.a. belastbare Informationen zur Beurteilung der Erfolgswahrscheinlichkeit der zentralen SWR-SAM-Strategie (Containmentfluten) bereitstellen. Gleichermassen interessant für die HSK ist die im Projekt untersuchte Fragestellung, ob mittels Wassereinspeisung durch den Steuerstabantrieb beim SWR ein «Einfrieren» des Kernschmelzvorgangs im RDB (und damit die Verhinderung eines RDB-Versagens) möglich ist. Die Resultate zur durch Naturumlauf von unten gekühlten Partikelschüttung könnten u.a. bei der Beurteilung des Designs neuer Reaktoren nützlich sein. Generell nicht zu unterschätzen ist die Tatsache, dass der HSK durch die Mitwirkung am MSWI-Projekt der Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der LWR-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus) möglich ist.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im MSWI-Projekt wurden in der Vergangenheit hervorragende und international stark beachtete Resultate erarbeitet. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit in der (regulatorischen) Praxis, was von der HSK begrüsst wird. Im Jahr 2007 werden die beschriebenen Arbeiten fortgesetzt, wobei insbesondere diverse experimentelle Untersuchungen im Vordergrund stehen werden. Ferner ist geplant, die Arbeiten zur so genannten «coolability map» abzuschliessen. Hierbei handelt es sich um ein Diagramm, aus dem abgelesen werden kann, ob eine Schmelzekonfiguration (SWR) kühlbar ist. Für die HSK sind die Forschungsergebnisse, z.B. im Zusammenhang mit der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) und «Severe Accident Management Guidance» (SAMG), von besonderem Interesse.

1.1.5 MELCOR – Überprüfung und Weiterentwicklung des Rechencodes MELCOR für die Analyse schwerer Unfälle in Leichtwasserreaktoren

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 197**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Der Rechencode MELCOR (Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases) wird sowohl

von der HSK als auch von den Betreibern schweizerischer Kernkraftwerke für die Berechnung und Simulation von schweren Unfällen benutzt. Der im Auftrag der amerikanischen Aufsichtsbehörde USNRC von Sandia National Laboratories entwickelte Code wird ständig den neusten Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. Die HSK beteiligt sich an diesen Weiterentwicklungsarbeiten. Als sicherheitstechnisch besonders wichtig und für die Analyse schwerer Unfälle besonders relevant wurde die Oxidation von Zircaloyhüllrohren in einer sauerstoffhaltigen Umgebung während eines Unfalls mit schwerer Kernbeschädigung für nähere Untersuchungen ausgewählt. Zircaloy ist die Metalllegierung, aus welchem Hüllrohre und Kerneinbauten gefertigt werden. Die im Rahmen dieses Projektes realisierten Weiterentwicklungen sollen später in Form von neuen Programm-Modulen in zukünftige Versionen des MELCOR-Rechencodes integriert und damit den Benutzern zur Verfügung gestellt werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Bestimmung der Zircaloyoxidation ist mit der bis heute in der Schweiz verwendeten Version 1.8.6 des MELCOR Rechencodes nicht mit der erwünschten Genauigkeit möglich. Ziel des dreijährigen Projektes (2006–2008) ist die Entwicklung und Validierung eines MELCOR Programm-Moduls, welches die Oxidation von Zircaloy in einer sauerstoffhaltigen Umgebung bei einem schweren Unfall realistisch voraussagt.

Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Kompetenz und Know-how in der Schweiz. Dabei verfolgt das PSI die Entwicklung von MELCOR und anderen Rechencodes für schwere Unfälle und gibt sein Know-how den Schweizer Benutzern in einem jährlichen, von der HSK organisierten Workshop weiter.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Berichterstattungszeitraum hat das PSI:

- die für die Bereitstellung des Modells für die Zircaloyoxidation relevanten physikalischen Phänomene studiert und im Jahresbericht beschrieben;
- die für die Validierung des Zircaloyoxidation-Moduls relevanten Daten aus Experimenten und aus dem Unfall im Kraftwerk Three Mile Island gesammelt, zusammengestellt und im Jahresbericht beschrieben.

Am jährlichen HSK-Workshop für Schweizer Benutzer von Rechencodes zur Modellierung schwerer Unfälle hat das PSI seine Arbeit im Rahmen dieses Projektes in-

teressierten Kreisen der HSK, der ETH und der Kernkraftwerkbetreiber präsentiert. Bei dieser Gelegenheit hat das PSI die wichtigsten internationalen Erkenntnisse betreffend Weiterentwicklung von MELCOR den Schweizer MELCOR-Benutzern weitervermittelt.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die ständige Weiterentwicklung des in der Aufsicht verwendeten MELCOR-Rechencodes und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung schafft eine wichtige Voraussetzung für die Begutachtung der Risikoabschätzung schwerer Unfälle, wie sie im Rahmen von PSA-Studien gemacht werden. In der künftigen Richtlinie HSK-A05 (Anforderungen an Umfang und Qualität einer probabilistischen Sicherheitsanalyse) wird MELCOR als einer der Rechencodes genannt, welche dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und von den Betreibern der Kernkraftwerke zur Modellierung von Unfallverläufen und Quelltermanalysen verwendet werden dürfte.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

In 2007 ist vorerst eine vertiefte und weitergehende Analyse von Daten aus vergangenen und zukünftigen Experimenten vorgesehen. Anschliessend soll das PSI-Modell für die Zircaloyoxidation entwickelt und in einer separaten Programmumgebung getestet werden. Das daraus entwickelte Programm-Modul soll anschliessend in den MELCOR-Rechencode integriert und anhand experimenteller Daten auf seine Voraussagequalität getestet werden.

1.1.6 OECD MCCI – Melt Coolability and Concrete Interaction

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Unter dem Projekttitel OECD-MCCI (Melt Coolability and Concrete Interaction) werden am Argonne National Laboratory in Chicago (USA) Versuche zur Kühlbarkeit von Kernschmelze (Corium) und der Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und Beton durchgeführt. Das Jahr 2006 stand unter dem Zeichen des Abschlusses des ersten OECD-MCCI-Projektes und der Initialisierung des Nachfolgeprojektes OECD MCCI 2 mit den dadurch verbundenen, administrativen Aufgaben.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das OECD-MCCI-Projekt und dessen Nachfolger OECD MCCI 2 liefern wertvolle Erkenntnisse über das Verhalten von Kernschmelze, die bei einem schweren Unfall aus dem Reaktordruckgefäss auf den Betonboden der Reaktorgrube fällt. Diese Erkenntnisse können in die «Severe Accident Management Guidance (SAMG)» einfließen. Damit können bei einem schweren Unfall geeignete Massnahmen zur Linderung der Konsequenzen ergriffen werden.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Ein wichtiges Projektziel des Jahres 2006 war die Fertigstellung des Abschlussberichtes des ersten OECD-MCCI-Projektes. Die Inhalte dieses Berichtes und damit die wichtigsten Erkenntnisse aus den Forschungsarbeiten des ersten OECD-MCCI-Projektes sollen hier kurz dargelegt werden:

Die Versuchsreihe zum Thema «Kühlbarkeit der Schmelze ausserhalb des RDB» beinhaltete sieben «Small Scale Water Ingression and Crust Strength (SSWICS) Tests» sowie einen «Melt Eruption Test (MET)». Daraus wurden folgende Erkenntnisse gewonnen:

- Die SSWICS-Versuche zeigten, dass das Kühlwasser bereits während dem Quenchen (schnelles Kühlen/Abschrecken) in die Kernschmelze eindringt und dadurch den Wärmeabtransport erhöht. Mit zunehmendem Betongehalt in der Kernschmelze nimmt der Wärmeabtransport allerdings wieder ab, ohne signifikante Abhängigkeit vom Betontyp. Zusätzlich wurde keine nachweisliche Abhängigkeit vom Umgebungsdruck festgestellt, was im Gegensatz zum Konzept der Gegenstrombegrenzung (schlechterer Wärmeabtransport bei steigendem Umgebungsdruck) steht, welches zum Teil in Schwerunfallcodes verwendet wird.
- Festigkeitstests an der sich bildenden Kruste zeigten, dass die mechanische Festigkeit der Kruste, welche durch Quenchen mit Kühlwasser entstanden ist, um bis zu zwei Grössenordnungen kleiner ist als die Festigkeit von festem Corium (Kernschmelze-Beton-Gemisch). Diese Erkenntnis lässt darauf schliessen, dass die Festigkeit durch die Rissbildung während dem Quenchvorgang bestimmt wird und die Abhängigkeit von der Zusammensetzung des Coriums sehr klein ist. Unter echten Bedingungen in einer Reaktorgrube kann davon ausgegangen werden, dass die Kruste

schon unter sehr kleinen Kühlwasserlasten auseinanderbricht und dadurch die Kühlbarkeit der Schmelze verbessert wird.

Die Versuchsreihe zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung umfasste drei CCI Tests (Core-Concrete-Interaction) und hat zu folgenden Erkenntnissen geführt:

- Alle drei Versuche zeigten eine abnehmende Temperatur der Schmelze mit vorschreitender Betonabtragung. Einerseits wird dies dadurch erklärt, dass der Beton eine Wärmesenke darstellt und andererseits, dass mit zunehmender Abtragung die Oberfläche, welche für den Wärmetransport zur Verfügung steht, vergrössert wird.
- Die beiden ersten Versuche CCI 1 und CCI 2 zeigten eine Krustenbildung in der Wechselwirkungszone zwischen Beton und der Schmelze. Dadurch wurde die Abtragung von Beton massiv verlangsamt und die Temperatur blieb längere Zeit stabil. Die Kruste zerbrach jedoch im weiteren Verlauf des Versuchs, so dass die Schmelze-Beton-Wechselwirkung fortschritt. Je grösser der Gasanteil im Corium desto kürzer war die Dauer dieses pseudostabilen Zustandes, was durch die mechanischen Kräfte des Gasdrucks auf die instabile Kruste erklärt werden kann.
- Das Verhalten der Abtragung des Betons ist stark abhängig vom Betontyp. Beim kalksandsteinhaltigen Beton waren die axiale und die laterale Abtragung gleich stark ausgeprägt. Beim siliziumhaltigen Beton war die laterale Abtragung bis zu viermal stärker als die axiale. Die Unterschiede in den Testresultaten sind primär auf die anderen chemischen Zusammensetzungen und der dadurch veränderten Gasbildung bei den beiden untersuchten Betontypen zurückzuführen.

Die beiden Versuchsreihen haben im Hinblick auf die Anwendung in Schwerunfallcodes die noch kleine Datenmenge weiter verdichtet, so dass die Unsicherheiten, insbesondere bezüglich des Verhaltens der Betonabtragung, verkleinert werden können.

Ein weiteres Projektziel des Jahres 2006 war die Initialisierung des Nachfolgeprojektes OECD MCCI 2. Aus administrativen Gründen haben sich die ersten Versuche, welche inhaltlich nahtlos an das Vorgängerprojekt anknüpfen, verzögert, so dass zurzeit noch keine weiteren Erkenntnisse vorliegen.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Auf der Grundlage der Resultate dieses Projektes können PSA-Studien der Stufe 2 und insbesondere die da-

raus abgeleiteten «Severe Accident Management Guidelines», welche auch Strategien zur Kühlung von Kernschmelze und damit zur Verhinderung eines Durchschmelzens des Betonfundaments und Eindringen von radioaktiver Kernschmelze in den Boden und das Grundwasser vorsehen, optimiert werden.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Im kommenden Jahr werden die ersten SSWICS- und CCI-Versuche durchgeführt, welche die bisherigen Erkenntnisse aus dem ersten OECD-MCCI-Projekt weiter erhärten und verfeinern sollen. Ein weiterer Schwerpunkt wird auch auf die Analyse und Implementierung in Schwerunfallcodes gesetzt.

1.1.7 OECD OPDE – Piping Failure Data Exchange Project

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das OECD NEA Piping Failure Data Exchange Project (OPDE) wurde 2001 von Mitgliedsländern der OECD zur Schaffung einer Datenbank über Schäden an Rohrleitungen in Kernkraftwerken ins Leben gerufen. Inhalt der OPDE-Datenbank sind Informationen von Befunden an sicherheitstechnisch klassierten und risikorelevanten Rohrleitungen, die zu Wandstärkeschwächungen, Rissen, Leckagen oder Brüchen geführt haben. An dem Projekt beteiligen sich zurzeit zwölf Länder, wobei die HSK die Koordination der Daten für die Schweiz wahrnimmt. Aufbauend auf einer vorhandenen Vorgängerdatenbank der schwedischen Aufsichtsbehörde SKI wurde 2002 bis 2005 eine erste Phase zur endgültigen Festlegung der Struktur der Datenbank bzw. zur Fortschreibung der Einträge gestartet. Zurzeit läuft bis 2008 die zweite Phase, die der aktiven Datensammlung dient. Die Datenbank bietet den Beteiligten Nutzungsmöglichkeiten für verschiedene Aufgabstellungen bezüglich der nuklearen Rohrleitungssysteme.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Beim OPDE-Projekt geht es darum, wichtige mechanische Komponenten bezüglich ihrer Integrität und ihres Verhaltens zu beurteilen, zerstörungsfreie Analysen durchzuführen und Beurteilungen und Voraussagen bezüglich Alterungseffekten zu machen. Es liefert Infor-

mationen zu den Versagensmechanismen der Rohrleitungssysteme, aus denen sich Aussagen zur Lebensdauer sowie gezielte Vorgehensweisen zur Früherkennung der Schäden ableiten lassen.

Die HSK hat mit der Beteiligung an diesem Projekt Zugang zu Erfahrungen mit Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken der Länder Schweden, Finnland, Deutschland, Belgien, Frankreich, Spanien, Tschechien, USA, Kanada, Japan und Südkorea. In vielen dieser Länder sind Anlagen in Betrieb, die mit den Schweizer Anlagen vergleichbar sind. Der internationale Erfahrungsaustausch beschleunigt insbesondere den Erkenntnisgewinn über alterungsbedingte Schädigungsmechanismen, da sich aus der grösseren Zahl von Daten besser ableiten lässt, welche Einflussfaktoren bei solchen Schädigungsmechanismen eine Rolle spielen.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

In der zweiten Phase des Projektes steht die aktive Bewirtschaftung der Datenbank durch die beteiligten Organisationen im Vordergrund. Fast alle beteiligten Länder konnten ihre Datensätze aufarbeiten und einfügen. Im Jahr 2006 erhöhte sich die Zahl der Datensätze von Rohrleitungsschäden um 127 auf 3675. Teilweise bestehen noch Rückstände bei der Übertragung der nationalen Datensätze in das einheitliche Format der OPDE-Datenbank. Die Ressourcen für diese Tätigkeit müssen von den beteiligten Ländern bereitgestellt werden.

Als praktisches Bewirtschaftungsinstrument steht nun ein passwortgeschützter Internet-Zugang zur Eingabe neuer Datensätze zur Verfügung, der ausser von den nationalen Koordinatoren auch von den Betreibern der Kernanlagen genutzt werden kann. Im Jahr 2006 konnten zwei aufdatierte Versionen der Datenbank auf CD an die aktiv beteiligten Organisationen abgegeben werden. Sie stehen bei der HSK zur Anwendung zur Verfügung.

Die Option zur Internetbewirtschaftung der Datenbank wird zurzeit vom Clearinghouse, von Spanien (CSN und Betreiber), von den USA und von der Schweiz (nur HSK) genutzt.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die OPDE-Datenbank konnte in der HSK bereits für qualitative Erfahrungsauswertungen auf den Gebieten Wiederholungsprüfprogramme, Bewertung von Schadensmechanismen und Beurteilung präventiver Mass-

nahmen gegen Rohrleitungsschäden eingesetzt werden. Sie hat keinen bisher unmittelbaren Einfluss auf das Regelwerk der HSK, stellt aber eine wichtige Grundlage für die Einführung risikoinformierter Wiederholungsprüfprogramme dar.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Es wurde angeregt, bei zukünftigen Projekttreffen die jeweiligen nationalen KKW-Betreiber zu Kurzseminaren mit Anwendungsbeispielen einzuladen. Das nächste Projekttreffen findet vom 14. bis 15. Mai 2007 in der Schweiz statt. Die HSK wird das Projekttreffen ausrichten.

Die Internetbewirtschaftung der Datenbank wurde erst bei wenigen Teilnehmern eingeführt. Mehrere Teilnehmer, darunter die Schweiz, sind mit der Aufdatierung der Datenbank mit neueren Schadensfällen im Rückstand. Es wurde festgestellt, dass von den beteiligten Organisationen zum Teil nicht genügend personelle Ressourcen für die Bewirtschaftung der Datenbank zur Verfügung gestellt werden. Dieses Thema soll in den übergeordneten Arbeitsgruppen der OECD NEA zur Sprache gebracht werden.

Für die zukünftige Projektperiode bis 2008 ist vorgesehen, die Datensammlung und Aufdatierung der Daten weiterzuführen sowie die Anwendung der Datenbank weiter zu etablieren.

1.1.8 OECD-ICDE – Common Cause Failure Data Exchange

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 Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei (sicherheitsrelevanten) Komponenten gleichzeitig oder innerhalb einer kurzen Zeitspanne auf Grund gemeinsamer Ursache auftraten, so genannte Common-Cause Failure (CCF) Ereignisse.

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Rahmen des ICDE-Projektes werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen derartige Ereignisse besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen derartiger Ereignisse zu ergreifen. Diese Daten können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeiten von CCF genutzt werden. CCF kommt bei der Bestimmung der Zuverlässigkeit der im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen berücksichtigten Sicherheitssysteme besondere Bedeutung zu, da diese die Funktion mehrerer Redundanzen (Teilsysteme) beeinträchtigen können.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Die Struktur der Projekt-Dokumentation wurde überarbeitet, um die Vielzahl der erstellten Dokumente besser verwalten zu können und den Zugriff auf die ausgewerteten Ereignisse zu erleichtern. Die Projekt-Dokumentation umfasst insbesondere die Organisation des Projektes, die Richtlinien zur Ereigniserfassung, den Aufbau der für die Datensammlung und -auswertung verwendeten Datenbank und die Publikationen der Auswertungsergebnisse.

Der Stand der Sammlung und Auswertung von CCF-Ereignissen stellt sich folgendermassen dar:

- Die Überprüfung der für den Komponententyp «Füllstandsmessung» gesammelten Daten auf Konsistenz ist abgeschlossen. Die Erstellung des Analyseberichts im Entwurf ist bis Ende April 2007 geplant.
- Der Entwurf des Auswertungsberichts für den Komponententyp «Leistungsschalter» ist von den Projektmitgliedern mit wenigen Korrekturvorschlägen akzeptiert worden. Der Bericht wird bis Ende April 2007 an die Arbeitsgruppe «Committee on the Safety of Nuclear Installations» (CSNI) der OECD-NEA für die abschliessende Verabschiedung weitergeleitet.
- Die Datensammlung für den Komponententyp «Steuerstabantriebe» ist abgeschlossen. In der nächsten Projektsitzung im Frühjahr 2007 ist ein erster Erfahrungsaustausch über die gesammelten Ereignisse geplant.
- Für den neu in die Datensammlung aufgenommenen Komponententyp «Wärmetauscher» wurde ein erster Entwurf einer Kodierungs-Richtlinie erstellt.

Insgesamt ergaben sich im Jahr 2006 Verzögerungen bei der Datensammlung und -auswertung, die auf den

grossen Datenumfang und auf Interpretationsschwierigkeiten bei der Abgrenzung einzelner Komponententypen zurückzuführen waren. Die geplante Aktualisierung der Datensammlung und -auswertung für die Komponententypen «Dieselaggregate» und «Pumpen» konnte von der HSK aus Ressourcengründen nicht durchgeführt werden.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Im Rahmen des Projektes wurde erstmals die Häufigkeit von CCF-Ereignissen pro Jahr und Komponententyp ausgewertet. Diese Auswertung zeigt auf, dass die Häufigkeit von CCF-Ereignissen in den schweizerischen Kernkraftwerken geringer ist als die aus den internationalen Erfahrungen ermittelte Häufigkeit. Dies deutet auf die Wirksamkeit der in den schweizerischen Kernkraftwerken getroffenen Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen derartiger Ereignisse hin.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Sammlung und Auswertung von CCF-Ereignissen für die bisher berücksichtigten 10 Komponententypen wird fortgesetzt. Es wurde von den Projektmitgliedern beschlossen, dass die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeiten von CCF in Zukunft einen höheren Stellenwert im Projekt erhält. Im Rahmen der nächsten ICDE-Sitzung ist ein Workshop geplant, in dem die von den am Projekt beteiligten Ländern verwendeten Methoden der Quantifizierung verglichen und diskutiert werden. Die HSK plant, die Erfassung und Auswertung von CCF-Ereignissen in den schweizerischen Kernkraftwerken für ausgewählte Komponententypen mit Unterstützung externer Experten fortzuführen.

1.1.9 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD Anhang A, Seite 207

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 da-

rauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht nur denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Zusätzlich zu den neun bisherigen Teilnehmern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweden, Schweiz, Spanien, Tschechien, USA) sind in 2006 mit Kanada und den Niederlanden zwei weitere OECD-Mitgliedstaaten dem Projekt beigetreten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

In einer Untersuchung der Arbeitsgruppe «Committee on the Safety of Nuclear Installations» (CSNI) der OECD-NEA zum Entwicklungsstand der Brand-PSA für Kernkraftwerke wurde, basierend auf einer Umfrage in den Kernenergie produzierenden OECD-Mitgliedstaaten, das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der dringendsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis zwingend notwendig.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Nach der ersten Projektphase (2003–2005) wurde in 2006 die zweite, ebenfalls auf drei Jahre geplante, Projektphase (2006–2008) gestartet. Planmässig wurden Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt und die zu der bereits festgelegten Datenbankstruktur gehörende Dokumentation («Coding Guidelines», «Quality Assurance Manual», «Operating Guidelines») weiter entwickelt. In zwei Projektmeetings (Schweden, USA) wurden die neu aufgenommenen Brandereignisse, die Datenbankentwicklung und die Projektplanung unter den Vertretern der Projektmitgliedstaaten besprochen. Die Anzahl der bislang ausgewerteten Brände (140 Ereignisse) ist nach wie vor zu klein, um aussagekräftige statistische Schlüsse zu ziehen. Über das Projekt und dessen vorläufige Ergebnisse wurde an der Konferenz ESREL 2006 in Estoril, Portugal, berichtet.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

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

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Daten zu den neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank durch weitere, möglichst aktuelle Brandereignisse ergänzt werden. Ferner soll die Datenbank nach Möglichkeit vermehrt für zunehmend detaillierte Analysen genutzt werden.

1.1.10 OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD

Anhang A, Seite 215

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der CABRI-Reaktor ist weltweit neben dem Forschungsreaktor NSRR in Japan die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren realitätsnah simuliert werden kann. Die Versuchsergebnisse des «CABRI International Project (CIP)» werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z. B. SCANAIR und FALCON, welche vom PSI verwendet werden) genauer zu modellieren und die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle zu verifizieren und nötigenfalls zu verbessern.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Jahre 2006 wurden folgende Projektziele erreicht:

- Die Materialprobleme bei der Verwendung von Zircaloy für die Sicherheitshülle des CABRI-Waterloop konnten gelöst werden. Die Fertigung der Testzelle begann Mitte 2006. IRSN unternimmt grosse Anstrengungen, um die Durchführung des Qualifikationstests CIP-Q für den Waterloop im Jahr 2009 zu gewährleisten.
- Die CIP-Testmatrix wurde überprüft und modifiziert (13th TAG Meeting).
- Weitere CIP-Tests (Serien CIP1 und CIP3) wurden rechnerisch modelliert.
- HSK und KKW Leibstadt (KKL) erarbeiteten einen Vorschlag, um an der Versuchsanlage PROMETRA mechanische Tests mit KKL-Hüllrohrmaterial durchführen zu lassen.

Wichtige Publikationen des Projektes im Jahre 2006: IRSN-Report 2006-83: CABRI Waterloop Programme: Status Report No. 11, 27.09.2006 sowie der Summary Record of the 13th Meeting of the Technical Advisory Group of the OECD/NEA-IRSN CABRI Waterloop Project, Tokai-mura, Japan, 19 – 20 April 2006.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

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

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die PROMETRA-Tests mit KKL-Hüllrohrmaterial sind für das Jahr 2008 geplant. Das Projekt CIP hat vor allem durch die Beteiligung des JAEA (Japan) an Bedeutung gewonnen. Das JAEA hat einige am NSRR durchgeführte RIA-Tests als «in-kind»-Beiträge zum CIP angeboten. Die Beiträge sind zwar noch nicht alle konkretisiert, jedoch befindet sich darunter ein NSRR-Test mit KKL-Brennstoff. Das ist für die HSK interessant, weil Tests mit Brennstoff aus Siedewasserreaktoren im Jahre 2005 aus der CIP-Testmatrix gestrichen wurden. Die Beteiligung des JAEA bietet nach Ansicht der HSK die Möglichkeit, rascher zu nutzbaren experimentellen Ergebnissen zu kommen.

1.1.11 OECD COMPSIS – Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety

Auftragnehmer: OECD

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Der Zweck des Projektes «OECD Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety» (OECD COMPSIS) ist es, Informationen über die Zuverlässigkeit von rechnerbasierten Systemen in Kernkraftwerken zwischen den OECD-Mitgliedstaaten auszutauschen. Als übergeordnete Ziele sollen ein Beitrag an die Zuverlässigkeit von softwarebasierten Ausrüstungen geleistet und Angaben zur Risikoanalyse von solchen Ausrüstungen geliefert werden. Folgende neun Länder nehmen am Projekt teil: Finnland, Deutschland, Ungarn, Japan, Südkorea, Slowakei, Schweden, USA und die Schweiz. Das Projekt wird von einer Gruppe von Fachleuten aus den Teilnehmerländern gesteuert. Die Erstellung und Betreuung der Datenbank sowie die Qualitätssicherung der Daten wurden dem OECD-Halden-Projekt bzw. dem norwegischen Institut für Elektrotechnik (IFE) übertragen. Das IFE bildete eine Projektgruppe, das «COMPSIS-Clearinghouse». Die in OECD COMPSIS entwickelte Datenbank steht nur denjenigen Organisationen zur Verfügung, die Daten beisteuern. In der Schweiz hat zurzeit der Delegierte der HSK Zugriff zu den Projektdaten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die OECD-NEA-Arbeitsgruppe WGOE (Working group of operational experience) erkannte die Wichtigkeit zur Aufbereitung von Daten über die Betriebserfahrung mit sicherheitsrelevanten rechnerbasierten Systemen, da solche Systeme weltweit immer häufiger in Kernkraftwerken eingesetzt werden. Die Fehlerarten von digitalen leittechnischen Systemen sind zum Teil unterschiedlich zu denjenigen von konventionellen leittechnischen Systemen. U. a. ist mit dem Auftreten von Common-Cause-Ausfällen auf Grund von Fehlern identischer Software in mehreren Teilsystemen zu rechnen. Zur Probe wurde auf Basis des IAEA/NEA- «Incident Reporting Systems» bereits vor 2004 eine Codierungsrichtlinie für Ereignisse mit rechnerbasierten Systemen erarbeitet und eine Anzahl Ereignisse aus verschiedenen Ländern codiert. Im Jahre 2004 gab das OECD-NEA Gremium CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations)

seine Zustimmung zur Gründung des COMPSIS-Projektes. Es ist das erste Mal, dass eine international koordinierte Datenbank über Fehlerarten von rechnerbasierten sicherheitsrelevanten Systemen in Kernkraftwerken erstellt wird.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Jahre 2005 wurde eine erste Version der Codierungsrichtlinien erstellt und das «Clearinghouse» realisierte eine erste Benutzerschnittstelle. Das Ziel für 2006 war, die definitiven Codierungsrichtlinien und eine dazu passende über das Internet zugreifbare Benutzerschnittstelle zu erstellen, damit die Teilnehmer ihre «COMPSIS-Ereignisse» implementieren konnten. Im Jahre 2006 fanden zwei Treffen der Steuergruppe mit dem «Clearinghouse» statt. Am ersten Treffen wurden Codierungsrichtlinien und die Benutzerschnittstelle intensiv diskutiert. Eine Überarbeitung war notwendig. Beim zweiten Treffen wurden die Coding Guidelines als definitiv verabschiedet. Das «Clearinghouse» konnte die Benutzerschnittstelle bis Ende 2006 fertig stellen.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

In der HSK-Richtlinie R-46 sind Anforderungen an rechnerbasierte sicherheitsrelevante Systeme festgehalten. Viele Massnahmen sollen dazu beitragen, Fehler und Ausfälle mit hoher Wahrscheinlichkeit zu vermeiden. Die COMPSIS-Datenbank wird die Informationen vieler Kernanlagen aus verschiedenen Ländern enthalten und somit ein viel breiteres Spektrum an Betriebserfahrungen mit rechnerbasierten Systemen liefern. Es kann damit erkannt werden, auf welche Anforderungen und Merkmale bei der Begutachtung besonders zu achten ist. Die HSK erwartet insbesondere dort genauere Erkenntnisse, wo in anderen Ländern gleiche Leittechnikfamilien im Einsatz sind.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Ende 2006 war die Datenbank und die Benutzerschnittstelle bereit, um die «COMPSIS-Ereignisse» zu erfassen. Bis Ende April 2007 sollen nun ca. 50 Ereignisse der zehn Teilnehmerländer aus den letzten 5 Jahren eingetragen werden, davon aus der Schweiz zwei Ereignisse. Im COMPSIS-Projektplan ist ein Seminar vorgesehen, um die COMPSIS-Datenbank auf breiter Basis vorzustellen. Ende 2007 läuft die erste Projektphase (2005–2007) ab. Die nächste Projektphase (2008–2010) wird vorbereitet, in welcher die Inhalte der Datenbank er-

gänzt und auf verschiedene Arten ausgewertet werden sollen. Um möglichst viele Daten zu erhalten, soll die Datenbank auch mit Informationen aus der Instandhaltung ergänzt werden.

1.2 Strahlenschutz

1.2.1 Zusammenarbeit in der Dosimetrie

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 219**

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

Im Berichtsjahr wurde die Aeroradiometrie aus organisatorischen Gründen in diese Vereinbarung integriert.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Zusammenarbeit in der Dosimetrie fördert die nukleare Sicherheit insbesondere bei den oben erwähnten Überprüfungen und Kalibrierungen von Messsystemen. Der Einsatz des PSI bei der Revision der ISO-Norm über die Oberflächenkontaminationsmessung ist aus schweizerischer Sicht von grosser Bedeutung, denn die Oberflächenkontaminationsmessung hat bei Freimessungen und Transporten in verschiedenen Ländern einen unterschiedlichen Stellenwert: Frankreich kennt praktisch keine Freimessung von Gegenständen, Deutschland und die Schweiz wenden jedoch nuklid-spezifische Kontaminationsrichtwerte an.

Die Aeroradiometrie ist ein wichtiges Element der schweizerischen Notfallorganisation und wird seit 1994



Radiometrische Aufzeichnungen mithilfe eines Super Pumas T-323 der Schweizer Luftwaffe.



Quelle:HSK

eingesetzt. Die flächenhaften radiometrischen Aufnahmen erlauben eine rasche Erfassung des Strahlungspiegels in grösseren, auch unzugänglichen Gebieten. In jährlichen Übungen wird die Einsatzbereitschaft sichergestellt und der Bedarf für Erneuerungen ermittelt.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2006 sind sechs Teilprojekte vereinbart worden.

Das Teilprojekt «Revision der ISO-Norm 7503: Measurement of Radioactivity – Evaluation of surface contamination» wurde unter starker Beteiligung des PSI in der Working Group 17 des ISO Technical Committee 85 fortgesetzt. Mehrere Revisionsentwürfe stiessen auf geringe Akzeptanz, was auf den oben erwähnten unterschiedlichen Stellenwert der Oberflächenkontaminationsmessung in den verschiedenen Ländern zurückzuführen ist. Gegen die Struktur der jüngsten Version, die im Dezember 2006 in der Arbeitsgruppe WG17 vorgestellt wurde, brachte nur noch ein Landesvertreter Einwände vor. Dieser ist bereit, auf April 2007 einen Vorschlag zu unterbreiten.

Die Methode zur Prüfung von Aerosolverlusten bei den Probenahmen der Abluftüberwachung kam im PSI Ost und West in Feldversuchen zur Anwendung. Die Doppelmarkierung der Abluft mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln und mit einem inerten Tracer-Gas hat sich bewährt. Die Übertragungsraten für Partikel von 1 Mikrometer betragen 62% am Hochkamin Ost und 86% an der zentralen Fortluftanlage West. Zurzeit werden Messungen mit Partikeln von 10 Mikrometer im Labor vorbereitet.

Die Aeroradiometrie wurde im Jahre 2006 über dem Unteren Aaretal und Stadtgebieten beübt. Dabei ist keine unzulässige, durch den Menschen verursachte Radioaktivität nachgewiesen worden. Ein weiteres Ziel

war der Vergleich der vom Boden und aus der Luft erhobenen Resultate. An der Übung waren Messteams des Labors Spiez, der HSK, des Bundesamtes für Gesundheit sowie des IRA Lausanne mit Messungen am Boden beteiligt.

Bei der Überprüfung von Freimessanlagen konnten dank der Zusammenarbeit zwischen den beiden schweizerischen Kalibrierstellen wesentliche Fortschritte erzielt werden. Die vom Hersteller in der Freimessanlage vorgegebenen nuklidspezifischen Korrelationsfaktoren konnten aufgrund des Vergleichs der Monte-Carlo-Rechnungen der IRA Lausanne und der Kalibrierungen des PSI für Cs-137 und Co-60 bestätigt werden. Derartige Vergleiche sollen für unterschiedliche Formen, Massen und Materialien des Messguts fortgesetzt werden.

In einem weiteren Teilprojekt, das sich infolge von Schwierigkeiten beim Import des Messgerätes verzögerte, ist geplant, ein Transfornormal für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung zu etablieren.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Durch die Zusammenarbeit in der Dosimetrie wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssicherung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen und -aufgaben geleistet. Die intensiven Überprüfungen der Kalibrierung von Strahlenmessgeräten stärken die Rechtssicherheit, was sowohl für die Aufsichtsbehörde wie auch die Anwender von Vorteil ist.

Aus Sicht der Aufsichtsbehörde ist die vom PSI geleistete Überzeugungsarbeit bei der Revision der ISO-Norm über die Bestimmung der Oberflächenkontamination von Bedeutung und ermöglicht insbesondere eine international harmonisierte Erhebung und Beurteilung von Messwerten.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Zusammenarbeit mit dem PSI in der Dosimetrie und Aeroradiometrie wird fortgeführt. Die neuen Verträge umfassen nach wie vor beide Forschungsgebiete, unterscheiden jedoch zwischen generischer und praktischer Strahlenschutzforschung.

1.2.2 Zusammenarbeit in der Radioanalytik

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 225**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Arbeitsplan 2006 sind, nebst der Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen und möglichen Ad-hoc Arbeiten, drei Teilprojekte vereinbart worden:

■ Analyseverfahren für Abwasserschlämme

Weit fortgeschritten ist die Entwicklung von Analyseverfahren für Abwasserschlämme, die als Altlast in ei-

nem Rückhaltebecken des PSI vorliegen. Am Trockenschlamm ist der Gehalt von Tritium und C-14 mit der in den Vorjahren in Betrieb genommenen Benzol-Syntheseapparatur bestimmt worden. Des Weiteren wurden die zugehörigen gammastrahlenden Leitnuklide spektrometrisch in den Nass-, Trocken- sowie Aschenanteilen gemessen. Im Hinblick auf die Bestimmung von Strontium und Aktiniden ist ein Mikrowellenaufschlussverfahren experimentell evaluiert und erfolgreich angewendet worden.

Die Ergebnisse dienen der Evaluation des Entsorgungsverfahrens und der Spezifizierung der radioaktiven Abfälle.

■ Messung hochenergetischer Gammastrahlung

In Feldmessungen konnte die hochenergetische Gammastrahlung aus dem Maschinenhaus eines Siedewasserreaktors in der Schweiz erstmals spektrometrisch bestimmt werden. Ziel der Messung war die Bestimmung des Dosisanteils der hochenergetischen Strahlung am Arealzaun. Das PSI hat ein in-situ Gamma-Spektrometer für den Energiebereich bis 8 MeV kalibriert und die Feldmessungen sowohl bei Reaktorbetrieb als auch im Stillstand durchgeführt. Die HSK hat die Spektren rechnerisch ausgewertet und den Dosisanteil der Gammastrahlung bestimmt. An der ausgemessenen Stelle am Arealzaun beträgt der Dosisanteil mit Energien grösser 2 MeV bei Reaktorbetrieb zirka 20 %, bei natürlicher Strahlung zirka 5%.

■ Immissionsüberwachung

Für die Immissionsüberwachung von ZWILAG und PSI ist, im Rahmen eines Ad-hoc-Auftrags, ein Aerosolsammler an einem neuen Standort in Betrieb genommen worden. Die Ergebnisse wiesen ausschliesslich auf natürlich vorkommende Radioaktivität hin und zeigten im Vergleich zum alten, während zwei Monaten parallel betriebenen Sammler, eine gute Übereinstimmung.

Bei nationalen und internationalen Vergleichsmessungen konnten in allen Bereichen qualitativ hochstehende Ergebnisse erzielt werden.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Für die Aufsichtstätigkeit der HSK sind die Immissionsmessungen im unteren Aaretal und die Analyse der schwer messbaren Nuklide in Proben aus dem Rückbau der Kernanlagen sehr wichtig. Durch solche Analysen wird gewährleistet, dass die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Freigrenzen (LE) eingehalten wer-

den und damit die Bevölkerung und Umwelt vor radioaktiver Strahlung geschützt wird.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz des PSI beabsichtigt, auf Grund einer Literaturrecherche und dem Erfahrungsaustausch mit andern Gruppen, auch massenspektrometrische Techniken (ICP-MS) anzuwenden und dabei die Synergien mit den bereits vorhandenen Verfahren für die Probevorbereitung und Aufschlüsse zu nutzen. Vorteile ergeben sich bei der Nachweisgrenze und der Analyse der Isotope wie beispielsweise bei Plutonium.

1.2.3 ARTIST – Aerosol Trapping in a Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des PSI

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

KKW-Unfallsequenzen mit Kernschmelzen, Containment-Bypasssequenzen, Dampferzeuger-Heizrohrbruch und fehlerhafter Isolation des Dampferzeugers haben nach heutigem Kenntnisstand zwar eine ausserordentliche geringe Eintretenshäufigkeit, da bei diesem Unfalltyp jedoch radioaktive Stoffe direkt an die Umwelt abgegeben werden, sind sie für Risikobetrachtungen von Kernkraftwerken trotzdem von sehr hoher Bedeutung. Es ist wichtig zu wissen, welcher Anteil der bei einem Kernschmelzunfall freigesetzten Aerosole auf der Primär- und Sekundärseite des Dampferzeugers zurückgehalten wird. Das Ziel des internationalen ARTIST-Experiments ist es deshalb, die Rückhaltungsprozesse im Dampferzeuger genauer zu quantifizieren.

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

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Als Konsequenz der Resultate der ARTIST-Forschung ist es möglich, realistischere Modelle für den Aerosoltransport durch die Dampferzeuger (und ähnlich komplexe Strukturen) zu entwickeln, die danach in PSA-Studien eingesetzt werden können. Ferner werden Erkenntnisse über die Wirksamkeit von Accident-Management-Massnahmen gewonnen, die bei der Bewertung dieser Massnahmen in 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 Risikobeitrags der entsprechenden Störfallsequenzen.



Oberer Teil der ARTIST-Teststrecke mit montiertem Tropfenabscheider- und Dampftrockner-Modul.

Quelle: PSI

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

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

Für die folgenden Phasen wurden Experimente durchgeführt und Resultate gewonnen:

Phase I, Abscheidung von Aerosolen in geraden und gebogenen Rohren. Grosse Anstrengungen wurden für die Entwicklung von Methoden der Aerosol-Generierung im Mikrometerbereich unternommen und sieben Versuche mit unterschiedlichen Aerosolen, Rohrkonfigurationen und Anfangsbedingungen durchgeführt.

Phase II, Abscheidung von Aerosolen im Nahbereich des Dampferzeuger-Heizrohrbruches. Es wurde ein Versuch durchgeführt, der die Abhängigkeit des Ablagerungsprozesses des eingesetzten Aerosols vom Herstellungsverfahren der Testaerosole aufzeigte. Ferner sind die Ergebnisse konsistent mit den Versuchsergebnissen von Phase VII.

Phase III, Abscheidung von Aerosolen im Fernfeld des Dampferzeuger-Heizrohrbruches. Hier wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.

Phase IV, Abscheidung von Aerosolen im Tropfenabscheider und Dampftrockner. Hier wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.

Phase V, Abscheidung von Aerosolen im gefluteten Dampferzeuger. Hier wurden im Berichtsjahr keine Untersuchungen vorgenommen.

Phase VI, Abscheidung von Wassertropfen im Tropfenabscheider und Dampftrockner. Es wurden neun Versuche durchgeführt. Tropfendurchmesser, Abscheidungsgrad und Geschwindigkeitsprofile wurden ermittelt. Eine vorläufige Bewertung der Ergebnisse zeigte, dass die effektivste Abscheidung von Aerosolen im Drallblech («swirl vane») des Tropfenabscheiders erfolgt und die Rückhaltung im Dampftrockner im Vergleich verhältnismässig gering ausfällt. Des Weiteren wurde die Abhängigkeit des Abscheidungsgrades von der Tropfengrösse und der Durchflussrate des Trägergases aufgezeigt.

Phase VII, Integraltest. Es wurden drei Versuche mit unterschiedlichen Aerosolen durchgeführt und die Abscheidungsgrade gemessen. Die Abhängigkeit des Abscheidungsgrades von der Aerosolgrösse und vom zugrunde liegenden Material des Aerosols konnte aufgezeigt werden.

Im Jahr 2006 wurden Testdaten aus den vorangegangenen Jahren aufgearbeitet und die Testmatrix an die Er-



ARTIST-Rohrbündel nach einem Aerosoltest. Die Rohre sind mit einer Schicht von Aerosolen belegt, die sich im Test abgelagert haben und somit im Bündelbereich zurückgehalten wurden.

Quelle: PSI

kenntnisse und die Bedürfnisse der Partner in der Kollaboration angepasst.

Parallel zu den Modellierungsarbeiten zur De-Agglomeration von Aerosol-Agglomeraten, zur Verteilung und Ablagerung von Aerosolen in turbulenten Bedingungen und den Experimenten am Paul Scherrer Institut wurden von den Projekt-Partnern Modellrechnungen durchgeführt und mit den Ergebnissen verglichen. Insbesondere wurde zur Modellierung des Abscheidungsprozesses an der Bruchstelle eine experimentelle Datenbasis für die Validation der eingesetzten Simulations-Software zur Analyse des 3D-Geschwindigkeitsfeldes im Nahbereich der Rohrbruchstelle erstellt.

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

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Durch die Vertiefung des Verständnisses der komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen und die Integration dieser Erkenntnisse in 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 bestätigt, dass es sich beim Aerosoltransport durch die Dampferzeuger um komplexe, dynamische Vorgänge handelt, bei denen sich die Aerosole in ihrer Grösse, ihrem Ablagerungsverhalten und in weiteren Parametern ändern können.

Bis Juli 2007 werden die bis anhin erreichten Ergebnisse durch die noch anstehenden Versuche vervollständigt, bzw. deren Reproduzierbarkeit in Einzelfällen geprüft. Die gesammelten Ergebnisse werden im zweiten halben Jahr analysiert und auf in Kraftwerken eingesetzte Dampferzeuger überführt. Ein Schlussbericht wird bis zum geplanten Abschluss des Projektes Ende 2007 verfasst.

1.3 Transport und Entsorgung

1.3.1 Mont-Terri – EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ

**Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich (Prof. Dr. Simon Löw)
Anhang A, Seite 231**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Das internationale Forschungsprojekt Felslabor Mont-Terri wurde 1996 unter dem Patronat der Landeshydrologie und -geologie (LHG) in Angriff genommen mit dem Ziel, die hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinuston zu untersuchen, die für die Beurteilung der Sicherheit und die Abklärung der bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in diesem Gestein massgebend sind. Am Forschungsprojekt beteiligen sich heute 12 Organisationen aus 6 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien und Japan). Die HSK ist 2003 dem Mont-Terri-Projekt beigetreten. Gegenwärtig laufen 31 Experimente, wobei von der HSK das EZ-B-Experiment («Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the Excavated Disturbed Zone») in Zusammenarbeit mit der Ingenieurgeo-



Blick in den Teststollen des EZ-B Experimentes (Länge 6.5 m, Durchmesser 3. 8m). Ausführung geophysikalischer Messungen zur seismischen Charakterisierung der Auflockerungszone.
Quelle: HSK

logie der ETH Zürich und der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) durchgeführt wird. Neben der Charakterisierung des Opalinuston stehen heute vermehrt auch Demonstrationsversuche im Vordergrund, mit welchen z.B. der Einfluss von Wärme, von Gas oder von alkalischen Zementwässern auf den Opalinuston und die Erprobung von technischen Materialien für die Abdichtung und Versiegelung von Untertagebauwerken (Schacht, Stollen) untersucht werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Mont-Terri-Forschungsprojekt werden Grundlagendaten für die Beurteilung der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston gewonnen. Das EZ-B-Experiment der HSK hat zum Ziel, die durch den Stollenbau verursachten Veränderungen im Tongestein zu erfassen. Im Mittelpunkt steht dabei die Charakterisierung der Klüfte in der Auflockerungszone, die während und nach dem Ausbruch des Stollens entstehen. Das in der Auflockerungszone gebildete neue Kluftnetzwerk kann entlang des Stollens zu präferenziellen Fließpfaden führen und die Sicherheit eines Endlagers beeinflussen. Mit dem EZ-B-Experiment sollen die Mechanismen der Kluftbildung analysiert und mit numerischen Modellsimulationen verglichen werden.

Das EZ-B-Experiment bzw. die Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt trägt zur Erhaltung und Förderung der Fachkompetenz bei der HSK und der ETH Zürich (Allianzpartner) bei.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

In 2006 standen beim EZ-B-Experiment verschiedene Wiederholungsmessungen, die Kompilation der Daten sowie die Auswertung der Ergebnisse im Mittelpunkt des Projektes. Dabei wurden von der ETH Zürich folgende Arbeiten ausgeführt:

- Analyse der mittels 3D-Laser-Scanner-Messungen beobachteten Verformungen (Konvergenz) im First und den Seitenwänden des Teststollens. Dazu wurde ein neues Auswertungsprogramm entwickelt, mit welchem der Rauschpegel der Messungen verkleinert und die Datenqualität verbessert wurden.
- Auswertung der bohrlochseismischen Messungen. Anhand der beobachteten reduzierten seismischen Wellengeschwindigkeiten kann die Ausdehnung der Auflockerungszone um den Teststollen auf 0.3 bis maximal 1.4 m eingegrenzt werden.

■ Weiterführung der kontinuierlichen Messungen der Porenwasserdruckverhältnisse in den Beobachtungsbohrungen um den Teststollen. Diese Untersuchungen sind erforderlich, um hydraulisch-mechanisch gekoppelte Prozesse erfassen und in den Rechensimulationen berücksichtigen zu können.

■ Labormessungen an Opalinuston-Gesteinsproben zur Bestimmung der felsmechanischen Kenngrößen des Gesteins, die für die Simulation des Verformungs- und Bruchverhaltens des Gesteins notwendig sind.

■ Kompilation aller Messdaten zur Generierung eines geometrischen 3D-Modells der Auflockerungszone. Modellierung des Verformungsverhaltens des Teststollens mittels eines numerischen Codes (PHASE2).

■ Vorbereitung der Simulation des Bruchverhaltens des Opalinustones mittels FRACOD2D von Fracom Ltd. mit Berücksichtigung der Anisotropie des Gesteins.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass die Arbeiten zum grössten Teil wie geplant durchgeführt werden konnten.

Das EZ-B-Experiment hat gezeigt, dass die durch den Stollenbau verursachten Veränderungen im Opalinuston lokal begrenzt bleiben. Die Entwicklung der Auflockerungszone erweist sich dabei als komplexer Vorgang, der von den Spannungsverhältnissen im Gebirge sowie der Anisotropie des Gesteins (Schichtgefüge) und präexistierenden strukturellen und stofflichen Heterogenitäten beeinflusst wird.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Die Ergebnisse des EZ-B-Experimentes und die bisher durchgeführten Rechensimulationen liefern einen wertvollen Beitrag zum besseren Verständnis der Entstehung und Entwicklung der Auflockerungszone und der möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Im Rahmen der Überprüfung des Entsorgungsnachweises Projekt Opalinuston der Nagra hat die HSK diese Kenntnisse in ihrem Gutachten berücksichtigt und den Einfluss einer möglichen Freisetzung von Radionukliden über die Auflockerungszone entlang der unterirdischen Erschliessungsbauwerke des Lagers untersucht.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Bis Ende 2007 soll der im Rahmen einer ETH-Dissertation erstellte Abschlussbericht des EZ-B-Experimentes vorliegen. Die Zusammenstellung der Ergebnisse der geophysikalischen Bohrlochmessungen, der bohrlochseismischen Datensätze, der geologischen Bohrkern-

aufnahmen, der Konvergenzmessungen, der Laboruntersuchungen zur Felsmechanik sowie der numerischen Rechensimulationen zur Kluftbildung erfolgt in Form von technischen Notizen.

1.4 Mensch, Organisation und Sicherheitskultur

1.4.1 Human Reliability Analysis

**Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
Anhang A, Seite 241**

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Mit der «Human Reliability Analysis» (HRA) wird der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken untersucht. Die HRA analysiert diese Handlungen und bewertet sie unter Berücksichtigung der entsprechenden Randbedingungen wie zum Beispiel das für die Handlung zur Verfügung stehende Zeitintervall, die Komplexität der Handlung, die Ausbildung der Operateure und die Hilfsmittel der Operateure (insbesondere Vorschriften).

Es ist Stand der Technik, mit der HRA Wahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalles gefordert sind, aber unterlassen werden. Hingegen fehlt eine effiziente Methode zur systematischen Erfassung und Quantifizierung von EOC («Errors of Commission»: ungeplanten, menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalles negativ beeinflussen). Hier setzt das vom PSI durchgeführte Forschungsprojekt an, das folgende Punkte beinhaltet:

- a) Methodenentwicklung zur systematischen Erfassung und Quantifizierung von EOC;
- b) Entwicklung dynamischer Modelle, welche die Interaktionen zwischen Mensch und Anlage abbilden, um die HRA zu unterstützen.

Ferner sollen im Rahmen des Forschungsprojektes potenzielle EOC für ein Schweizer Kernkraftwerk identifiziert werden.

Bedeutung des Projektes zur nuklearen Sicherheit

Vorkommisanalysen in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschten Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOCs sind besonders schwierig vorauszusagen, weil rein theoretisch sehr viele Möglichkeiten für uner-

wünschte Handlungen bestehen. Der Einfluss nicht oder nur unvollständig ausgeführter Operateurhandlungen auf den Ablauf eines Störfalles wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOCs werden hingegen mangels einer geeigneten Analyseverfahren in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt.

Das PSI entwickelt im Rahmen dieses Forschungsprojektes eine Methode, mit welcher Störfallszenarien erkannt werden, bei welchen Operateure zu unerwünschten Handlungen neigen. Nebst einer genaueren Bestimmung des Anlagenrisikos wird die Methode auch zur Verbesserung von Störfallvorschriften genutzt.

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

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Jahr 2006 wurde der HRA-Forschungsvertrag mit dem PSI erneuert. Die entsprechenden Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2006 lassen sich wie folgt charakterisieren:

■ *Errors of Commission*: Bereits im Rahmen des Vorgängerprojektes (HRA-II) wurde die so genannte «Commission Errors Search and Assessment» Methode (CESA) entwickelt. Im Jahr 2006 wurde als Standortbestimmung der Entwicklungsstand anderer EOC-Methoden systematisch mit der CESA-Methode verglichen. Es zeigte sich, dass die anderen Methoden keine wesentlichen Vorteile bei der Identifizierung von EOC bieten. Mit Ausnahme von geringfügigen Verfeinerungen soll deshalb der CESA-Identifizierungsansatz für das weitere Vorgehen beibehalten werden. Ferner wurden keine EOC-Handlungsszenarien identifiziert, welche mit dem CESA-Quantifizierungsansatz nicht behandelt werden könnten. Bei der Standortbestimmung wurden jedoch nicht, wie im Projektplan angedacht, Simulatordaten ausgewertet, weil das PSI sich neu – im Rahmen des OECD Halden Reactor Project – am Teilprojekt «Empirical Testing of HRA Methods» zur systematischen Auswertung von Simulatordaten beteiligt. Die HSK begrüsst dieses Vorgehen. Wie im Projektplan vorgesehen, wurde zu der vorgenommenen Standortbestimmung ein entsprechender Bericht erstellt. Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass die CESA-Methode für die Analyse von EOC gegenwärtig einer der besten Ansätze darstellt.

■ **Dynamische Modelle:** Mit dynamischen Modellen für das Anlagen- und Personalverhalten soll die HRA unterstützt werden. Die Verfügbarkeit von wichtigen Anlageparametern zu beliebigen Zeitpunkten verbessert insbesondere die Modellierungsgrundlagen der Diagnoseprozesse der Operateure. Da im Modell die entsprechenden Vorschriften abgebildet werden können, kann die Software eigenständig Szenarien entwickeln, die EOC beinhalten. Für eine Anlage wurden verschiedene Kühlmittelverluststörfälle untersucht. Es stellte sich heraus, dass die dynamischen Modelle von Operateurhandlungen noch weiter verfeinert werden müssen. Der geplante Bericht hierzu wird noch erstellt.

■ **Internationale Aktivitäten:** Die PSI-Forscher beteiligen sich an führenden, internationalen Arbeitsgruppen im Bereich HRA. Beispielsweise leiten sie im Rahmen der «Working Group on Risk Assessment» (WGRISK) der OECD-NEA ein Projekt zur Entwicklung einer HRA-Datenbank. Als neue internationale Aktivität kam im Jahr 2006 die Beteiligung am internationalen Projekt «Empirical Testing of HRA Methods» in Halden zur Sammlung und zur Auswertung von HRA-Simulator-daten hinzu. Es wird erwartet, dass dieses Projekt eine gute Grundlage bildet, um die Qualität von HRA-Methoden zu beurteilen.

Beitrag des Projektes zu den Grundlagen der Aufsicht

Damit EOC langfristig umfassender in der PSA abgebildet werden, ist es notwendig, effiziente Methoden zur Identifikation und Quantifizierung solcher menschlichen Fehlhandlungen zur Verfügung zu haben. Angesichts der vermehrten Anwendung der PSA im Rahmen der integrierten Aufsicht kommt der Entwicklung dieser Methoden eine hohe Bedeutung zu.

Mit der Entwicklung der CESA-Methode ist es dem PSI gelungen, ein Werkzeug zur effizienten Identifikation von PSA-relevanten EOC bereit zu stellen. Dies ermöglicht eine Untersuchung der Vorschriften bezüglich potenzieller EOC (wie es im weiteren Verlauf des Projektes für eine Anlage vorgesehen ist).

Die Erkenntnisse von diesem Projekt sollen in die Richtlinie HSK-A05 (Anforderungen an die Qualität und den Umfang einer PSA) einfließen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Für das Jahr 2007 ist geplant, die vom PSI entwickelte EOC-Methode in zwei Handbüchern (Identifikation und Quantifizierung) festzuhalten. Damit sollen die Metho-

den zur Identifikation und zur Quantifizierung von EOC benutzerfreundlich dargestellt werden.

Um weitere Erfahrungen mit der CESA-Methode zu sammeln, ist ferner geplant, für ein Schweizer Kernkraftwerk mit einer umfassenden Studie zur Identifizierung von EOC zu beginnen.

Zur genaueren Abbildung des dynamischen Verhaltens Mensch – Anlage soll die bestehende Software mit einem thermohydraulischen Programm verbunden werden, für das bereits detaillierte, werkspezifische Modelle für Kernkraftwerke existieren.

1.4.2 Anforderungsanalyse für das Personal in Schweizer KKW

Auftragnehmer: Psychologisches Institut der Universität Zürich
Anhang A, Seite 249

Einleitung, allgemeine Bemerkungen

Die Aufgaben des Schichtpersonals (Schichtchef, Reaktoroperateur, Pikett-Ingenieur) im Kommandoraum eines Kernkraftwerks verlangen von den verschiedenen Personengruppen ihrer Tätigkeit angepasste Persönlichkeitsmerkmale. Diese Merkmale wurden bei der Inbetriebnahme der ersten Kernkraftwerke in der Schweiz von den Betreibern festgelegt. Ende der Achtzigerjahre hat das Institut für Angewandte Psychologie IAP¹ in Zürich im Auftrag der HSK diesen Anforderungskatalog überarbeitet. In der Zwischenzeit haben sich die Anforderungen an alle genannten Personengruppen durch Veränderungen am Arbeitsplatz (Anlagenänderungen, Einsatz von computergesteuerten Operateurhilfsmitteln, usw.) erweitert und bedürfen einer eingehenden Überarbeitung. In diesem Zusammenhang stellte sich die Frage, ob sich für die drei Personengruppen abgeschlossene Anforderungsprofile erstellen lassen, wie weit sich diese Profile überschneiden und ob sich eine Methode entwickeln lässt, welche auch Personen ohne spezielle Kenntnisse in der Eignungsdiagnostik ermöglicht, diese Profile den sich verändernden Bedürfnissen anzupassen.

Der Lehrstuhl für Arbeits- und Organisationspsychologie der Universität Zürich befasst sich unter anderem intensiv mit dem Thema Eignungsdiagnostik. Das Institut trat an die HSK heran mit dem Anliegen, die genannten Fragestellungen in einem Forschungsprojekt vertieft zu

¹ Heute «Hochschule für Angewandte Psychologie HAP»

bearbeiten. Die HSK erwartet als Projektziel aktuelle Anforderungsprofile für die drei genannten Personengruppen und ein Instrument zur Aktualisierung dieser Profile im Falle von neuen Anforderungen an das Arbeitsumfeld.

Die HSK wird die Resultate dieses Projekts in geeigneter Form in ihr Regelwerk einbauen und damit auch eine Vorgabe der «Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen» (VAPK) erfüllen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Tritt in einem Kraftwerk eine Störung auf, ist vom Schichtpersonal bei höchster Aufmerksamkeit und Konzentration speditives aber auch sorgfältiges Arbeiten gefordert, um die Ursache zu ermitteln und die Anlage – mithilfe von Vorschriften, Bedienanzeigen etc. – in einem sicheren Zustand zu halten. Bei grösseren Störungen können die zu erfüllenden Aufgaben sehr belastend wirken. Die betroffenen Personen müssen in der Lage sein, mit aufkommendem Stress umzugehen und ihre Aufgaben zielgerichtet auszuführen.

Alle Funktionen, Pikett-Ingenieur, Schichtchef und Reaktoroperator, haben auf Grund ihrer wichtigen Aufgaben einen direkten Einfluss auf den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke. Die zu erstellenden Anforderungsprofile wirken sich direkt auf die Auswahl, Aus- und Weiterbildung des betroffenen Personals aus und haben damit einen entscheidenden Einfluss auf die nukleare Sicherheit.

Projektziele des Jahres 2006 und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr standen die Informationsbeschaffung und die Evaluation eines geeigneten Verfahrens zur Erstellung der Profile im Vordergrund.

Basierend auf einer intensiven Literaturrecherche und der Konsultation von Experten auf dem Gebiet der Eigenschaftsdiagnostik wurde der «Fleishman Job Analysis Survey» als geeignetste Methode ausgewählt. Diese Methode stammt aus dem angloamerikanischen Raum und ist nicht speziell auf Kernanlagen ausgerichtet. Deshalb musste das Verfahren übersetzt und anschliessend an schweizerische Verhältnisse und insbesondere an die Bedürfnisse der Kernanlagen angepasst werden. Dies erfolgte in einem ersten Iterationsschritt in enger Zusammenarbeit mit den schweizerischen Kernkraftwerken.

Im Jahr 2006 wurde zudem damit begonnen, erste Daten für die Ermittlung der Anforderungsprofile in schweizerischen Kernkraftwerken zu erheben. Dabei stellten sich auch neue methodische Fragen, welche im Laufe des Projekts weiterbehandelt werden sollen.

Beitrag des Projekts zu den Grundlagen der Aufsicht

Die VAPK verlangt, dass Anforderungen an das Personal von Kernanlagen in einer Richtlinie festgelegt werden. Die Resultate des Projekts werden in geeigneter Form in die Richtlinie B10 einfließen.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Bis im Sommer 2007 soll die Auswertung der Daten abgeschlossen sein. Zur Verbesserung des Verfahrens werden anschliessend Experimente im nicht-nuklearen Umfeld und Expertenbefragungen in den Werken durchgeführt. Daraus soll ein spezifisch auf Kernkraftwerke zugeschnittenes Verfahren erstellt werden. Dieses soll bis Ende 2008 implementiert und in einer zweiten Erhebungsserie in den Werken validiert werden.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Eine wichtige Quelle der HSK für Informationen über ausländische Vorkommnisse ist das «Incident Reporting System» (IRS) der IAEA/NEA, an dem alle nuklearen Aufsichtsbehörden angeschlossen sind. In den in diesem System abrufbaren Berichten, den so genannten IRS-Berichten, werden Vorkommnisse anhand eines standardisierten, detaillierten Themenverzeichnisses beschrieben und die Ergebnisse einer tiefergehenden Ursachenanalyse (root cause analysis) dargelegt. Informationen über internationale Vorkommnisse der INES-Stufe 1 und höher sind über die Webpage des NEWS (Nuclear Events Web-based System) schnell verfügbar. Diese Webpage wird ebenfalls von der IAEA betreut. Spezifische Informationen zu Vorkommnissen in Deutschland erhält die HSK in Form von Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Eine weitere Informationsquelle bilden die periodischen Sitzungen der Working Group on Operational Experience (WGOE) sowie der Working Group on Inspection Practices (WGIP) der Nuclear Energy Agency (NEA), an denen Vertreter der HSK regelmässig teilnehmen. Der dort stattfindende Erfahrungsaustausch der Aufsichtsbehörden, der meistens auf Erkenntnissen aus Vorkommnissen basiert, bringt zusätzliche Hinweise und Empfehlungen zur Fokussierung der eigenen Aufsichtstätigkeit. Daneben werden auch informelle Kontakte zu Mitgliedern anderer Aufsichtsbehörden genutzt, um detailliertere Auskünfte zu spezifischen Fragen im Zusammenhang mit Vorkommnissen zu erhalten.

Die Betreiber von Kernanlagen haben eine eigene Organisation, die «World Association of Nuclear Operators» (WANO), aufgebaut, welche ihre Mitglieder weltweit über Vorkommnisse informiert. Zudem sind die Betreiber den Vereinigungen der Anlagenhersteller (Owners Groups) und übergeordneten Vereinigungen (z. B. Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber VGB in Europa) angeschlossen, die wichtige Foren für Informationen über Vorkommnisse darstellen und die auch Analysen über Vorkommnisse durchführen. Gemeinsames Ziel all dieser Aktivitäten im internationalen Austausch von Betriebserfahrungen ist es, von Vorkommnissen in anderen Anlagen zu lernen, den Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und damit die

Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernanlagen zu erhöhen.

Ausländische Vorkommnisse werden von der HSK systematisch analysiert. Erachtet die HSK ein gemeldetes ausländisches Vorkommnis als bedeutsam für die Sicherheit der schweizerischen Kernkraftwerke, dann wird von den Betreibern eine entsprechende Analyse mit detaillierter Darlegung der Untersuchungsergebnisse verlangt. Dies war beispielsweise beim nachfolgend beschriebenen Störfall im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 der Fall. Neben dem Forsmark-Ereignis werden drei weitere Vorkommnisse aus dem Jahre 2006 beschrieben, welche auf Grund ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung und Relevanz für die schweizerischen Kernkraftwerke zu Aktionen der HSK geführt haben oder die allgemein für die nukleare Aufsicht von Bedeutung sind.

2.1 Notstromfall mit Teilausfall der Notstromversorgung

Am 25. Juli 2006 ereignete sich im schwedischen KKW Forsmark 1 ein Störfall. Bei Wartungsarbeiten in der 400-kV-Freiluftschaltanlage wurde durch nicht fachgerecht ausgeführte Arbeiten ein Kurzschluss ausgelöst. Der Kurzschluss führte zur Trennung der Anlage vom Hochspannungsnetz. Der Trennungsvorgang verursachte unerwartet eine hohe Spannungsspitze, die zum Ausfall von zwei der vier Stränge der Notstromversorgung und zum Ausfall der Eigenbedarfsversorgung führte. Damit standen zur Störfallbeherrschung nur noch die von den intakten Strängen versorgten Komponenten der Sicherheitssysteme zur Verfügung. Die Kühlung des Reaktorkerns war trotz dieser Ausfälle weiterhin möglich, weil die Auslegung der Notstrom- und Sicherheitssysteme im Block 1 der Anlage Forsmark 4 x 50 % beträgt und somit eine 100-%-ige Kühlkapazität vorhanden war. Die vollständige Versorgung aller sicherheitstechnisch wichtigen Verbraucher konnte ca. 22 Minuten nach Störfalleintritt durch manuelles Durchschalten des externen Netzes wieder hergestellt und die Anlage in einen stabil sicheren Zustand gebracht werden. Beim Stör-

fall wurde keine Radioaktivität freigesetzt. Das Vorkommnis wurde von der schwedischen Aufsichtsbehörde auf Stufe 2 der 7-teiligen INES-Skala klassiert. Der detaillierte Störfallablauf, die Auswirkungen auf die Anlage, die Ursachen und die Bedeutung des Störfalles für die schweizerischen Kernkraftwerke sind in den folgenden Abschnitten dargestellt.

2.1.1 Störfallablauf

In der 400-kV-Schaltanlage ausserhalb des schwedischen Kernkraftwerkes Forsmark 1, einer Siedewasseranlage mit einer elektrischen Leistung von 1016 MW netto, wurden am 25. Juli 2006 Wartungsarbeiten durch Personal des Netzbetreibers durchgeführt. Im Laufe dieser Arbeiten wurde irrtümlicherweise ein Trenner im 400-kV-Netz unter Last geöffnet. Beim Trennvorgang entstanden ein Lichtbogen und ein Kurzschluss, der zu einem Spannungsabfall an den Generatorklemmen der beiden Hauptgeneratoren des Kraftwerkes führte. Der Spannungsabfall bewirkte nach ca. 300 ms das Öffnen des 400-kV-Netzschalters und die Trennung des Kraftwerksblocks vom Hauptnetz. In der Folge wurde die Reaktorleistung auslegungsgemäss durch das Einfahren von Steuerstäben und eine Drosselung des Kerndurchflusses automatisch reduziert. Auf Grund des Spannungseinbruchs hatte der Generatorspannungsregler voll aufgeregt und verursachte nach der Netztrennung eine Spannungsspitze an den Hauptgeneratorschienen. Diese Spannungsspitze löste in den Einhei-

ten A und B der vier Einheiten der unterbrechungslosen 500-V-Wechselspannungsversorgung (USV) die Abschaltung der Gleich- und Wechselrichter aus.

Die Abschaltung der Gleich- und Wechselrichter bewirkte eine unterbrechungslose Umschaltung auf den so genannten elektronischen Bypass, wodurch die gesicherten 500-V-Wechselstromschienen mit den ungesicherten 500-V-Wechselstromschienen desselben Stranges gekuppelt wurden. Die Energieversorgung des Kraftwerkes erfolgte zu dieser Zeit noch über die 6-kV-Eigenbedarfsschienen, die von den beiden Turbogeneratorsätzen TA11 und TA12 gespeist wurden. Ungefähr 5 s nach Ereigniseintritt wurde jedoch der Turbogeneratorsatz TA11, der die Stränge A und C der Eigenbedarfs- und Notstromanlage versorgte, wegen zu geringen Öldrucks abgeschaltet. Damit fiel die Spannung im Strang A unter 90 % der Nennspannung, was den internen Bypass der zugeordneten USV unterbrach und zu einer automatischen Umschaltung auf eine weitere mögliche Spannungsquelle führte. Bei diesem Umschaltvorgang blieb die sichere Schiene A für ca. 2 s spannungslos, was eine Auslösung von Reaktorschutzsignalen in einem von vier Kanälen des Reaktorschutzsystems bewirkte. Da Reaktorschutzmassnahmen erst dann wirksam werden, wenn mindestens zwei Kanäle angeregt werden, blieb dies vorerst ohne Auswirkungen. Die gesicherte Schiene des ebenfalls dem Turbosatz TA11 zugeordneten Stranges C wurde nach dem Ausfall von TA11 und auch während des gesamten Ereignisses auslegungsgemäss batteriegesichert über den zugehörigen Wechselrichter versorgt.

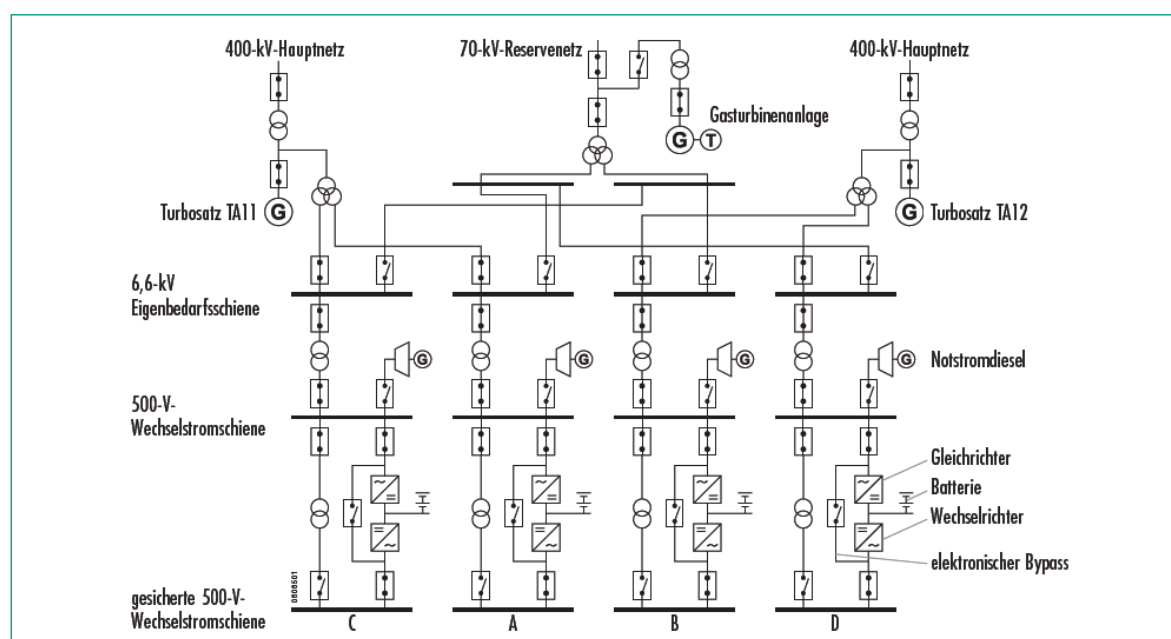


Abbildung 1: Prinzipdarstellung der Stromversorgung des KKW Forsmark 1.

Quelle: GRS

Ungefähr 24 s nach Störfalleintritt wurde eine Frequenz von 47 Hz auf den 500-V-Wechselstromschienen der Stränge A und C als Folge der auslaufenden Turbogeneratorgruppe unterschritten, und die Kuppelschalter zwischen diesen Schienen und der Eigenbedarfsanlage öffneten. Damit wurde die sichere Schiene A spannungslos. Daraufhin starteten die beiden zugeordneten Notstromdiesel vorerst ordnungsgemäss, doch die Zuschaltung des Dieselgenerators A gelang auf Grund der fehlenden Energieversorgung der sicheren Schiene A nicht, da von dieser Schiene die Drehzahlüberwachung des Dieselgenerators A gespeist wird. Damit waren im Strang A der Notstromanlage sowohl die gesicherte als auch die ungesicherte Wechselstromversorgung ausgefallen. Die Notstromversorgung im Strang C funktionierte ordnungsgemäss.

Ca. 33 s nach Störfalleintritt wurde die Turbinenschnellabschaltung beim Turbosatz TA12, der die Stränge B und D versorgte, durch das Kriterium «Kondensatordruck zu hoch» angeregt. Der Ablauf in den Strängen B und D der Eigenbedarfs- und Notstromanlage stellt sich zeitlich versetzt, ansonsten aber analog zu dem Ablauf in den Strängen A und C dar. Nach dem Ausfall der zweiten sicheren Schiene B wurden über eine 2-von-4-Wertung mehrere Reaktorschutzmassnahmen ausgelöst, unter anderem auch eine Reaktorschnellabschaltung. Dabei starteten nur diejenigen sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, die noch von den zwei verfügbaren 500-V-Wechselstromschienen versorgt wurden. Der Ausfall zweier sicherer Schienen führte auch zum Ausfall von Messeinrichtungen, die für die Auslösung von Reaktorschutzsignalen relevant sind sowie zu Falschanzeigen und zum Teilausfall von Überwachungseinrichtungen im Kommandoraum.

Nach ca. 36 s öffnete der Generatorschalter des Turbosatzes TA11 als Folge des Ansprechens des Kriteriums «Leistung <5 MW» und trennte den Generator von der 6-kV-Eigenbedarfsschiene. In den Redundanzen B und D erfolgten nach weiteren 9 s dieselben Schritte nach dem Unterschreiten der Mindestleistung der Turbo-generatorgruppe TA12. Durch das Öffnen der Generatorschalter wurde eine automatische Umschaltung aller Stränge der Eigenbedarfsversorgung auf das 70-kV-Reservenetz erfolgreich durchgeführt. Die Stränge C und D der Notstromanlage wurden über die Notstromdiesel gespeist, von den Strängen A und B der Notstromversorgung standen lediglich die batterieversorgten unterbrechungslosen Gleichstromschienen zur Verfügung.

Aus dem bisher beschriebenen Störfallablauf geht hervor, dass der Ausfall einer Reihe von Komponenten zu

einer komplexen Situation in der Anlage und für das Schichtpersonal im Kommandoraum geführt hatte. Ungefähr eine Minute nach Ereigniseintritt forderte die Schicht vorschriftsgemäss vom Nachbarblock Forsmark 2 personelle Unterstützung an und führte eine Schutzzielkontrolle durch. Anschliessend wurde das in den Störfallvorschriften enthaltene Störfalleitschema abgearbeitet. Im Störfalleitschema wird der Anlagenzustand systematisch anhand eines Entscheidungsbaumes abgefragt. Diese Tätigkeit wurde durch mehrere Faktoren erschwert: Die Ereignisursache war zunächst unbekannt und der Anlagenzustand war unklar. Ausserdem waren auf Grund der Nichtverfügbarkeit der gesicherten 500-V-Wechselstromschienen in den Strängen A und B ein Teil der Messeinrichtungen, Messumformer, Regeleinrichtungen sowie Schreiber, Anzeigen und Überwachungsmöglichkeiten im Kommandoraum ausgefallen. Beispielsweise waren die Anzeigen der Eigenbedarfsanlage vollständig ausgefallen, die Stellungsanzeige der Steuerstäbe war nur teilweise verfügbar und zwei von vier Reaktordruckbehälter-Füllstandsanzeigen sowie zwei von vier Anzeigen der Neutronenflussinstrumentierung waren ausgefallen. Anhand der noch verfügbaren Anzeigen leitete das Schichtpersonal das erfolgreiche Abschalten und die Unterkritikalität des Reaktors ab. Die Spannungs- und Frequenzanzeigen der Notstromanlage standen zur Verfügung und zeigten das erfolgreiche Umschalten von zwei Notstromdieseln an.

Ungefähr 20 Minuten nach Ereigniseintritt wurden von der Schicht die vorhandenen Möglichkeiten zur Wiederherstellung der elektrischen Energieversorgung in den Strängen A und B der Notstromanlage diskutiert und es wurde beschlossen, diese Stränge mit der Eigenbedarfsanlage zu kuppeln. Die dazu erforderlichen Eingriffe waren erfolgreich, so dass nach ca. 22 Minuten wieder alle Stränge der Notstromversorgung zur Verfügung standen. Kurz danach waren auch die Anzeigen im Kommandoraum wieder funktionstüchtig. Die Anlage, die sich in einem stabil unterkritischen, heissen Zustand befand, wurde am Vormittag des folgenden Tages zur Einleitung von Reparaturmassnahmen in den Zustand «cold standby» abgefahren.

2.1.2 Auswirkungen auf die Anlagensicherheit

Bereits unmittelbar nach Auftreten des auslösenden Ereignisses – der Trennung der Anlage vom 400-kV-Netz – erfolgte eine automatische Reaktorleistungsreduktion durch das Einfahren von Steuerstäben und die Dreh-

zahlreduzierung der Hauptumwälzpumpen. Ungefähr 35 s nach dem Ereigniseintritt erfolgte die Schnellabschaltung des Reaktors auf Grund der fehlenden Spannung an den unterbrechungsfreien sicheren Schienen A und B. Dieser Spannungsunterbruch führte zur Auslösung weiterer Reaktorschutzmassnahmen wie Containmentisolation, Abschaltung von Speisewasser- und Kondensatpumpen, Start des Notspeisewassersystems, Öffnen von Sicherheits-/Abblaseventilen sowie zur Aktivierung weiterer Sicherheitssysteme (Kernsprühsystem, Containmentsprühsystem). Auf Grund des Ausfalles der sicheren Schienen A und B wurden jedoch nur die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten der Redundanzen C und D, deren Energieversorgung nicht gestört war, gestartet. Da die Auslegung der Sicherheitssysteme im Block 1 der Anlage Forsmark 4 x 50 % beträgt, führte der Ausfall der beiden Redundanzen A und B nicht zu einer unzulässigen Beeinträchtigung der Kühlbarkeit des Reaktors. Die Verfügbarkeit der Notkühlsysteme betrug auch nach dem Ausfall der beiden Redundanzen immer noch 100%.

Im Verlaufe des Störfalles fiel der Füllstand im Reaktor-druckbehälter (RDB) zunächst wegen des Öffnens von zwei Sicherheits-/Abblaseventilen des automatischen Druckabbausystems auf einen Wert von 1.9 m über Kernoberkante ab. Dieser Füllstand wurde ungefähr 15 Minuten nach Störfalleintritt erreicht und stabilisierte sich vorerst auf diesem Wert, weil die durch die beiden Notspeisewasserpumpen in den RDB geförderte Kühlwassermenge der Abblasemenge der Sicherheits-/Abblaseventile entsprach. Zusätzliche Massnahmen der Schicht zur Sicherstellung der Kernkühlung wie eine forcierte Druckentlastung wären erst bei einem RDB-Füllstand von <1.5 m über Kernoberkante erforderlich geworden. Bei einem Druck von ca. 12 bar im RDB wurden die Einspeisebedingungen für die Not- und Nachkühlpumpen auslegungsgemäss erreicht und die entsprechenden Pumpen der Stränge C und D förderten Kühlmittel in den RDB. Dies führte zu einem Anstieg des Füllstandes im RDB. Ca. 22 Minuten nach Störfalleintritt gelang es der Schichtmannschaft, mittels Handmassnahmen die elektrische Energieversorgung in den Strängen A und B der Notstromversorgung wieder herzustellen. Damit standen wieder alle Stränge der Notstromanlage zur Verfügung, und auch die Anzeigen auf der Warte waren wieder verfügbar.

Auf Grund der nun geänderten Anlagensituation arbeitete die Schicht das Störfalleitschema des Betriebs-handbuches erneut ab. Als Ergebnis dieser Massnahme konnte festgestellt werden, dass sämtliche Notspeise-

wasser-, Not- und Nachkühlpumpen ordnungsgemäss in Betrieb waren. Der durch das Abblasen von heissem Dampf in die Kondensationskammer verursachte Temperaturanstieg in diesem Druckabbausystem befand sich noch im zulässigen Bereich. Der Füllstand im RDB erreichte ungefähr 30 Minuten nach Ereigniseintritt einen Wert von ca. 4.7 m über Kernoberkante. Nach ca. 45 Minuten war die zweite Abarbeitung des Störfalleitschemas abgeschlossen, und die Anlage befand sich in einem stabilen unterkritischen Zustand.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass die Kernkühlung im Block 1 des KKW Forsmark zu keinem Zeitpunkt unzulässig beeinträchtigt war. Der Füllstand im RDB, der einen minimalen Wert von 1.9 m über Kernoberkante erreichte, stellte keine Gefährdung der Integrität des Kernes dar. Es wurde weder Aktivität in die Anlage noch in die Umgebung freigesetzt. Zusätzliche Abklärungen haben schliesslich auch ergeben, dass die durch Druck- und Temperaturtransienten belasteten mechanischen Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes nicht unzulässig beansprucht wurden.

2.1.3 Ursachen der Komponentenausfälle

Der Störfall wurde durch einen Kurzschluss in der 400-kV-Freiluftschaltanlage ausserhalb des Kraftwerksgeländes ausgelöst und durch ungeeignete Schutzrichtungen im Verantwortungsbereich des Netzbetreibers sowie durch Fehler und Defizite in den Einrichtungen der Eigenbedarfs- und Notstromanlagen in Forsmark 1 erst ermöglicht. Der zweiphasige Kurzschluss mit Lichtbogen entstand beim Öffnen eines Trenners unter Last und ist auf Fehlhandlungen während Wartungsarbeiten zurückzuführen. Der in der Freiluftschaltanlage vorhandene Sammelschienenschutz, der zur Verhinderung der Folgen von Kurzschlüssen dient, war nach Untersuchungen des Netzbetreibers nicht geeignet, den zweiphasigen Kurzschluss vom Netz zu trennen. Der Kurzschluss stand noch an, als die Anlage 300 ms nach Ereigniseintritt durch das Öffnen der Netzschalter vom Hauptnetz getrennt wurde. Wäre die Abschaltung des Kurzschlusses wie spezifiziert innerhalb von 100 ms durch den Sammelschienenschutz in der Schaltanlage erfolgt, wären die Auswirkungen weniger gravierend gewesen. Die durch den Kurzschluss ausgelöste Spannungstransiente verursachte dann den Ausfall von Gleich- und Wechselrichtern in den Redundanzen A und B. Eine Untersuchung des Herstellers zum Abschaltverhalten der Wechselrichter kam zum Schluss,

dass ein Spannungsimpuls ausgehend von ca. 80 % der Nennspannung auf 120 % mit steilem Spannungsanstieg am Gleichrichtereingang zur Abschaltung des Gleich- und Wechselrichters durch das Aggregateschutzkriterium «Überspannung» am Gleichrichterausgang bzw. Wechselrichtereingang führen kann. Demnach ist die Abschaltung der Gleich- und Wechselrichter auf die Spannungstransiente in der Notstromanlage zurückzuführen und erfolgte durch den jeweiligen Aggregateschutz. Weshalb dabei die Wechselrichter in den Redundanzen C und D nicht abgeschaltet wurden, konnte nicht zweifelsfrei geklärt werden. Mögliche Erklärungen sind die unterschiedliche Belastung der Schienen oder unterschiedliche Induktivitäten der Stränge. Die Anlage Forsmark 1 ist für die Einspeisung ins Hauptnetz im Frequenzbereich von 47.5 bis 51 Hz bei 85 bis 110 % der Hauptnetz-Nennspannung ausgelegt. Bewegen sich die Spannungs- bzw. Frequenzwerte ausserhalb dieses Bereichs, hat auslegungsgemäss eine Netztrennung zu erfolgen. In Forsmark 1 sind für diesen Fall, ähnlich wie in schweizerischen Anlagen, der Lastabwurf auf Eigenbedarf und die Umschaltung auf ein Reservenetz als gestaffelte Massnahmen zur Verhinderung eines Notstromfalles vorgesehen. Auslegungsgemäss sollten in Forsmark 1 daher zunächst eine Trennung vom Hauptnetz durch das Öffnen der Netzschalter und ein Lastabwurf auf Eigenbedarf erfolgen. Dieser Zustand konnte allerdings wegen Störungen in den beiden Turbogeneratorsätzen nur kurzfristig aufrechterhalten werden. Am Turbosatz TA11 wurde wegen zu geringen Öldrucks die Turbinenschnellabschaltung (TUSA) ausgelöst. Ursache war, dass die beiden zum Ereigniszeitpunkt in Betrieb befindlichen Ölpumpen infolge des Spannungseinbruches im Netz abschalteten. Auch am Turbosatz TA12 wurde zeitversetzt TUSA ausgelöst. Das Auslösekriterium für die Abschaltung des Turbosatzes TA12 war «Druck im Kondensator hoch». Damit war die Massnahme «Lastabwurf auf Eigenbedarf» zur Verhinderung eines Notstromfalles nicht wirksam. Im Verlauf des Störfalles öffneten auch die Generatorschalter zu spät, was zu einer Trennung der Notstromschienen von der Eigenbedarfsanlage führte. Ursache war ein fehlerhafter Anschluss von Phasen eines Frequenzmessers bei der im Jahre 2005 neu eingebauten Frequenzmessung am Generatorschalter. In der Folge öffneten die Generatorschalter erst verzögert auf Grund des Kriteriums «Rückwattschutz». Die nicht erfolgte Zuschaltung der Notstromdiesel in den Strängen A und B ist auf den Ausfall der Diesel-Drehzahlmessung zurückzuführen. Die Diesel-Drehzahlmessung wird von

der gesicherten 500-V-Wechselstromschiene desselben Stranges versorgt und ist zur erfolgreichen Zuschaltung des Notstromdiesels erforderlich. Da die gesicherten 500-V-Wechselstromschienen in den Strängen A und B zum Zeitpunkt des Dieselstarts spannungslos waren, waren auch die Diesel-Drehzahlmessungen nicht verfügbar.

2.1.4 Bedeutung des Störfalles für die Schweizer Kernkraftwerke

Nach den Sofortmassnahmen, die die HSK nach Vorliegen der ersten Informationen zum Störfall ergriffen hatte – Überprüfung der Übertragbarkeit des Ereignisses auf die schweizerischen KKW auf der Basis der vorläufigen Berichterstattung der schwedischen Aufsichtsbehörde – wurden von der HSK detaillierte Abklärungen zu Punkten, die bei der Ereignisanalyse als bedeutsam identifiziert wurden, durchgeführt. Es wurde überprüft, welche Vorkehrungen technischer und organisatorischer Art gegen die Folgen derartiger Störungen in den schweizerischen KKW vorhanden sind und welche Auswirkungen ein vergleichbarer Störfall auf die Schweizer Anlagen gehabt hätte. Zudem wurde überprüft, ob und welche Massnahmen aus dem Störfall in Forsmark für die schweizerischen KKW abzuleiten sind. Zu diesem Zweck wurden Abklärungen zur elektrischen Energieversorgung und den diesbezüglichen Schutzmassnahmen, zur Vorgehensweise bei Änderungen von sicherheitstechnisch wichtigen elektrischen Ausrüstungen, zu Störfallvorschriften sowie zur Simulatorausbildung des Schichtpersonals vorgenommen. Zudem wurden die Betriebserfahrungen der schweizerischen KKW mit gleichartigen auslösenden Ereignissen bewertet. Die Ergebnisse dieser detaillierten Überprüfung können dem ausführlichen Bericht HSK-AN-6132 «Der Störfall vom 25. Juli 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 und die Auswirkungen auf die Kernkraftwerke in der Schweiz» vom Februar 2007 entnommen werden. Dieser Bericht ist auf der Internet-Seite (www.hsk.ch) der HSK aufgeschaltet und kann in gedruckter Version beim Informationsdienst der HSK bezogen werden.

Als Ergebnis dieser Überprüfungsmassnahmen kann festgestellt werden, dass in denjenigen Bereichen, die in Forsmark als Schwachstellen identifiziert wurden und die massgeblich zum komplexen Störfallablauf beitragen, keine Lücken in den technischen und organisatorischen Vorkehrungen der schweizerischen KKW vor-

handen sind. Das auslegungsgemässe Verhalten unserer Anlagen bei ähnlichen Störungen wurde in der Praxis schon mehrfach bestätigt.

2.2 Leckage von Dampferzeuger-Heizrohren

Das französische Kernkraftwerk Cruas-4, ein Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Nettoleistung von 915 MW, befand sich am 11. Februar 2006 im Normalbetrieb, als im Kommandoraum eine erhöhte Leckage von aktivem Kühlmittel von der Primärseite der Dampferzeuger auf die Sekundärseite registriert wurde. Nachdem die Leckagerate den zulässigen Wert überschritt, musste die Anlage abgefahren werden. Bei dem Vorkommnis wurde eine geringe Menge leicht kontaminierten Dampfes an die Umgebung abgegeben. Die französische Aufsichtsbehörde stufte das Vorkommnis auf der Stufe 1 der 7-teiligen INES-Skala ein.

Bereits im November 2005, ungefähr einen Monat nach dem Revisionsstillstand 2005, musste die Anlage während des neuen Betriebszyklus unplanmässig abgefahren werden, weil unzulässige Leckageraten im Dampferzeuger (DE) Nr. 2 festgestellt wurden. Der zulässige Leckagegrenzwert beträgt gemäss Technischer Spezifikation maximal 20 l/h. Damals konnte das leckende DE-Heizrohr mittels Helium-Lecktests ermittelt werden; es lag im Bereich des Rohrhaltegitters Nr. 8.

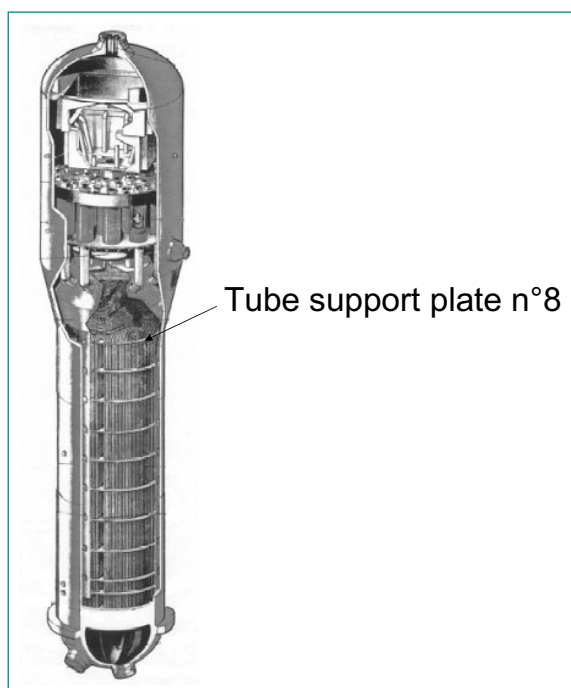


Abbildung 2: Dampferzeuger.

Quelle: IRSN

Wirbelstromprüfungen an weiteren benachbarten Heizrohren ergaben zwar Befunde, die jedoch unspezifisch waren und auf keine unzulässige Schwächung der Rohre hinwiesen. Die ebenfalls durchgeführte Suche nach Fremdkörpern als mögliche Ursache der Heizrohrschädigung ergab keine Resultate. Es wurde beschlossen, vorerst das leckende Rohr zu stopfen und weitere Untersuchungen in der regulären Revisionsabstellung 2006 durchzuführen.

Am 11. Februar 2006 wurde dann im Kommandoraum festgestellt, dass die N-16-Messwerte in der Frischdampfleitung des DE Nr. 2 eine ungewöhnlich hohe Impulsrate aufwiesen. Die Messung der N-16-Aktivität auf der inaktiven Seite der DE dient zur Identifizierung von DE-Heizrohrleckagen und ermöglicht eine Detektion von Leckageraten von weniger als 3 l/h. Die Impulsrate stieg rasch an und erreichte nach ca. 12 Minuten Werte, die auf eine Leckage im Bereich von 600 l/h hindeuteten. Damit war die gemäss Technischer Spezifikation erlaubte Leckagerate deutlich überschritten und die Anlage wurde unverzüglich abgefahren. Das Abfahren erfolgte unter erschwerten Bedingungen, weil der defekte DE identifiziert und frischdampfseitig isoliert werden musste und weil ein DE-Heizrohrleck auf Grund der hohen Druckdifferenz zwischen Primär- und Sekundärseite zu einem unerwünschten Füllstands- und Druckanstieg im Sekundärteil der DE bis hin zum Ansprechen der Frischdampf-Sicherheitsventile führt. Solange diese Druckdifferenz besteht, entweicht aktives Primärkühlmittel auf die Sekundärseite des betroffenen DE. Daher muss bei diesem Störfalltyp auch das Auslösen der Notkühlkriterien und der Start von Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen verhindert werden. Zur Minimierung einer solchen Leckage ist deshalb ein Druckausgleich zwischen Primär- und Sekundärseite der DE erforderlich, der beim Abfahren der Anlage beibehalten werden muss. Der anfängliche Druckanstieg auf der Sekundärseite des DE Nr. 2 führte zum Öffnen eines Frischdampf-Sicherheitsventils und zur Abgabe von gering kontaminiertem Dampf während einer Zeitspanne von ca. 6 Minuten. Die Anlage konnte dann unter Anwendung symptomorientierter Störfallvorschriften ohne Auslösung von unerwünschten Reaktorschutzsignalen abgefahren werden. Anschliessend wurde der betroffene DE inspiziert und das defekte Heizrohr mittels Wasserdruckprüfung lokalisiert. Es befand sich im Bereich des Rohrhaltegitters Nr. 8 unmittelbar neben dem Heizrohr, das im November 2005 als schadhaft ermittelt und gestopft wurde.

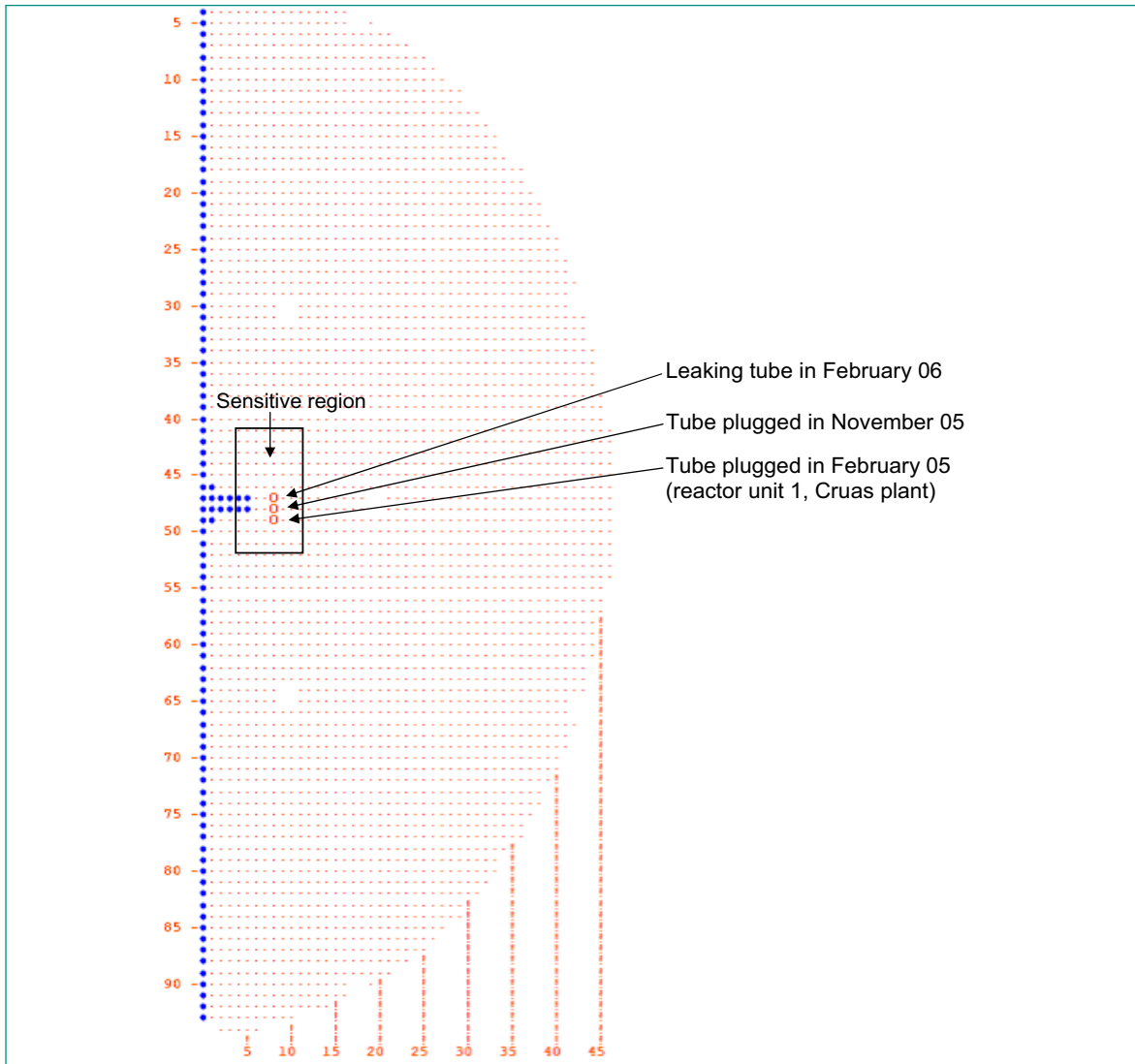


Abbildung 3: Schadhafte Rohre im sensitiven Bereich.

Quelle: IRSN

Wirbelstromprüfungen sowie Aufnahmen mit einer ferngesteuerten Kamera zeigten einen Riss der Länge von beinahe zwei Dritteln des Umfangs (siehe Abb. 4). Ein vollständiger Rohrreisser, der zu einem schwereren Störfallverlauf mit Freisetzung von Radioaktivität geführt hätte, konnte durch die rasche Druckabsenkung und -angleichung verhindert werden. Als Ursache der Rissbildung wurde Vibrationsermüdung ermittelt. Dieser Befund war überraschend, weil die umfangreiche Betriebserfahrung in französischen Druckwasserreaktoren bisher gezeigt hatte, dass dieser Schädigungsmechanismus im Bereich des Rohrhaltgitters Nr. 8 nicht auftritt. Zwar wurde der betroffene Bereich des DE im Rahmen der periodischen Wiederholungsprüfungen auch inspiziert, doch die dabei verwendeten Prüfmethode waren nicht geeignet, die aufgetretenen Fehler zu detektieren. Zur Vermeidung weiterer DE-Heizrohrleckagen wurde vom Betreiber

beschlossen, sämtliche Heizrohre in der als sensitiv erachteten Zone um die betroffenen Rohre zu stopfen, insgesamt 58 Stück. Diese Aktion wurde in allen drei DE des KKW Cruas-4 durchgeführt. Zudem wurden Einrichtungen installiert, die ein Ausschlagen bereits geschädigter Rohre und damit eine Beschädigung angrenzender Heizrohre verhindern sollen. Die Aufsichtsbehörde verlangte auch, dass vor dem Wiederaufbau alle Heizrohre des betroffenen DE, die von keinen «anti vibration bars» gestützt werden, bezüglich der Anwesenheit von Rissanzeigen geprüft werden. Diese Untersuchungen ergaben keine weiteren Befunde. Schliesslich wurden von der Betreibergesellschaft der französischen Kernkraftwerke auch die Strömungsverhältnisse und die Geometrie in der sensitiven Region modelliert, um die aufgetretenen Phänomene besser verstehen zu können. Die Ergebnisse dieser Analysen sind noch ausstehend.

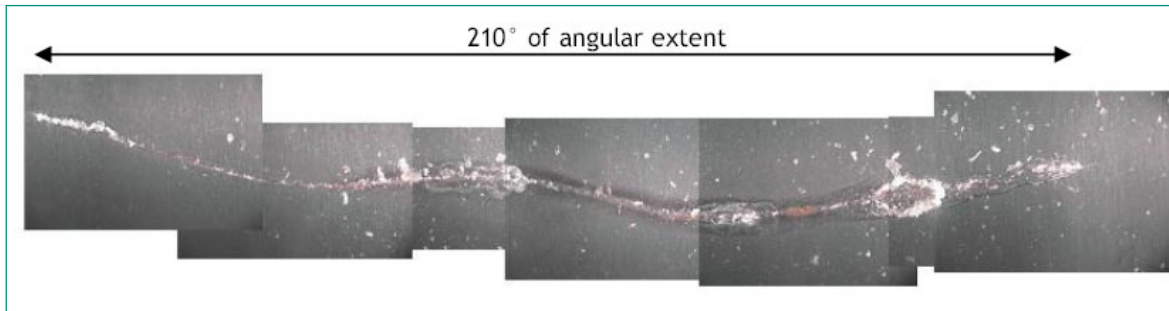


Abbildung 4: Rissbefund an einem Heizrohr des DE Nr. 2, KKW Cruas-4.

Quelle: IRSN

Ein vollständiger Bruch eines einzigen DE-Heizrohres führt zu einem Störfall, bei dem auch Radioaktivität über die FD-Sicherheitsventile an die Umgebung abgegeben wird. Dabei ist der Grad der Freisetzung direkt von der Primärkühlmittelaktivität vor dem Rohrbruch abhängig. Zudem stellt die Bewältigung des Störfalls erhöhte Anforderungen an das Schichtpersonal. Dem Zustand der DE und der Integrität der DE-Heizrohre wird deshalb auch in der Schweiz die erforderliche Beachtung geschenkt. Diese Komponenten sind Bestandteil der Alterungsüberwachungsprogramme (AÜP), in denen Massnahmen zur rechtzeitigen Erkennung, Beurteilung und Beherrschung der Werkstoffalterung formuliert sind. Zudem werden die DE wiederkehrenden Prüfungen unterzogen. Wirbelstromprüfungen der Heizrohre finden in den Schweizer Druckwasserreaktoren (DWR) in der Regel alle fünf Jahre statt. Körperschallüberwachungssysteme liefern Hinweise auf lose Teile, die Heizrohre beschädigen könnten, und mit der Aktivitätsüberwachung des Sekundärkreislaufs können bereits kleinste Leckagen detektiert werden. In den DE eines schweizerischen DWR wurde anfänglich ein Heizrohr-Werkstoff eingesetzt (Inconel 600), der sich nach langjährigem Betrieb wegen vermehrt auftretender Spannungsrisskorrosion als ungeeignet erwies. Die betroffenen DE wurden ausgetauscht. An den Heizrohren der in den 90er-Jahren ersetzten DE waren bisher keine betriebsinduzierten Schäden zu verzeichnen. In einem anderen DWR kam es bis in die 90er-Jahre vereinzelt zu Wandstärkeschwächungen an Heizrohren, die durch Fremdkörper verursacht wurden und die durch zerstörungsfreie Prüfungen frühzeitig erkannt wurden. Die betroffenen Heizrohre wurden gestopft, bevor sich Leckagen entwickeln konnten. Durch die weitgehende Beseitigung der Ursachen (Bergung von Fremdkörpern, Optimierung der Wasserchemie) ist seitdem eine positive Betriebserfahrung zu verzeichnen. In ihren Alterungsüberwachungsprogrammen gehen die Betreiber der schweizerischen Druckwasseranlagen davon aus,

dass Vibrationsschäden auf Grund der konstruktiven Ausführung der Heizrohrhalterungen nicht auftreten. Dies wurde durch die bisher vorliegende Betriebserfahrung bestätigt.

Im Licht der internationalen Betriebserfahrung mit DE stellt der Riss in Cruas-4 einen eher untypischen Schaden dar. Die vertiefte Auswertung des Schadens von Cruas-4, die in Frankreich noch im Gange ist, muss zeigen, ob es sich um einen generell relevanten Mechanismus handelt, oder ob er mit spezifischen Bedingungen der Dampferzeuger in Cruas in Zusammenhang steht. Weitaus häufiger wurden Korrosionsrisse im Einwalzbereich der Heizrohre bei der Rohrbodenplatte gefunden, ebenfalls häufig Wandstärkeschwächungen durch Abrieb oder chemische Angriffe an der Aussenseite der Heizrohre. Die zerstörungsfreien Prüfungen für die Heizrohre (Wirbelstrom- und Ultraschallprüfungen) werden zurzeit in der Schweiz einem Qualifizierungsverfahren unterworfen, in welchem gezeigt wird, dass diese Prüfungen die typischen DE-Heizrohrschäden mit ausreichender Sicherheit detektieren können.

2.3 Eingeschränkte Verfügbarkeit des Reaktorabschaltsystems

Am 1. März 2006 wurde im bulgarischen Kernkraftwerk Kozloduy-5 (DWR, 953 MW elektrische Nettoleistung) die Reaktorleistung automatisch auf ca. 67 % der Nennleistung durch Einfahren von Steuerstäben reduziert. Ursache der auslegungsgemäss erfolgten Leistungsreduktion war die Abschaltung einer Hauptkühlmittelpumpe. Bei der anschliessenden Überprüfung der Position der Steuerstäbe durch das Schichtpersonal wurde festgestellt, dass drei Stäbe, die zur Leistungsbegrenzung vorgewählt waren, nicht eingefahren waren. Daraufhin wurde die Funktionsfähigkeit aller Steuerstäbe des Reaktors überprüft. Die Ergebnisse zeigten, dass 22 von insgesamt 61 Steuerstäben nicht funktionstüch-

tig waren: Die Stäbe blieben trotz entsprechender Fahrbefehle in der ausgefahrenen Position stecken. Nach dem Erkennen der Befunde wurde die Anlage in den kalten, unterkritischen Zustand abgefahren. Das Vorkommnis wurde von der bulgarischen Aufsichtsbehörde auf Stufe 2 der 7-teiligen INES-Skala eingestuft.

In der Revisionsabstellung 2005 wurden sämtliche Steuerstabantriebe des Kraftwerksblocks 5 durch neue Produkte ersetzt. Die neu installierten Antriebe, die in Abbildung 5 dargestellt sind, wurden bereits in anderen Kernkraftwerken eingesetzt, und die bisherige Betriebs Erfahrung mit diesen Produkten war gut. Der Ersatz wurde von der Aufsichtsbehörde geprüft und genehmigt und die Antriebe wurden vor dem Anfahren der Anlage vollumfänglich ausgetestet. Dabei wurden alle Prüfanforderungen erfüllt. Die Befunde waren deshalb vorerst nicht erklärbar. Es wurden vom Betreiber mehrere Versuche unternommen, die feststehenden Steuerstä-

be wieder zu bewegen. Zu diesem Zweck wurden sämtliche Anwahlvarianten für Steuerstäbe – manuell, als Einzelstab oder in Gruppensteuerung inklusive Reaktor-schnellabschaltung – ausprobiert. Mit diesen Massnahmen konnten 8 der 22 feststehenden Steuerstäbe wieder bewegt werden. Zur Untersuchung der Ursachen wurde ein Team aus Experten des Betreibers, des Herstellers sowie Fachleuten eines Instituts für Materialwissenschaften gebildet und die Untersuchung wurde von Mitgliedern der Aufsichtsbehörde begleitet. Drei Steuerstäbe mit Antrieben, die noch immer nicht verfahrbar waren, wurden für eine Inspektion demontiert. Als Ergebnis der visuellen Inspektionen, Messungen und Experimente wurde übereinstimmend festgestellt, dass ein «Kleben» der Stirnseite des beweglichen Teils des Steuerstabes am unbeweglichen Pol des Elektromagneten des Antriebes Ursache der Befunde war (siehe Abbildung 6). Das Kleben der metallischen Oberflächen wurde nicht mehr

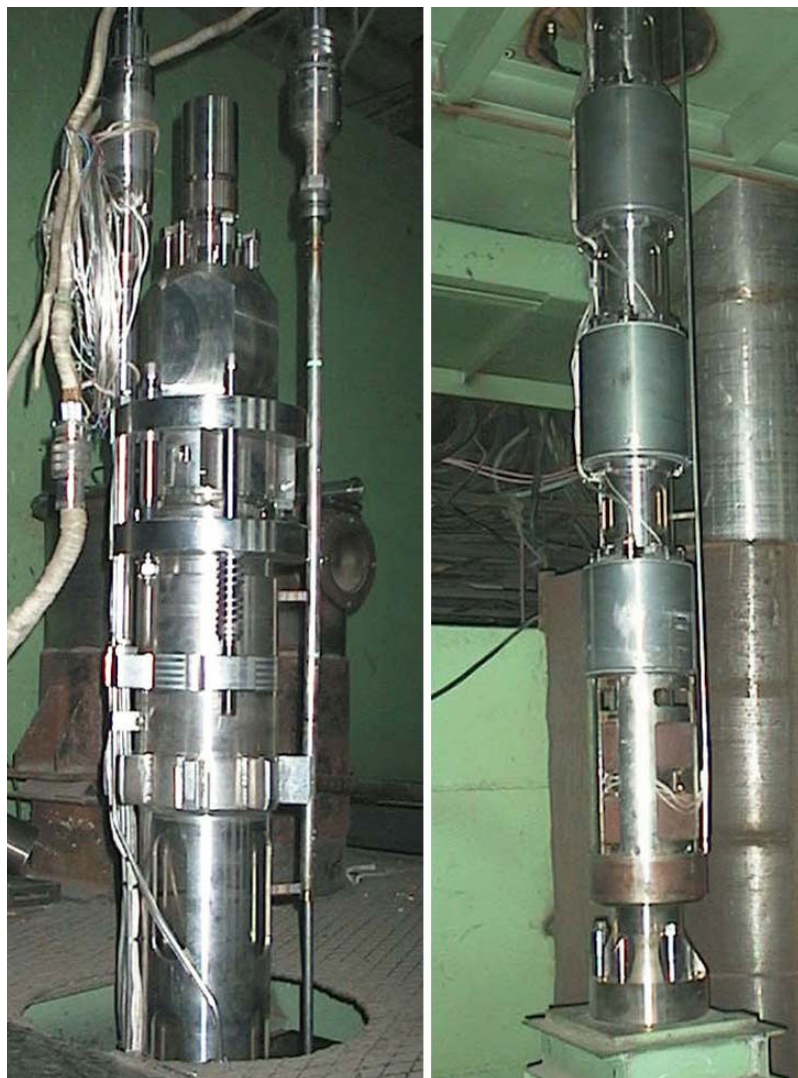


Abbildung 5: Steuerstabantrieb im DWR Kozloduy-5.
Quelle: Nuclear Regulatory Agency (Bulgarien)



Abbildung 6: Vom «Klebeffekt» betroffene Oberfläche.
Quelle: Nuclear Regulatory Agency (Bulgarien)

beobachtet, nachdem die Teile einmal gelöst, die Steuerstäbe in Bewegung gesetzt und wieder in die Ausgangsposition gefahren wurden. Das Phänomen des «Klebens» wurde daraufhin vom Expertenteam untersucht und die Ergebnisse wurden in einem vorläufigen Bericht dargelegt. Als Hauptursache wurde Diffusion zwischen dem beweglichen und dem unbeweglichen metallischen Teil des Steuerstabes ermittelt. Unter Diffusion wird dabei ein Transport von Molekülen oder Atomen zum Ausgleich von Konzentrationsunterschieden zwischen verschiedenen Metallen verstanden. Dabei bildete sich eine dünne Grenzschicht mit gegenseitiger Vermischung von Molekülen und Atomen mit dem Effekt des Verklebens.

Der Diffusionsvorgang wurde dabei durch folgende Faktoren begünstigt:

- Zu lange Kontaktperiode zwischen den metallenen Oberflächen
- Zu geringe Härte des eingesetzten Materials
- Zu raue Oberfläche der aneinanderliegenden Teile
- Anpressung der Teile durch den fixierenden Elektromagneten

Nach der Klärung der Ursachen und der Einleitung von Sofortmassnahmen wie beispielsweise das Bearbeiten und Behandeln der betroffenen Oberflächen wurde vom Betreiber der Antrag zum Wiederanfahren der Anlage gestellt. Auf der Basis der Ergebnisse des Untersuchungsberichtes, eigener Untersuchungen sowie nach Konsultation externer Experten des Instituts für Materialforschung stimmte die bulgarische Aufsichtsbehörde dem Anfahren der Anlage am 9. März 2006 unter Auflagen zu. Die wesentliche Auflage war, dass die Funktionsfähigkeit der Steuerstäbe in der ersten Woche nach dem Anfahren täglich mittels Bewegungstests zu überprüfen war, danach wöchentlich bis zum Erreichen des ordentlichen Revisionsstillstandes ungefähr einen Monat später. Falls sich ein Steuerstab als nicht verfahrbar erweisen sollte, war die Anlage sofort wieder in den kalten unterkritischen Zustand abzufahren. Als Bedingung für das Wiederanfahren nach der Revision 2006 wurde verlangt, dass bis zu diesem Zeitpunkt die Ursachen abschliessend geklärt und die Steuerstabantriebe so modifiziert werden, dass eine Wiederholung des Vorkommnisses ausgeschlossen ist.

Zur Ermittlung der potenziellen Auswirkungen der Nichtverfügbarkeit von 22 Steuerstäben beauftragte die Aufsichtsbehörde einen qualifizierten, international anerkannten Experten mit der Erstellung entsprechender Störfallanalysen. In den thermohydraulischen und neutronenphysikalischen Modellen wurde die Anlage so modelliert, wie sie sich zum Zeitpunkt des Vorkommnisses befand: sämtliche Sicherheitssysteme verfügbar, 22 Steuerstäbe an den festgestellten Kernpositionen nicht verfügbar, Kernreaktivität nahe am Ende des Zyklus (EOC). Die Ergebnisse der Störfallanalysen zeigten, dass in allen Fällen ein sicheres Abschalten der Anlage trotz eingeschränkter Steuerstabfunktionen möglich war. Die von der Technischen Spezifikation geforderte Unterkritikalität von mindestens 1 % wurde mit einem Wert von minimal 1.4 % erreicht, und die Integrität der Brennstabhüllrohre war gewährleistet. Es konnte zudem gezeigt werden, dass selbst ein Totalausfall des Reaktorschnellabschaltensystems bei Anforderung (ATWS) nicht zu Kernbeschädigungen führt, da das diversitäre

Hochdruck-Boreinspeisesystem in der Lage ist, die Unterkritikalität des Kerns rechtzeitig sicherzustellen. Mit diesen Untersuchungen konnten auch Behauptungen in der internationalen Presse widerlegt werden, wonach der Reaktor Kozloduy-5 kurz vor dem grössten anzunehmenden Unfall stand.

Von der bulgarischen Aufsichtsbehörde wurden folgende Mängel identifiziert, die wesentlich zum Vorkommnis beigetragen haben:

- Eine Funktionsprüfung von Steuerstäben mittels Verfahren während des Betriebes der Anlage war in der Technischen Spezifikation nicht vorgesehen.
- Lücken in der Technischen Spezifikation der Anlage: Auf Grund von fehlenden Vorgaben wurde die Anlage nicht unmittelbar nach Erkennen der Befunde abgefahren.
- Unzureichende Spezifikation der Anforderungen an die Steuerstabantriebe hinsichtlich Oberflächenbeschaffenheit, Materialhärte und Oberflächenbehandlung.
- Lücken in den Prozessen zur Überwachung der Qualität der Produkte von Lieferanten in Verbindung mit einem ungerechtfertigten Vertrauen in das Renommé des Lieferanten.
- Know-how-Verlust beim Hersteller der Steuerstabantriebe.

Die Gewährleistung der sicherheitstechnischen Funktionen «Reaktorleistungsbegrenzung» und «Reaktorschnellabschaltung» zur Einhaltung des Schutzziels «Kontrolle der Reaktivität» ist eine wesentliche Voraussetzung für den sicheren Anlagenbetrieb. Zwar unterscheidet sich der konstruktive Aufbau der Steuerstabantriebe der in der Schweiz betriebenen Druckwasserreaktoren wesentlich von den in Kozloduy-5 eingesetzten Produkten. Insbesondere der Mechanismus zum Entriegeln der Steuerstäbe, der in Kozloduy auf Elektromagneten basiert, ist mit dem in der Schweiz verwendeten Klinkenmechanismus nicht vergleichbar. Ungeachtet dieser Unterschiede müssen die Steuerstäbe funktionstüchtig sein. Die Technischen Spezifikationen sowie andere Betriebsvorschriften der schweizerischen Kernkraftwerke enthalten deshalb klare Vorgaben, in welchem Umfang und in welchem Intervall die Funktionstüchtigkeit der Steuerstäbe und der leittechnischen Einrichtungen zur Steuerung der Stäbe geprüft werden müssen. Dabei bestehen anlagenspezifische Unterschiede, die durch die unterschiedlichen Reaktortypen und die unterschiedliche konstruktive Gestaltung von Steuerstäben und deren Antrieben gegeben sind. In der Regel sehen die Betriebsvorschriften eine monatliche

Überprüfung der Verfahrbarkeit der Stäbe vor und auch der Nachweis der Funktionsfähigkeit des Reaktorschnellabschaltensystems wird monatlich erbracht. Die bisherige Betriebserfahrung zeigt die hohe Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen. Auch die bei Feststellung von Befunden zu ergreifenden Massnahmen bis hin zum Abfahren der Anlage sind in den Technischen Spezifikationen vorgegeben.

Bei der Beschaffung von sicherheitstechnisch wichtigen, klassierten Komponenten werden die Anforderungen an die einzusetzenden Komponenten in so genannten Auslegungs- oder Detailspezifikationen festgelegt. Diese Spezifikationen enthalten in der Regel umfassende, detaillierte Vorgaben hinsichtlich Funktion, Auslegung, Klassierung, Bauvorschriften, konstruktive Gestaltung, Werkstoffe, Lastannahmen und Lastkombinationen, Funktionsprüfungen, Medium- und Umgebungsbedingungen etc. bis hin zu Anforderungen an die Oberflächenbehandlung, Konservierung und Verpackung der Komponenten. Gemäss Art. 26 KEV bedarf die Herstellung mechanischer Komponenten einer Freigabe durch die Aufsichtsbehörde. In der Praxis wird diese Bestimmung der KEV umgesetzt, indem die HSK die Auslegungsspezifikationen der Komponenten unter Beizug eines Experten hinsichtlich Vollständigkeit und Übereinstimmung mit den zutreffenden Vorschriften überprüft. Die Freigabe der Auslegungsspezifikation bedeutet dann, dass die Komponente nach den spezifizierten Anforderungen hergestellt werden darf, wobei auch die Herstellung durch eine Expertenorganisation überwacht wird. Im Falle Kozloduy könnte es gemäss den Angaben der bulgarischen Aufsichtsbehörde der Fall sein, dass man sich bei der Bestellung der neuen Steuerstabantriebe darauf verlassen hat, dass der Hersteller über eine langjährige Erfahrung im Bau solcher Komponenten und über ein entsprechendes Renommé verfügt. Zahlreiche Kernkraftwerke des Typs WWER-1000 im östlichen Europa sind mit diesen Steuerstabantrieben versehen. Die in Kozloduy neu installierten Antriebe wurden bereits in den KKW Kalinin, Novovoronesh und Balakovo eingesetzt, ohne dass vergleichbare Befunde aufgetreten waren. Es liegt die Vermutung nahe, dass das Nicht-Bewegen von Stäben in Kozloduy während ca. 10 Monaten als Hauptursache des Vorkommnisses zu betrachten ist. Das Ereignis bestätigt einmal mehr, dass die Kontrolle und Überwachung der Arbeiten von Fremdfirmen oder Lieferanten eine wichtige Aufgabe des Betreibers ist, da er die Verantwortung für die Sicherheit der Kernanlage trägt. Dabei muss der Betreiber die Qualitätskontrolle

wahrnehmen. Die entsprechenden Prozesse sind in den schweizerischen Kernkraftwerken im Rahmen der Managementsysteme installiert und wurden von der HSK mit gutem Ergebnis überprüft.

2.4 Fehlerhaft montierte Dübel in einem Kernkraftwerk

Das deutsche Kernkraftwerk Biblis A (Druckwasserreaktor, ca. 1167 MW elektrische Nettoleistung) wurde am 15. September 2006 zum planmässigen Revisionsstillstand abgefahren. Im Verlaufe des Abfahrvorganges erfolgte auch die routinemässige Prüfung des elektrischen Blockschutzes. Dabei handelt es sich um Einrichtungen, die den Generator und die Netzanbindung des Kraftwerks vor Überspannung bzw. Kurzschlüssen im Bereich der Mittel- und Hochspannung schützen. Bei der Durchführung der Blockschutzprüfung kam es zu einer Fehlsignalanregung, die zu einer Trennung vom Hauptnetz führte. Der dadurch eingeleitete Lastabwurf auf Eigenbedarf war erfolgreich und die Reaktorleistung wurde auf ca. 40 % reduziert. Während des Inselbetriebes der Anlage wurde im Kommandoraum eine Störmeldung registriert, die eine zu hohe Dampfeuchte im Frischdampfsystem signalisierte. Es wurde deshalb zum Schutz der Turbine eine Turbinenschnellabschaltung von Hand eingeleitet, in deren Folge auch eine Reaktorschnellabschaltung ausgelöst wurde. Nach Überprüfung der Anlagenparameter wurde das Hauptnetz wieder zugeschaltet und im Anschluss das Abfahren der Anlage zur Revision planmässig fortgesetzt.

Im Laufe der oben beschriebenen Störungen beim Abfahren ereigneten sich Drucktransienten in den Rohrleitungen des Frischdampf- und Speisewassersystems, die zu einer Erschütterung der Rohrleitungen und deren Befestigungen führten. Bei einer Anlagenbegehung nach dem Abfahren wurden im Bereich von Rohrleitungen des Speisewassersystems mehrere Befestigungsdübel vorgefunden, die sich aus der Sollage gelöst hatten. Das Schadensbild zeigte Betonabbrüche und lockere Dübel bei Ankerplatten von Rohrleitungsbefestigungen der Speisewasserleitungen. Diese Halterungen waren im Rahmen von Nachrüstmassnahmen neu angebracht worden. Sie dienen insbesondere der Aufnahme von Strahl- und Reaktionskräften bei Rohrbrüchen und Transienten sowie der Ertüchtigung gegen seismische Einwirkungen. Bei den gelockerten Dübeln handelte es sich um so genannte Hinterschnittanker eines Fabrikates, das in Kernkraftwerken häufig eingesetzt wird.

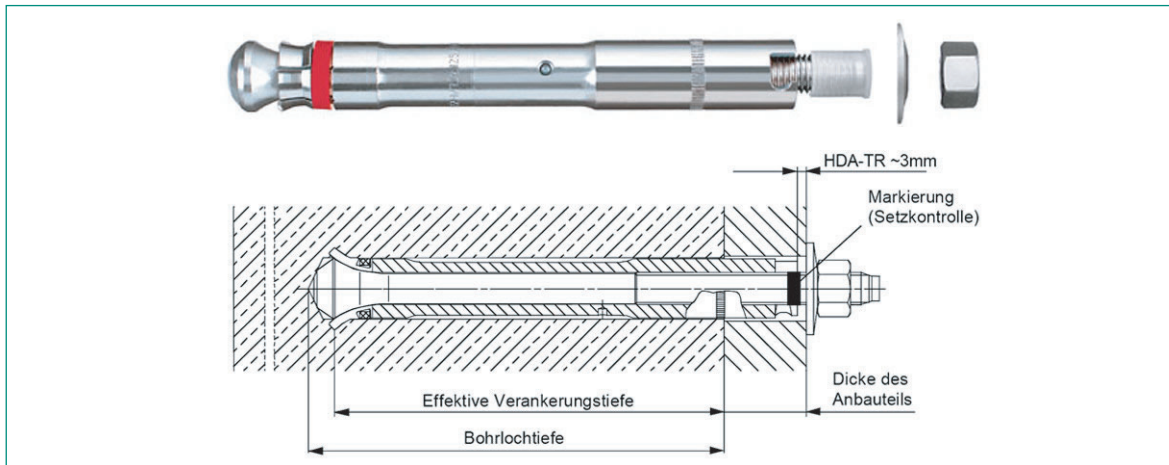


Abbildung 7: Prinzipdarstellung eines betroffenen Dübels.

Quelle: Hilti

Speziell an diesem Typ ist, dass im Gegensatz zu anderen mechanischen Spreizkraftankern die Verankerung nicht allein auf Grund von Reibung zwischen dem Bohrer und der Dübelhülse bewerkstelligt wird. Durch das Drehen der am hinteren Ende geschlitzten und scharfkantigen Dübelhülse über die sich konisch verbreiternde innere Gewindestange wird der Beton am hinteren Ende des Bohrlochs zusätzlich geschnitten. Ein Grossteil der auf die Anker wirkenden Kräfte wird somit von der Kontaktfläche zwischen dem gespreizten Hülsende und der ringförmigen Schnittfläche im Bohrer aufgenommen (siehe Abb. 7).

Eine Kontrolle anderer nachgerüsteter Dübelbefestigungen zeigte, dass sich auch diese teilweise gelöst hatten. Die fehlerhafte Montage war an der nicht ordnungsgemässen Position einer speziellen Markierung der Dübel (Setzkontrolle) zu erkennen. Ursache der Befunde waren Montagefehler. Die Dübel erfordern für eine korrekte Montage eine definierte Bohrlochtiefe. In den vorliegenden Fällen wurden die Löcher zu tief gebohrt, und ein ordnungsgemässes Hinterschneiden war dadurch nicht gegeben mit der Konsequenz, dass die Hinterschnittanker die vom Hersteller angegebenen zulässigen Lasten nicht aufnehmen können. Daraufhin wurden alle vergleichbaren Dübelbefestigungen in beiden Blöcken der Kraftwerksanlage stichprobenartig überprüft. Der Block B musste zu diesem Zweck unplanmässig abgefahren werden. Bei dieser Kontrolle wurde festgestellt, dass bis zu 50 % der nachgerüsteten Dübelbefestigungen nicht spezifikationsgerecht montiert wurden. Dies bedeutet, dass die Funktion der betroffenen Halterungen bei speziellen betrieblichen Lasten, bei Störfällen und bei Einwirkungen durch Erdbeben nicht mehr sichergestellt war. Die fehlerhaft ausgeführten Befestigungen mussten deshalb ertüchtigt werden. Da die meisten der be-

stehenden Bohrlocher nicht mehr verwendet werden können, müssen die Rohrhalterungen teilweise versetzt werden. Dies hat zur Folge, dass die Auslegungsunterlagen und die Sicherheitsnachweise der betroffenen Rohrleitungen neu erstellt werden müssen. Diese umfangreichen Nachbesserungen dauern in den Blöcken Biblis A und B nach wie vor an, und die Kraftwerke bleiben bis zum Abschluss der Arbeiten abgeschaltet.

Die in Biblis festgestellten Befunde sind auch für die schweizerischen Kernkraftwerke relevant. Eine entsprechende Weiterleitungsnachricht der zuständigen deutschen Behörde mit den erforderlichen Informationen wurde der HSK zugestellt. Erste Abklärungen haben ergeben, dass in den Kernkraftwerken Gösgen und Mühleberg einige hundert dieser Hinterschnittanker eingesetzt wurden. Im Zwischenlager des Kernkraftwerks Beznau (ZWIBEZ) kamen nur einige wenige dieser Anker zum Einsatz, und in Leibstadt sind bis heute keine Anker dieses Typs verwendet worden. Stichproben in Gösgen und Mühleberg haben bisher keine unzulässigen Befunde aufgezeigt. Während der Jahresrevision 2007 wird das Kernkraftwerk Gösgen jedoch noch zusätzliche Prüfungen durchführen.

Die HSK hat die Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke schriftlich zu einer Stellungnahme aufgefordert, ob die Hinterschnittanker verwendet wurden, für welche Systeme und Ausrüstungen die Anker allenfalls im Einsatz stehen, wie die Qualitätssicherung während der Montage sichergestellt wurde und wie die fachgerechte Montage dokumentiert wurde. Die entsprechenden Nachweise sind der HSK bis Ende April 2007 vorzulegen. Abhängig von den Ergebnissen dieser ersten Stellungnahme wird die HSK eine Überprüfung der Hinterschnittanker und bei Bedarf einen Ersatz dieser Anker verlangen.

3. Internationale Zusammenarbeit

Um ihre Aufsicht breit abzustimmen und mit internationalen Anforderungen zu harmonisieren, wirkt die HSK aktiv in internationalen Organisationen mit. Damit profitiert sie einerseits vom länderübergreifenden Erfahrungsaustausch. Andererseits stellt sie sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Stand der Technik verfolgt und diesen für die Aufsicht anwendet.

Durch *multilaterale Zusammenarbeit* werden auch Projekte ermöglicht, die von Einzelstaaten nicht alleine getragen werden können. So sind die im Kapitel «Regulatorische Sicherheitsforschung beschriebenen OECD-Forschungsprojekte durch Konsensentscheide im Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) zustande gekommen. Auch der Betrieb der internationalen Vorkommnisdatenbank IRS (siehe Kapitel 2 über lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen), ein Gemeinschaftsprojekt von IAEA und NEA, ist nur mit international abgestimmten Verfahren und Formaten denkbar.

Die *bilaterale Zusammenarbeit* mit den Nachbarstaaten Deutschland und Frankreich dient dem gegenseitigen Informationsaustausch über die Sicherheit von Kernanlagen und über die Aufsicht. Eine besondere Bedeutung kommt dabei der grenzüberschreitenden Abstimmung zum Schutz der Bevölkerung im Notfall zu.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind zudem durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

(SR 0.732.11) in Wien stattgefunden. Dabei wurde der zweite Schweizer Statusbericht von einem international zusammengesetzten Experten-Panel auf Übereinstimmung mit den Anforderungen des Übereinkommens überprüft.

Ziele dieses Übereinkommens sind die Erreichung und Beibehaltung eines weltweit hohen Sicherheitsstandards bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, die Gewährleistung wirksamer Vorkehrungen gegen eine mögliche Gefährdung während deren Behandlung und die Verhütung von Unfällen mit strahlungsbedingten Folgen. Die Vertragspartner haben sich verpflichtet, technische Vorschriften in nationales Recht aufzunehmen, über die Umsetzung der Vorschriften Bericht zu erstatten und Anlagen, die den Anforderungen dieses Übereinkommens nicht genügen, entsprechend nachzubessern.

Als Ergebnis der Überprüfung wurde bestätigt, dass die Schweiz den Verpflichtungen der Joint Convention nachkommt. Die Wahl eines geeigneten Standortes für ein geologisches Tiefenlager und dessen Realisierung wurde von den internationalen Experten als grosse Herausforderung bewertet. Diese empfahlen der Schweiz, die offenen Fragen aus der Überprüfung des Entsorgungsnachweises zu beantworten. Zudem bestätigten sie die HSK in ihren Bestrebungen, die Richtlinien umfassend zu revidieren.

Die Schweiz wird auch in Zukunft die Ziele der *Joint Convention* mit Entschlossenheit weiter verfolgen und ihren Beitrag zur Sicherheit der nuklearen Entsorgung leisten. Der Schweizer Statusbericht zur *Joint Convention* ist im Internet auf der Homepage der HSK (www.hsk.ch) in englischer Sprache abrufbar.

3.1 Multilaterale Zusammenarbeit

3.1.1 Zweite Überprüfungskonferenz zum internationalen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle

In 2006 hat die zweite Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle

3.1.2 Internationale Atomenergieagentur (IAEA)

Die internationale Atomenergieagentur (IAEA) mit Sitz in Wien 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 spaltbarer Kernmaterialien in nuklearen Anlagen aus.

Die HSK beteiligt sich durch ihre Vertretungen in den Kommissionen und Fachkomitees aktiv an der Entwicklung der IAEA *Safety Standards* im Bereich Sicherheit inklusive Strahlenschutz. Diese geben den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der nuklearen Sicherheit wieder und sind eine wichtige Basis für das schweizerische kerntechnische Regelwerk (siehe die Beiträge im Kapitel 4).

Die Safety Standards der IAEA

Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll überall auf der Welt einen vergleichbar hohen Stand erreichen. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards vorgegeben. Der Sicherheitsstand entwickelt sich ständig weiter, weshalb auch die Safety Standards ständig dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst werden. Zurzeit wird das gesamte IAEA-Regelwerk umfassend überarbeitet und ergänzt.

Die *Safety Standards* umfassen alle sicherheitsrelevanten Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports radioaktiver Stoffe und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei Stufen:

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

Die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards wird von einer Kommission, der Commission on Safety Standards (CSS), geleitet. Der CSS sind zudem vier Fachkomitees zugeordnet, welche mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die themenspezifischen Anforderungen (Safety Requirements) und Ausführungsbestimmungen (Safety Guides) erarbeiten. Diese Komitees bestehen aus Experten der Mitgliederstaaten. Sie beraten das Sekretariat im betreffenden Fachgebiet und sind bei der Entwicklung und bei der Revision der Safety Standards federführend.



Sitz der IAEA in Wien.

Quelle: IAEA

- Das «Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)» erarbeitet die Standards zu Fragen der Reaktorsicherheit.
- 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 NUSSC, RASSC, WASSC und TRANSSC vertreten.

Wichtige Entwicklungen im Jahre 2006

Bereits im Jahre 1995 hatte die IAEA beschlossen, die drei bestehenden Safety Fundamentals

- The Safety of Nuclear Installations, No. 110 (1993),
- The Principles of Radioactive Waste Management Safety, No. 111F (1995),
- Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, No. 120 (1996)

zu einem einzigen Dokument «Fundamental Safety Principles» zu konsolidieren. Das Dokument wurde schliesslich im November 2006 unter der Nummer SF-1 publiziert.

Die IAEA strebt mittelfristig ein «geschlossenes» Regelwerk («closed set») von IAEA Safety Standards an. Neue Entwicklungen sollen durch Überarbeitung bestehender Standards erfasst werden und nicht wie bis anhin durch Hinzufügen neuer Dokumente. Bis zum «closed set» sind jedoch noch Anpassungen an der Struktur des Regelwerks vorgesehen.

Die HSK hat die Doppelpurigkeit zwischen thematischen und betriebsspezifischen Guides beim Thema Entsorgung hinterfragt. Sie hat sich zudem dafür eingesetzt, dass Regelungslücken auf der Ebene der *Safety Requirements* geschlossen werden, bevor viel Zeit und Energie für die Umstrukturierung der Standards verbraucht wird. Die *Requirements* bilden die Basis für die Harmonisierung des nationalen Regelwerks. Die HSK hat zudem zu zahlreichen Entwürfen von Safety Standards Stellung genommen.

Im Jahre 2006 hat die CSS folgende wichtige Safety Standards verabschiedet:

- DS298 «Fundamental Safety Principles», Safety Fundamental
- DS333 «Decommissioning of Facilities using Radioactive Material», Safety Requirements
- DS172 «Remediation Process for Past Activities and Accidents», Safety Guide
- DS259 «Commissioning of Research Reactors», Safety Standard
- DS260 «Maintenance, Periodic Testing and Inspection of Research Reactors», Safety Guide
- DS377 «Radiation Protection Programmes for Transport of Radioactive Material», Safety Guide

International Regulatory Review Services (IRRS)

Ein wichtiger Service der IAEA ist die Überprüfung der Arbeit einer Aufsichtsbehörde durch ein internationales Expertenteam. Damit sollen die Aufsichtsbehörde gestärkt werden, Verbesserungsmöglichkeiten identifiziert und die Qualität der Arbeiten der Aufsichtsbehörden weltweit harmonisiert werden. Das Expertenteam verfasst auf Grund der Beobachtungen und der Diskussionen mit den Behörden einen Bericht, in dem es seine Beobachtungen festhält und auf Verbesserungsmöglichkeiten hinweist, aber auch auf Bereiche respektive Tätigkeiten, in denen die Behörde vorbildlich arbeitet. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Follow-up-Mission überprüft, inwieweit die Behörde die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz hat eine solche Überprüfung als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits Ende 1998 durchgeführt, die Follow-up-Mission fand im Januar 2003 statt. 2006 haben sich England, Rumänien und Frankreich einer solchen Überprüfung gestellt. Die HSK hat an den IRRS-Missionen in Rumänien und England Experten gestellt.

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

Die «Nuclear Energy Agency» (NEA) der OECD unterstützt ihre 28 Mitgliedstaaten bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Basis zur sicheren, friedlichen und umweltfreundlichen Verwendung der Kernenergie.

Die HSK vertritt die Schweiz in den Arbeitsgruppen der NEA. Damit ist sichergestellt, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit mit andern Staaten gut vernetzt ist und dass sich die nukleare Aufsicht am internationalen Stand der Technik ausrichtet.

Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das «Committee on Nuclear Regulatory Activities» (CNRA) ist ein Forum für Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es tagt zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das CNRA Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft untersucht werden.

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

- Working Group on Inspection Practices (WGIP)
- Working Group on Operating Experience (WGOE)
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)
- Senior Level Task Group on the Regulatory Goal of Assessing Nuclear Facility Safety

Die HSK ist im CNRA sowie in allen ihren Arbeitsgruppen vertreten. Die Berichte des CNRA können auf der Internetseite der NEA unter (<http://www.nea.fr/html/nsd/docs/indexcnra.html>) bezogen werden.

Nachfolgend sind einige besonders erwähnenswerte Arbeiten des CNRA und seiner Arbeitsgruppen aus dem Jahr 2006 aufgeführt:

Working Group on Inspection Practices (WGIP)

Diese Arbeitsgruppe befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit aktueller Inspektionen und sie analysiert Inspektionsmethoden und Inspektionstechniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen für die Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den zwei jährlichen Meetings führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zur Diskussion ausgewählter Themen in einem erweiterten Teilnehmerkreis durch.

Die WGIP beschloss anlässlich ihres Treffens im Oktober 2006 zum Thema «Inspection of Fire Protection Programmes» eine zweite Befragung bei den Mitgliedstaaten durchzuführen um offene Punkte, die sich aus den Ergebnissen der ersten Umfrage ergeben haben, zu klären.

Das Gebiet «Inspections of digital instrumentation and control» wird von der WGIP als sehr bedeutend betrachtet. Um dieses Thema vertieft zu behandeln, wird voraussichtlich im September 2007 ein zusätzlicher Workshop durchgeführt, an dem insbesondere auch Fachspezialisten teilnehmen sollen. Mit den Themen Digital I&C und Fire Protection befasst sich die WGIP schwerpunktmässig mit zwei Gebieten, die auch für die Schweiz von grosser Bedeutung sind.

Working Group on Operating Experience (WGOE)

Das Ziel dieser Arbeitsgruppe ist die ständige Verbesserung der nuklearen Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen, insbesondere über Vorkommnisse in Kernanlagen. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das so genannte «Incident Reporting System» (IRS). Für die HSK ist die WGOE eine sehr wichtige Quelle für Informationen aus Vorkommnissen und daraus abgeleitete Lehren.

Im Jahr 2006 wurden von den Mitgliedsländern 70 IRS-Berichte erstellt. Insgesamt enthält die IRS-Datenbank 3250 Ereignisberichte.

Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organizations (WGPC)

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine zentrale Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die CNRA-Arbeitsgruppe WGPC befasst sich insbesondere mit dem Kommunikationsverhalten der Behörden in Notfallsituationen und in Krisenlagen sowie mit dem Informationsaustausch über die Landesgrenzen hinweg.

Die Jahrestagung 2006 der WGPC wurde von der HSK organisiert und im Mai 2006 im aargauischen Villigen und Würenlingen ausgetragen. Die Teilnehmenden tauschten öffentlichkeitsrelevante Informationen aus ihren Ländern aus. An der Tagung verfeinerte die Arbeitsgruppe Grundsätze zur Kommunikation in ausserordentlichen Lagen sowie zur Öffentlichkeitsarbeit bei behördlichen Entscheiden. Sie hielt die grundsätzlichen Aussagen in zwei NEA-Dokumenten schriftlich fest. Zudem wurde an der Tagung der dritte internationale WGPC-Workshop vom Mai 2007 vorbereitet.

Senior Level Task Group on the Regulatory Goal of Assessing Nuclear Facility Safety

Diese Arbeitsgruppe, die von der HSK geleitet wird, befasst sich mit der zentralen Frage, wie die Aufsichtsbehörde aus den gesammelten Informationen aus Inspektionen und der periodischen Berichterstattung, den Erkenntnissen aus Vorkommnissen und der Bearbeitung von Freigabeanträgen zu einer Aussage über die Sicherheit einer Kernanlage gelangt. Zentral ist dabei die grundsätzliche Frage, welche Elemente eigentlich massgeblich zur Sicherheit einer Kernanlage beitragen. Anlässlich der ersten Arbeitsgruppensitzung in der Schweiz wurde gerade dieser Frage viel Raum eingeräumt, und es wurde zum Teil recht kontrovers darüber diskutiert, welche Informationen notwendig sind, um eine verlässliche Aussage zur Sicherheit machen zu können. Klar ist, dass Sicherheit keine rein objektiv messbare Grösse ist, auch wenn einzelne Attribute der Sicherheit durchaus messbar sind. Formal ist die Sicherheit einer Kernanlage gegeben, wenn alle gesetzlichen Vorgaben eingehalten sind. Dies allein reicht allerdings nicht aus, um als Sicherheitsbehörde überzeugend darlegen zu können, dass eine Kernanlage sicher ist. Ein wichtiger Einfluss auf die Sicherheit einer Kernanlage hat auch das Verhalten der Organisation, des Arbeiters und des Operateurs vor Ort. Es geht dabei um die zentrale Frage der Sicherheitskultur, also der Frage der Einstellung der Organisation und jedes einzelnen Mitarbeitenden der Sicherheit gegenüber. Wie verhält er sich im Alltag, wie fällt er Entscheide, usw. Sicherheitskultur ist weder direkt messbar noch bewertbar. Beobachtbar ist das Verhalten der Menschen im Betrieb, deren Vorgehensweise bei Änderungen, bei Instandhaltungsarbeiten und bei Vorkommnissen. Beobachtbar ist auch der Entscheidungsprozess innerhalb der Organisation. Die internationale Expertengruppe wird ihre Vorstellung, wie eine Aufsichtsbehörde zu einer Einschätzung der Sicherheit einer Kernanlage kommt, welche Elemente dazu notwendig sind und welche Prozesse dafür sinnvoll sind, in einem Bericht darlegen. Es ist vorgesehen, dass dieser Bericht in der ersten Hälfte 2008 von der OECD/NEA veröffentlicht wird.

Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) bearbeitet und diskutiert Fragen im Zusammenhang mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus und des Betriebs von Kernanlagen. Es ist auch ein internationales Forum für die Zusammenar-

beit in den Bereichen Forschung, Entwicklung, Ingenieurwesen und Aufsicht. Das CSNI arbeitet mit dem Ziel, die Mitgliedstaaten auf dem aktuellen Stand der Entwicklungen im Bereich der nuklearen Sicherheit zu halten. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik in ausgewählten Themenbereichen der nuklearen Sicherheit und erstellt darüber «Technical Opinion Papers» (TOP) und «State-of-the-Art» (SOAR)-Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen mit gemeinsamen Interessen.

Das CSNI tagt zweimal pro Jahr, diskutiert aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das CSNI und seine Fachgruppen arbeiten vorwiegend in Workshops, veröffentlichen TOPs, SOARs, definieren internationalen Standardprobleme (International Standard Problems, ISP) und unterstützen Experimente zur Validierung von Computercodes. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten 6 permanente Arbeitsgruppen (Working Groups):

- Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE)
- Working Group on Accident Management and Analysis (WGAMA)
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK)
- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)
- Working Group on Fuel Safety Margins (WGFSM)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCSS)

Die Berichte des CSNI und seiner Arbeitsgruppen können auf der Internetseite der NEA unter <http://www.nea.fr/html/nsd/docs/indexcsni.html> bezogen werden.

Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE)

Diese Arbeitsgruppe befasst sich mit Fragen der Alterung von Kernanlagen. Sie schlägt Lösungen zur Erhaltung der Integrität von Systemen und Komponenten vor.

Die Untergruppe «seismisches Verhalten von Komponenten und Strukturen» verschaffte sich an ihrer Jahrestagung im April einen Überblick über die aktuellen Betriebserfahrungen, Forschungsprojekte und Richtlinien in den OECD-Ländern bezüglich Umgang mit der Erdbebengefährdung von Nuklearanlagen. Japan stellte Rütteltischversuche, Untersuchungen zum Miyagi-Oki-Erdbeben 2005 sowie Erdbebeneinwirkungen auf die

Nuklearanlagen von Onaga vor. Erkenntnisse aus diesen drei Forschungsrichtungen werden in die neuen japanischen Richtlinien zur seismischen Auslegung von Kernanlagen einfließen.

Frankreich bearbeitet zurzeit das Projekt SMART 2008. Im Rahmen dieses Projekts werden – anhand eines vorgegebenen asymmetrischen und torsionsbeanspruchten Gebäudes – verschiedene internationale Expertenteams mithilfe von nichtlinearen Berechnungsmethoden Voraussagen über das Gebäudeverhalten unter Erdbebeneinwirkung machen. Das tatsächliche Verhalten der Gebäudestruktur wird anschliessend mit Rütteltischversuchen untersucht. Ziel ist es, die voneinander unabhängigen Berechnungsmethoden zu vergleichen und zu bewerten. Die beste Methode soll zukünftig in Richtlinien verankert werden.

Die IAEA ist mit dem Aufbau einer Datenbank beschäftigt, in der die Erdbebeneinwirkungen auf Nuklearanlagen erfasst werden sollen. Die IAEA hofft, dass insbesondere auch die OECD-Länder Erdbebendaten für diese Datenbank zur Verfügung stellen. In Absprache mit den Betreibern von Kernkraftwerken wird sich die Schweiz bemühen, ihre Daten der IAEA zur Verfügung zu stellen.

Die IAEA informierte die IAGE-Teilnehmer über die Massnahmen, welche nach der Tsunami-Katastrophe 2004 weltweit ergriffen wurden, sowie über eine Forschungsarbeit zu hochfrequenten Erdbeben mit niedriger Amplitude im Nahbereich von Nuklearanlagen.

Ein Bericht zu den Unterschieden in der Erdbebenbemessung zwischen konventionellen und nuklearen Bauten wurde von der Arbeitsgruppe fertig erstellt.

Als zukünftige Arbeitsschwerpunkte hat die IAGE folgende Bereiche festgelegt:

- Performance Based Earthquake Engineering (Erdbebenanalysen, die die Auswirkungen eines Bebens miteinbeziehen)
- Verbesserte Informationen über Erdbeben Themen an die Betreiber der Nuklearanlagen
- Alterung und Nachrüstung von Nuklearanlagen
- Herausforderungen im Zusammenhang mit neuen Reaktortypen
- Boden-Bauwerksinteraktion

Die Arbeitsgruppe hat ihren Schlussbericht über die Beurteilung der Containment-Integrität im Zusammenhang mit dem «International Standard Problem no. 48» über die statische Druckbelastung des Containments veröffentlicht. Zum Thema der thermischen Ermüdung wurden zwei Dokumente verabschiedet: der Bericht über die «CEA Benchmark on Thermal Fatigue in Fluid

Mixing Areas» sowie der Bericht über «Thermal Cycling in LWR Components in OECD-NEA Member Countries».

Über risikoinformierte Prüfmethode wurde ein Statusbericht verabschiedet. Die Antworten der Umfrage zu diesem Thema sind ebenfalls in einem Bericht zusammengefasst. Die beiden Berichte geben einen Überblick über den Stand der Praxis auf dem Gebiet der risikoinformierten Prüfungen während des Betriebs (Risk-Informed In-Service Inspection, RI-ISI) sowie der nichtzerstörenden Prüfungen (Non-Destructive Testing, NDT) in 15 Mitgliedstaaten.

Die Untergruppe Integrität von metallischen Komponenten erstellte an ihrer Jahrestagung im April 2006 einen Überblick über die vorliegenden Betriebserfahrungen, Forschungsprojekte und Richtlinien in den OECD-Ländern auf dem Gebiet der Strukturintegrität und des Alterungsmanagements.

Die Sicherheitsbewertung des Reaktordruckbehälters (RDB) für den Langzeitbetrieb schliesst in einigen Ländern Nachweise auf der Grundlage des Masterkurvenkonzept ein. In naher Zukunft wird die Sicherheitsbewertung des RDB auf der Basis von probabilistischen bruchmechanischen Konzepten erfolgen. Zu diesem Thema hat das CSNI auch bereits ein Projekt durchgeführt und abgeschlossen (PROSIR).

Auf dem Gebiet der thermischen Ermüdung steht vor allem die Einführung der F_{EN} -Verfahren in die Richtlinien zur Ermüdungsanalyse im Mittelpunkt des Interesses. Die F_{EN} -Faktoren beschreiben den Einfluss des Umgebungsmediums (Hochtemperaturwasser) auf die ermüdungsbedingte Lebensdauer von Komponenten. Die Erkenntnisse sind nun ausreichend abgesichert, um entsprechende Verfahren einzuführen.

Auf dem Gebiet des Alterungsmanagements schlug Spanien ein internationales Programm zu Untersuchungen an Kraftwerksmaterial des stillgelegten KKW José Cabrera vor. Diese Anlage war 40 Jahre in Betrieb und wurde am 1. Mai 2006 abgeschaltet. Für die Schweiz ist das Projekt interessant, da die Anlage vom Typ PWR Westinghouse den Kraftwerken in Beznau entspricht.

Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Die Arbeitsgruppe WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und die Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben.

An ihrer Jahrestagung im Oktober 2006 hat die WGRISK ihren Übersichtsbericht «The Use and Development of PSA in NEA Member Countries» aktualisiert.

Da die Softwarezuverlässigkeit eine zunehmende Rolle in der Risikoabschätzung spielt, hat sich WGRISK entschieden, in einer technischen Notiz die bekanntesten Methoden hierzu darzustellen.

In den OECD-Ländern nimmt die Verwendung von mittels PSA bestimmter Risikokriterien in der Aufsicht über die Kernanlagen stetig zu. Die Kriterien sind allerdings von Land zu Land unterschiedlich.

Hier einige Beispiele:

■ In Spanien sollen neben der bereits verwendeten Kernschadenshäufigkeit auch zwei Risikokenngrößen für das Freisetzungsrisko verwendet werden: die LERF (Large Early Release Frequency: Freisetzungen grösser als 3% des Kerninventars innerhalb 12 Stunden nach Kernschaden) sowie die LLRF (Large Late Release Frequency: Freisetzungen grösser als 3% des Kerninventars innerhalb 24 Stunden nach Kernschaden).

■ In England arbeitet man seit einigen Jahren mit zwei Sicherheitsniveaus: dem Mindestsicherheitsniveau (BSL, Basic Safety Limit), welches zwingend eingehalten werden muss und dem akzeptablen Sicherheitsniveau (BSO, Basic Safety Objective), oberhalb dessen man vom Betreiber keine Verbesserungen mehr fordert. Die beiden Sicherheitsniveaus BSL und BSO werden für verschiedene Aspekte wie Dosis, Freisetzung oder Kernschaden definiert. Seit April 2006 liegt ein neuer Entwurf mit allgemeinen Kriterien vor, die auch zur Beurteilung von Endlagern verwendet werden können.

■ In Holland sind Dosislimiten für die Bevölkerung ähnlich wie in der Schweizer Strahlenschutzverordnung definiert. Zusätzlich gibt es einen Grenzwert für die individuelle Sterblichkeit von 10^{-6} pro Jahr und Anlage.

■ Die holländischen KKW-Betreiber verwenden zudem die bedingte Kernschadenshäufigkeit. Diese darf in keiner Anlagekonfiguration den Wert von 10^{-4} pro Jahr überschreiten. Die mit jedem Anlagezustand verbundene Wahrscheinlichkeit eines Kernschadens darf $5 \cdot 10^{-8}$ nicht überschreiten. Die über ein Jahr bemessene Risikodosis bedingt durch Instandhaltung soll zudem nicht grösser sein als 5% der totalen, jährlichen Risikodosis. Analog dazu soll die jährliche Risikodosis durch Instandsetzung nicht mehr als 2% zur totalen Risikodosis beitragen.

■ In den USA soll ein Kernkraftwerk nicht signifikant zum individuellen oder zum kollektiven Risiko beitragen. Daraus leitet die Aufsichtsbehörde NRC folgende quantitativen Sicherheitsziele ab:

- Das Risiko einer in der Umgebung eines KKW lebenden Einzelperson, durch einen Unfall im KKW ums Leben zu kommen, soll weniger als 0.1% des Risikos aus allen anderen Unfällen betragen, denen diese Person ausgesetzt ist. («The risk to an average individual in the vicinity of a nuclear power plant of prompt fatalities that might result from reactor accidents should not exceed 0.1 percent of the sum of prompt fatality risks resulting from other accidents to which members of the U.S population are generally exposed.»)
- Das Risiko der in der Umgebung eines KKW lebenden Bevölkerung, an Krebs zu erkranken, soll höchstens 0.1% der Summe aller anderen Krebsrisiken betragen. («The risk to the population in the area near a nuclear power plant of cancer fatalities that might result from nuclear power plant operation should not exceed 0.1 percent of the sum of cancer fatality risks resulting from all other causes.»)

Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)

WGHOFF hat die Aufgabe, das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter zu verbessern. Zudem fördert WGHOFF die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der Sicherheit im Bereich Organisation und menschlicher Faktoren.

Im Jahr 2006 hat die NEA den «State-of-the-Art Report on Systematic Approaches to Safety Management» veröffentlicht, den die WGHOFF im Mai 2005 an einem in der HSK durchgeführten Workshop fertig gestellt hatte. Der Bericht erklärt das Konzept des Sicherheitsmanagements im Kontext anderer Konzepte wie Qualitätsmanagement und Sicherheitskultur. Er stellt dar, wie Behörden und Betreiber verschiedener Länder mit dem Thema Sicherheitsmanagement verfahren und beschreibt den Bedarf für weitergehende Forschungs- und Entwicklungsaufgaben.

Als weitere Massnahme auf diesem Gebiet hat die WGHOFF an ihrer Tagung im Mai 2006 in Halden beschlossen, in einem Workshop im Mai 2007 die Grundlagen für ein Positionspapier zur Sicherheitskultur zu erarbeiten.

Working Group on Fuel Safety Margins (WGFSM)

Die Arbeitsgruppe WGFSM behandelt Fragen des Brennstoffverhaltens bei Störfällen unter Berücksichtigung von reaktorphysikalischen, thermohydraulischen, mechanischen und chemischen Prozessen.

An ihrer Jahrestagung im Juni konzentrierte sich die Arbeitsgruppe auf das Thema Kühlmittelverluststörfälle (Loss of Coolant Accidents, LOCA). Das spezielle LOCA-Meeting gab einen Überblick über die laufenden Forschungsprogramme in Japan, Korea, Russland, Frankreich sowie im OECD-Halden-Projekt.

■ Vertreter des Institut de Recherche en Sûreté Nucléaire (IRSN, Frankreich) präsentierten einen Vorschlag zur Durchführung von LOCA-Tests im PHEBUS-Reaktor. Bei diesem Experiment soll die Kühlmittelblockierung in einem Brennstabündel, das auch Hochabbrand-Brennstäbe enthält, untersucht werden.

■ Seitens der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC wurde der technische Hintergrund für eine Revision der LOCA-Sicherheitskriterien präsentiert. Am Temperaturkriterium (1204° C) wird festgehalten, das Oxidationskriterium soll jedoch hüllrohrspezifisch auf der Basis von LOCA-relevanten Tests festgelegt werden («Performance-Based Embrittlement Criteria»).

■ Der LOCA-Test IFA-650.3 am OECD Halden Projekt lieferte eine gute Gelegenheit, die Leistungsfähigkeit der Rechenprogramme zur Modellierung des Brennstabverhaltens bei LOCA einzuschätzen. WGFSM regte an, derartige Benchmark-Aktivitäten fortzusetzen und insbesondere auch den im April 2006 durchgeführten Halden-Test IFA-650.4 nachzurechnen.

Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aufkommende Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu erkennen, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und geeignete Massnahmen zu empfehlen. Das CRPPH ist zudem ein Forum für den Austausch von Informationen und den Transfer von Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden im Strahlenschutz. Es unterstützt die Umsetzung bewährter Aufsichtsmethoden bei den unterschiedlichsten Strahlenanwendungen und bei Situationen mit signifikanter Strahlenexposition. Das CRPPH unterstützt dabei klar einfache, transparente und für alle Beteiligten gut verständliche Lösungen.

An ihrer Jahrestagung im März 2006 verabschiedete das CRPPH einen Bericht über Lehren für den Strahlenschutz zwanzig Jahre nach dem Unfall von Chernobyl. Das Komitee beschloss zudem, Mitte 2007 in Paris einen Jubiläums-Workshop zum 50. Jahrestag der Gründung des CRPPH und Ende 2007 einen Workshop über die zukünftige Ausrichtung des CRPPH durchzuführen. Am jährlichen Steering Group Meeting des «Informati-

on System on Occupational Exposure» (ISOE) im November 2006 wurde eine mögliche Neuausrichtung des ISOE-Programms diskutiert. Dabei wurde unter anderem eine Erweiterung der ISOE-Datenbasis auf den Strahlenschutz beim Rückbau von Kernanlagen, auf den Betrieb von Forschungsreaktoren und auf radioaktive Abgaben erwogen.

Radioactive Waste Management Committee (RWMC) und Regulator's Forum (RWMC RF)

Das RWMC fördert die internationale Zusammenarbeit zur sicheren Entsorgung der radioaktiven Abfälle in den OECD-Mitgliederstaaten. Es erarbeitet insbesondere gemeinsame Positionen zu Grundsatzfragen der verschiedenen Entsorgungsstrategien. Im «Regulator's Forum» findet der Informationsaustausch zu Entsorgungsfragen unter Vertretern der Aufsichtsbehörden der OECD-Mitgliederstaaten statt.

An ihrer Jahrestagung im März 2006 verabschiedete das RWMC den Inhalt des diesjährigen Berichtes «Regulatory Control on Radioactive Waste Management». Darin wird erläutert, wie die Aufsicht über die Entsorgung von Nuklearanlagen in NEA-Staaten organisiert ist.

■ In Frankreich hat die für die Entsorgung radioaktiver Abfälle zuständige Organisation, die ANDRA, mit dem «Dossier 2005 Argile» anhand der bisherigen Forschungsergebnisse aus dem Felslabor Bure die Machbarkeit der sicheren geologischen Endlagerung für hochaktive Abfälle (HAA) in einer Ton-Formation aufgezeigt.

■ Für das oberflächennahe Endlager Drigg in der Nähe von Sellafield hat die britische Aufsichtsbehörde eine aktualisierte Analyse der Langzeitsicherheit nach einem allfälligen Verschluss des Lagers verlangt. Das Lager ist seit 1959 in Betrieb, wobei in der Anfangszeit schlecht charakterisierte uran- und thoriumhaltige Abfälle eingelagert wurden. Auf Grund der eingereichten Analyse kam die Behörde zum Schluss, dass die Langzeitsicherheit des Lagers nicht hinreichend aufgezeigt wurde. Der Betreiber muss nun Lösungen präsentieren, wie die Langzeitsicherheit gewährleistet werden kann. Dabei muss auch eine Rückholung der problematischen Abfälle in Erwägung gezogen werden.

■ Die kanadische Nuclear Waste Management Organisation (NWMO) hat im November 2005 ihre Strategie unter dem Titel «Adaptive Phased Management» vorgelegt. Gemäss dieser Strategie soll der Weg zur Entsorgung radioaktiver Stoffe stufenweise

mit definierten Zwischenentscheiden unter Beteiligung der Öffentlichkeit erfolgen. Dieses Vorgehen ist ähnlich dem in der Schweiz als Strategie entwickelten Sachplanverfahren für radioaktive Abfälle. Die Regierung muss nun darüber entscheiden, ob dieser Vorschlag dem Auftrag gerecht wird und umgesetzt werden soll. Das Ziel ist auch in Kanada die geologische Tiefenlagerung der abgebrannten Brennelemente.

■ In Korea soll durch ein neues Verfahren ein Standort für die Lagerung von schwach- und mittelaktiven Abfällen bestimmt werden. Dabei können sich Gemeinden melden, falls auf ihrem Gebiet ein Endlager errichtet werden könnte. In einem ersten Schritt wurden geologisch ungeeignete Standorte ausgeschlossen. Danach wurde in jeder der verbleibenden Gemeinden eine Volksabstimmung abgehalten. In der Gemeinde mit der höchsten Akzeptanz haben 90.7% der Stimmbürger dem Endlager zugestimmt. Im November 2005 hat das Parlament den Grundsatzentscheid bestätigt, womit mit dem Bau des Lagers begonnen werden kann. Das Lager soll bereits 2008 in Betrieb genommen werden.

An ihrem Workshop über Langzeitsicherheit von Endlagern im November 2006 stellten die RWMC-Vertreter fest, dass zwischen den Mitgliedsländern grosse Unterschiede bei den verwendeten Kriterien zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern und bei der Formulierung der Sicherheitskriterien bestehen, obwohl die nationalen Sicherheitsanforderungen auf denselben internationalen Standards von ICRP (International Commission on Radiological Protection) und IAEA basieren. Bevor gemeinsame Schutzziele und Sicherheitskriterien für Endlager formuliert werden können, ist eine breit angelegte Diskussion über die Verpflichtungen gegenüber zukünftigen Generationen notwendig.

OECD Halden Reactor Project (HRP)

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

Mit ihrer Beteiligung am HRP kann die HSK auf aktuelle Forschungs- und Entwicklungsergebnisse im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten sowie im Bereich

Mensch, Technik und Organisation zurückgreifen. Das HRP liefert einerseits die wissenschaftliche Basis für die Erstellung von Kriterien und Richtlinien auf diesen beiden Gebieten. Andererseits schafft das Projekt eine gemeinsame Plattform für den Informationsaustausch zwischen dem PSI, den Schweizer KKW-Betreibern und der HSK. Über das Schweizer Halden Komitee (SHK) stellt die HSK den interessierten Schweizer Partnern das Wissen aus dem HRP zur Verfügung und erhebt gleichzeitig deren Bedürfnisse. Diese speist sie über ihre Vertreter in den HRP-Gremien «Halden Programme Group» (HPG: verantwortlich für die technisch-wissenschaftliche Steuerung des Programms) und «Halden Board of Management» (Halden Board: verantwortlich für die Strategie des Programms) wieder ins Projekt ein. Im Jahre 2006 hat die HSK nach längerer Pause wieder eine junge Wissenschaftlerin nach Halden delegiert.

Bereich Brennstoff- und Materialverhalten (Fuels and Materials)

Die Experimente in «Instrumented Fuel Assemblies» (IFA), die in den Forschungsreaktor eingesetzt sind, zielen auf die Messung von Kenngrößen von keramischen Brennstoffen (UO_2 , UO_2 mit Additiven, $(U,Gd)O_2$, MOX) und von Hüllrohrmaterialien bezüglich ihres Betriebsverhaltens bei hohem Abbrand. Die verschiedenen Bestrahlungstests liefern einzigartige Daten, für die Validierung der Modelle zum Verhalten von verschiedenen Brennstoffen, die von Herstellern und Laboratorien entwickelt werden.

Von speziellem Interesse ist das Experiment mit Uranoxidbrennstoffen bei hoher linearer Stableistung. Die ersten vier Reaktorzyklen lieferten wie geplant ausserordentlich interessante Daten für die Brennstoffmodellierung bezüglich Spaltgasfreisetzung. Das Inertmatrix-/MOX-Experiment, für welches das PSI den Brennstoff produziert hat, wurde ausgebaut und zu Untersuchungen in die Heissen Zellen gebracht. Anlässlich eines MOX-Workshops wurden die Ergebnisse und Untersuchungen an Uran-Plutoniummischoxid zusammengefasst und künftige Fragestellungen formuliert, die in Experimenten geklärt werden sollen.

In der viel beachteten Serie von LOCA (Loss of Coolant Accident)-Versuchen an Hochabbrandbrennstoffen aus kommerziellen Reaktoren wurden die ersten Tests bei $800^\circ C$ und $1150^\circ C$ durchgeführt. Die erhaltenen Resultate ergeben noch kein schlüssiges Bild, jedoch wurden wertvolle Daten für die Modellierung erhalten (vgl. dazu Abschnitt der WGFSM). Die Reihe wird

ergänzt mit weiteren Versuchen an Brennstoffsegmenten von Druckwasserreaktoren sowjetischer Bauart und Siedewasserreaktoren westlicher Bauart.

Die Versuche mit Reaktormaterialien gelten vorab der strahlungsinduzierten Spannungsrisskorrosion in normaler und reduzierender Wasserchemie. Interessante Ergebnisse bezüglich strahlungsinduzierten Veränderungen der Eigenschaften wurden für rostfreie Stähle, die für Reaktorstrukturen verwendet werden, erhalten. Der Einfluss einer unterschiedlichen Wasserchemie auf das Risswachstum unter Bestrahlung konnte gezeigt werden. Es ist jedoch abhängig von der akkumulierten Neutronenfluenz.

Entworfen und ausgelegt wurde ein vergleichender Versuch zum Verhalten von kommerziellen Druckwasserreaktor-Hüllrohren unter hohen Lithium-Konzentrationen. Der Versuch wird im nächsten Jahr in den Reaktor eingesetzt. Weitere Themen, zu denen Beschreibungen von neuen Experimenten (White Papers) vorliegen, sind Brennstoffkriechen, Hüllrohrkriechen und ein Versuch zur Beeinflussung eines Brennstabes mit starker Crud-Belegung. Zudem wurde in Zusammenarbeit mit Studsvik Nuclear eine Testeinrichtung für Leistungstransienten ausgelegt und gebaut.

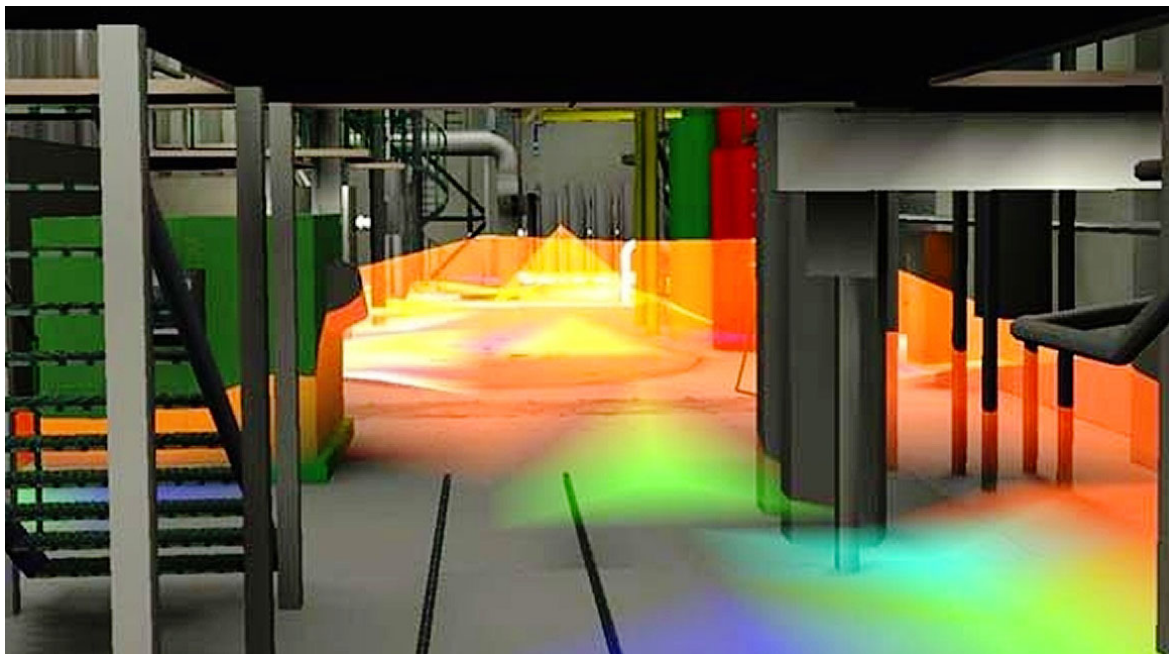
Direkte Kontakte zwischen dem HRP und dem Kernkraftwerk Leibstadt bestehen nach wie vor bezüglich den gelieferten Brennstoffsegmenten für Reaktortests zur Spaltgasfreisetzung, zu so genannten «Cladding lift-off» sowie zum Verhalten bei LOCA.

Zwischen dem HRP und dem PSI besteht bei den folgenden drei Versuchen ein gegenseitiges Interesse:

- IFA-651 IMF/MOX – Detailuntersuchungen des Brennstoffes durch das PSI (SIMS, EPMA) aus Rod 2 wurde durch die Begleitgruppe Brennstoff Swissnuclear unterstützt.
- IFA-650 LOCA – Modellierung des Stabverhaltens in den Experimenten durch STARS/LRS als Auftrag durch die Expertengruppe Sicherheit von Brennstoff.
- IFA-636 Korrosionstest von Standard PWR-Hüllrohren: Der Grenzbereich der Korrosionsschicht von Proben aus dem Versuch soll mit einer im PSI entwickelten Technik charakterisiert werden.

Bereich Mensch – Technik – Organisation (Man, Technology, Organization)

Die Erforschung des menschlichen Leistungsvermögens («Human Performance») bei der Bedienung komplexer Systeme bildet ein Schwerpunkt der MTO-Forschung in Halden. Seit einigen Jahren steht die Verbesserung des Wissensstands in der kognitiven Ergonomie im Vorder-



Eine Visualisierungstechnologie des Halden Virtual Reality Lab macht Strahlenfelder sichtbar und leistet damit einen Beitrag zur Minimierung der Strahlenbelastung für das Betriebspersonal. Quelle: OECD Halden Reactor Project

grund. Darunter versteht man die Systemgestaltung unter Berücksichtigung menschlicher Fähigkeiten und Begrenzungen bezüglich Informationsaufnahme und Informationsverarbeitung. Derartige Studien sind nur dank Einrichtungen wie beispielsweise dem Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) überhaupt möglich.

Im Bereich «Human Performance» nutzt Halden Experimente mit Operateuren aus Kernkraftwerken für die Validierung verschiedener HRA-Methoden. Dabei werden die Voraussagen verschiedener Teams, die mit verschiedenen HRA-Methoden arbeiten, mit den Ergebnissen aus HAMMLAB-Experimenten verglichen. Anhand der Resultate soll die Güte der gemachten Voraussagen verbessert werden. Das PSI beteiligt sich an diesem Validierungsversuch mit eigens entwickelten HRA-Methoden.

Im Bereich «Design & Evaluation of Human System Interfaces and Control Rooms» wurde eine neue Strategie für den Forschungszweig «Human-System Interfaces» erarbeitet. Dabei setzt Halden vermehrt auf die Erprobung von Systemen, welche die kognitive Arbeit des Operateurs optimal unterstützen (so genannte «ecological interfaces», EI). Ein erstes HAMMLAB-Experiment mit 14 verschiedenen Schichten zeigt, dass derartige Systeme die Übersicht der Operateure während schweren Unfallszenarien begünstigen. Bei Szenarien innerhalb der Auslegung schnitten jedoch traditionelle Systeme besser ab.

3.1.4 Behördenorganisationen

Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

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

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 Auf-

gabe, besonders im Hinblick auf die integrierte Aufsicht und speziell auf die Aktualisierung des Regelwerkes. Die Berichte der WENRA sind über deren Internetseite unter www.wenra.org erhältlich.

Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)

Die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD) der WENRA behandelt die Abfall- und Stilllegungsthematik nicht nur bei Kernreaktoren, sondern auch bei allen anderen nuklearen Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs.

Durch die Sicherheitsanforderungen (Safety Reference Levels, SRL) sind bei der Lagerung vier Bereiche abgedeckt, nämlich Sicherheits-Management, Design, Betrieb und Sicherheitsüberprüfung. Bei der Stilllegung kommen zusätzlich Decommissioning-Strategie und Planung hinzu.

WGWD hat 2006 ihre beiden Berichte mit Sicherheitsanforderungen für die Lagerung von abgebrannten Brennelementen, die Lagerung von sonstigen radioaktiven Abfällen sowie die Stilllegung nuklearer Anlagen grundlegend überarbeitet. Dabei wurde die Anzahl der Sicherheitsanforderungen deutlich reduziert. Bei der Überarbeitung wurden jeweils auch die eingegangenen Kommentare aus der externen Vernehmlassung berücksichtigt. Die aktuellen Fassungen sind über die Internetseite der WENRA (www.wenra.org) abrufbar.

In einem so genannten Benchmarking-Verfahren wird nun durch die Vertreter der WENRA-Mitgliedstaaten für jedes Land überprüft, inwieweit die Sicherheitsanforderungen im nationalen Regelwerk und in der betrieblichen Praxis umgesetzt sind.

Reactor Harmonization Working Group (RHWG)

Die RHWG hat in den letzten Jahren so genannte Safety Reference Levels (SRLs) für die Reaktorsicherheit festgelegt, welche das anzustrebende Sicherheitsniveau für Kernanlagen definieren. Die SRLs wurden 2006 erstmals öffentlich vorgestellt und Interessierte zur Kommentierung eingeladen. Auf Grund der eingetroffenen Kommentare hat die RHWG die SRLs nochmals überarbeitet. Die überarbeiteten SRLs sind seit Mitte Januar 2007 auf der Homepage der WENRA (www.wenra.org) abrufbar.

Die HSK ist bestrebt, die SRLs wo notwendig und sinnvoll in ihr Regelwerk zu integrieren. Ausgehend von der 2005 neu in Kraft gesetzten nuklearen Gesetzgebung (KEG, KEV) wird bei der Erstellung von weiteren Verordnungen sowie bei der Überarbeitung der Richtlinien

dieser Integration besonderes Gewicht beigemessen. Ende 2006 waren noch 99 der insgesamt über 300 SRL nicht explizit im Gesetz oder in HSK-Richtlinien festgelegt. Hingegen ist bereits die überwiegende Mehrheit der SRLs in den Kernkraftwerken umgesetzt. Bei den 19 SRLs, die noch nicht in die Praxis umgesetzt sind, handelt es sich um noch ausstehende interne Vorschriften, formalisierte Trainingsprogramme sowie Ergänzungen des Sicherheitsberichtes und anderer Anlagendokumente.

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 soll die gegenseitige Vertrauensbasis zwischen den beiden Ländern gestärkt und die Wirksamkeit der beidseitigen Dispositive zum Schutz der Bevölkerung in Notfallsituationen mit grenzüberschreitenden radiologischen Auswirkungen sichergestellt werden. Um diese Ziele umzusetzen, wurde die «Commission mixte Franco-Suisse de Sûreté des Installations Nucléaires» (CFS) gegründet.

An ihrer Jahrestagung unterrichteten sich die beiden Delegationen gegenseitig über Änderungen und Neuerungen im Bereich der Organisation der Aufsicht. In Frankreich erhält die Aufsichtsbehörde ASN neu den Status einer unabhängigen Verwaltungseinheit. Sie wird in Zukunft von einer fünfköpfigen Kommission geleitet. Das entsprechende Gesetz regelt auch den Zugang zu amtlichen Dokumenten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Von schweizerischer Seite wurde über die Einführung des Bundesgesetzes über das Öffentlichkeitsprinzip in der Verwaltung (BGÖ) und deren Auswirkungen auf die nukleare Aufsicht berichtet.

In Frankreich soll 2007 die erste Bewilligung für einen neuen Kernreaktor des Typs European Pressurized Reactor (EPR) erfolgen. Das Projekt wird durch öffentliche Debatten in verschiedenen Städten Frankreichs, so auch in der Umgebung des neuen Standortes Flamanville, begleitet.

Seit einigen Jahren führen die Schweiz und Frankreich gemeinsame Inspektionen, so genannte «Inspections

Croisées», durch. In 2006 beteiligte sich eine Mitarbeiterin der HSK an einer Inspektion im französischen Kernkraftwerk Fessenheim zum Thema «Sicherheitsmanagement». Im Gegenzug nahm ein Angehöriger der französischen Aufsichtsbehörde an einer Inspektion im Kernkraftwerk Beznau zum Thema «Vorgehen bei Planungsänderungen während der Jahresrevision» teil. Der Informationsaustausch der französischen und der schweizerischen Behörde ist für beide Seiten wertvoll. In Zukunft wird das Protokoll der jährlichen CFS-Tagung öffentlich zugänglich sein.

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, des Landes Baden-Württemberg, des Freistaates Bayern, des Kantons Aargau sowie von Fachstellen beider Länder sind Mitglieder dieser Kommission. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute beider Länder den Informationsaustausch.

An der DSK-Hauptsitzung im Jahre 2006 waren neben dem Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern die Koordination der Notfallschutzmassnahmen in der Umgebung der grenznahen Kernanlagen und die Bedeutung des Sicherheitsmanagements für den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken wichtige Themen. Es zeigte sich, dass auch 2006 ein hoher Sicherheitsstand bei den deutschen und schweizerischen Kernkraftwerken besteht.

Aus aktuellem Anlass wurde ausführlich über die Konsequenzen des Störfalls im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark für die deutschen und schweizerischen Anlagen berichtet. Die Abklärungen zeigten, dass in den Kernkraftwerken beider Länder ein Störfallablauf wie in Forsmark praktisch ausgeschlossen werden kann. Genauere Abklärungen sind allerdings für die deutsche Anlage Brunsbüttel angezeigt.

Die vier Arbeitsgruppen der DSK berichteten über ihre Aktivitäten im Jahre 2006 und über die behandelten Schwerpunktthemen. Diese umfassten die Umsetzung des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken der beiden Länder, ein Vergleich der in den beiden Ländern zu treffenden Massnahmen zum Schutze der betroffenen Bevölkerung bei einem schweren Unfall sowie der radiologische Arbeitsschutz in den Kernanlagen Deutschlands und der Schweiz und Erfahrungen



Besuch im CERN anlässlich der 24. Sitzung der DSK in Genf.

Quelle: HSK

aus der zweiten Überprüfungskonferenz zum gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Joint Convention). Die Zielvorstellungen und Ergebnisse sind in beiden Ländern durchaus vergleichbar. Die Bedeutung eines integrierten Sicherheitsmanagements für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks wurde besonders herausgestrichen.

Der Informationsaustausch der deutschen und der schweizerischen Behörde ist für beide Seiten wertvoll. In Zukunft wird das Protokoll der jährlichen DSK-Tagung öffentlich zugänglich sein.

3.3 Besuche ausländischer Delegationen

3.3.1 Besuch von EDF-Chefinspektor Pierre Wiroth

Im Oktober 2006 besuchte eine fünfköpfige Delegation des IGSN (Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire) unter der Führung von EDF (Electricité de France)-Chefinspektor Pierre Wiroth die HSK. Die Aufgabe des IGSN ist sicherzustellen, dass der nuklearen Sicherheit und

dem Strahlenschutz innerhalb von EDF der richtige Stellenwert beigemessen wird. IGSN leitet zudem interne Diskussionen und Debatten über Sicherheit. Der Chefinspektor investiert rund 30% seiner Ressourcen für Besuche bei ausländischen Kernanlagen und Sicherheitsbehörden.

Die EDF-Inspektoren stellten den Dienst des Chefinspektors und seine Aufgaben innerhalb der Organisation von EDF vor. Die HSK präsentierte die Planung und Durchführung der Inspektionen als Bestandteil der integrierten Aufsicht. Auf besonderes Interesse stiessen die Rolle der PSA und die Verwendung von Risikoinformation in der Inspektionsplanung. Der Besuch wurde durch Besichtigungen im Kernkraftwerk Beznau und im zentralen Zwischenlager ZWILAG abgerundet.

3.3.2 Besuch von NRC Deputy Director Michael Weber

Im Dezember 2006 besuchte Michael Weber, Deputy Director des Office of Nuclear Reactor Regulation der amerikanischen Behörde NRC (Nuclear Regulatory Commission), die HSK. Besprochen wurden die neusten Entwicklungen in der Sicherheitsbeurteilung, insbesondere die Beurteilung der Sicherheitskultur des Betreibers. Ein weiteres wichtiges Thema in beiden



EDF-Chefinspektor Wiroth (links) mit HSK-Direktor Ulrich Schmocker anlässlich eines Arbeitsbesuches bei der HSK Quelle: HSK



Besuch von Michael Weber (4. v. links), Deputy Director, Office of Nuclear Reactor Regulation. Quelle: HSK

Ländern ist die Alterungsüberwachung bei Anlagen, die über 30 Jahre in Betrieb stehen. Dieselben Themen wurden auch anlässlich des Anlagenrundgangs im Kernkraftwerk Leibstadt zusammen mit dem Betreiber der Anlage besprochen.

3.4 Osthilfe

Nach der Auflösung der Sowjetunion Anfang der 90er-Jahre standen zahlreiche Staaten Osteuropas vor der Herausforderung, innerhalb kurzer Zeit eine eigene Aufsichtsbehörde aufbauen zu müssen. Die HSK hat deshalb seit Beginn der 90er-Jahre osteuropäische Aufsichtsbehörden beim Aufbau der Aufsicht über ihre Kernanlagen unterstützt. Im Jahre 2005 hat die HSK zudem die Federführung in der interdepartementalen Koordination für Osthilfeprojekte im Bereich der nuklearen Sicherheit übernommen.

3.4.1 Neuausrichtung des Center for Nuclear Safety in Central and Eastern Europe (CENS)

CENS wurde 2002 mit finanzieller Unterstützung der DEZA (Direktion für Entwicklung und Zusammenarbeit) und mit fachlicher Unterstützung durch die HSK gegründet. Ziel war damals, ein Zentrum für nukleare Sicherheit im osteuropäischen Raum zu etablieren, das vor allem für die Aufsichtsbehörden in dieser Region eine fachliche Unterstützung bieten kann. Um dieses Ziel umzusetzen, organisierte CENS eine Reihe von Workshops und Ausbildungskursen und erarbeitete spezifische Stellungnahmen zu einzelnen Projekten.

Durch die Erweiterung der EU Richtung Osten verlor CENS an Bedeutung für die osteuropäischen nuklearen Aufsichtsbehörden. Diese mussten sich mehr nach Brüssel orientieren und erhielten von dort auch entsprechende fachliche und vor allem finanzielle Unterstützung. Die Folge war, dass CENS weiterhin stark von einzelnen Geldgebern abhängig blieb, insbesondere von der DEZA. Diese hatte aber aus strategischen Gründen entschieden, den nuklearen Bereich in Osteuropa nicht mehr weiter zu unterstützen und kündigte ihre Unterstützung für CENS.

Eine von der HSK durchgeführte Umfrage bei osteuropäischen Behörden zeigte, dass die ursprüngliche Idee von CENS heute wegen der EU-Erweiterung nicht mehr die gleiche Bedeutung hat wie bei ihrer Gründung. Eine grundlegende Neuausrichtung der CENS wurde deshalb notwendig. Diese musste vermehrt auch wirtschaftliche Aufgaben umfassen. Diese Neuausrichtung war sinnvoll, konnte aber von der HSK und der DEZA weder finanziell noch fachlich weiter unterstützt werden. Im Rahmen der Neuausrichtung hat CENS auch ihren Namen zu CES (Center for Energy Systems) geändert.

3.4.2 Unterstützung beim Aufbau eines Managementsystems für das armenische NRSC

In Zusammenarbeit mit der deutschen Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) unterstützt die HSK die Entwicklung eines Managementsystems bei der armenischen Support-Organisation «Nuclear Radiation and Safety Center (NRSC)».

Das NRSC beschäftigt derzeit 24 Mitarbeitende und arbeitet unter anderem für die armenische Aufsichtsbehörde ANRA. ANRA hat schon früher mit HSK-Unterstützung ein Management-System aufgebaut und hat dafür mittlerweile ein ISO-9001-Zertifikat erhalten. Um einen einheitlichen Qualitätsstandard zu erreichen, entstand die Forderung, NRSC müsse ebenfalls ein QM-System einführen.

Ein Projekttreffen im September 2006 in München diente der Schulung der NRSC-Mitarbeiter in den Grundlagen und der Philosophie eines Managementsystems sowie in der Methodik zur Erarbeitung einer Prozesslandschaft und Prozessbeschreibung. Ausgegangen wurde von Entwürfen von Systemdokumenten, die von der GRS zur Verfügung gestellt wurden. Die HSK stellt in diesem Projekt die Fachkompetenz für den Aufbau eines Managementsystems zur Verfügung.

3.4.3 Technische Unterstützung des Seco bei der Verwaltung der EBRD-Fonds

Die HSK unterstützt das Ressort Multilaterale Finanzierungsinstitutionen (WEMF) des Seco bei der Zusammenarbeit zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Osteuropa. Das WEMF vertritt die Schweiz bei allen durch die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) verwalteten Nuklearfonds. Dabei handelt es sich um den Nuclear Safety Account (NSA), den Chernobyl Shelter Fund (CSF), den Ignalina International Decommissioning Support Fund (IDSF), den Kozloduy International Decommissioning Support Fund (KDSF) und den Bohunice International Decommissioning Support Fund (BDSF).

Bei der Verwaltung der EBRD-Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren erfolgreiche Bewältigung auch gewisse technische Kenntnisse über die nukleare Sicherheit und über die Leitung von kerntechnischen Grossprojekten voraussetzen. Die HSK stellt dem Seco ihre Fachkompetenz in diesem Bereich zur Verfügung. Sie unterstützt die Vertreter des Seco an



Abschluss-symposium des SWISRUS-Projektes in Moskau.

Quelle: HSK

den Sitzungen der Beitragszahler der Fonds (Meeting of Contributors) sowie bei der Vor- und Nachbereitung der Sitzungen.

Anlässlich der Sitzung der EBRD-Geberstaaten im Dezember 2006 in London informierte die EBRD über:

- Die Errichtung eines Trockenlagers für abgebrannte Brennelemente aus den drei stillgelegten RBMK-Reaktoren des Kernkraftwerks Chernobyl. Die bisherige Auftragnehmerin hat ihre Arbeiten in Chernobyl eingestellt und ihre Absicht signalisiert, vom laufenden Vertrag zurücktreten zu wollen. Somit müssen einerseits die Konditionen für die Entlassung der Auftragnehmerin aus ihren Verpflichtungen ausgehandelt werden. Andererseits muss ein neuer Auftragnehmer gefunden werden, der das Projekt erfolgreich zu Ende führen kann.
- Die Errichtung einer Anlage für die Behandlung flüssiger radioaktiver Abfälle aus den Kernkraftwerken in Chernobyl. In diesem Projekt ist die bisherige Auftragnehmerin bereits aus ihren Verpflichtungen entlassen worden, und die Verantwortung für die Fertigstellung und Inbetriebnahme der Anlage liegt nun beim Betreiber der Kernanlagen von Chernobyl.

3.4.4 Erfolgreicher Abschluss des SWISRUS-Projektes (1994 – 2006)

SWISRUS, das bislang umfangreichste Osthilfeprojekt der HSK, wurde im Oktober 2006 nach zwölfjähriger Aktivität mit einem Symposium in Moskau erfolgreich abgeschlossen. An diesem Symposium wurden die wichtigsten Projektergebnisse sowie deren Implikationen für die Aufsicht über die nukleare Sicherheit in Europa diskutiert.

Das SWISRUS-Projekt wurde 1994 von HSK und DEZA zusammen mit dem russischen Projektträger SEC NRS (Supportorganisation der russischen Sicherheitsbehörde) initiiert, um technische Unterstützung und Wissenstransfer im Bereich der probabilistischen Sicherheitsanalysen und des Risikomanagements zu gewährleisten. Im Rahmen des Projektes wurde innerhalb von SEC NRS eine Abteilung aufgebaut, welche PSA-Studien durchführen und PSA-Studien von russischen KKW-Betreibern begutachten kann.

Am abschliessenden Symposium in Moskau waren nebst den Projektpartnern auch Vertreter der Schweizer Botschaft in Moskau sowie Journalisten der lokalen und internationalen Presse anwesend.

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

Das Kernenergiegesetz (KEG) und die Kernenergieverordnung (KEV) haben am 1. Februar 2005 das alte Atomgesetz abgelöst. Sie bilden zusammen mit dem Strahlenschutzgesetz (StSG), der Strahlenschutzverordnung (StSV), weiteren Spezialverordnungen und Transportvorschriften sowie den Richtlinien heute die wesentlichen Arbeitsgrundlagen der HSK.

Die Rechtsmittelinstanz für die in der neuen Gesetzgebung vorgesehenen Beschwerdemöglichkeiten hat am 1. Januar 2007 geändert. Für alle Beschwerden ist in erster Instanz neu nur noch das Bundesverwaltungsgericht in Bern (später in St. Gallen) zuständig. Auch im Jahr 2006 wurden im Aufsichtsbereich der HSK keine Beschwerden eingereicht.

4.1 In Kraft getretene Verordnungen

Am 1. Juli 2006 hat der Bundesrat vier weitere, auf dem KEG basierende Verordnungen in Kraft gesetzt. Es sind dies die Verordnungen über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen (VAPK), über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK), über die Personensicherheitsprüfungen im Bereich Kernanlagen (PSPVK) und über die Betriebswachen von Kernanlagen (VBWK). Beim Erstellen der Verordnungen VAPK und VBRK war die HSK massgeblich beteiligt.

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

Die VAPK regelt die Anforderungen an die Qualifikation, Ausbildung und Eignung des Personals von Kernanlagen, welches für die nukleare Sicherheit von Bedeutung ist. Für Funktionen, die für den operativen Betrieb aus sicherheitstechnischer Sicht eine spezielle Bedeu-

tung haben, wird dazu in der VAPK eine Zulassungspflicht (bisher Lizenzpflicht) verankert. Der Inhalt der VAPK entspricht weitgehend der bisherigen Praxis. Die Verordnung gliedert sich grob in drei Teile: Bestimmungen für Kernkraftwerke (KKW), Bestimmungen für andere Kernanlagen sowie Bestimmungen für alle Kernanlagen. Die geregelte Materie hat weitreichende Auswirkungen auf das Personal von Kernanlagen.

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

KEG und KEV legen die Grundsätze für die nukleare Sicherheit fest. Die Anforderungen für in Kernanlagen eingebaute Behälter und Rohrleitungen sind in Artikel 32 KEV (Instandhaltung) und Artikel 35 KEV (Alterungsüberwachung) enthalten. Im Weiteren legt die KEV im Anhang 4 Ziffer 3 unter anderem die sicherheitstechnische Klassierung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen von Kernanlagen fest. Diese Klassierung erfolgt auf Grund der Bedeutung der Ausrüstungen für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz. Sie umfasst unter anderem die Behälter und Rohrleitungen in einer Kernanlage, deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann.

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

4.2 Geplante Verordnungen

Die HSK hat bei der Ausarbeitung von weiteren Verordnungen mitgearbeitet, die Anfang 2008 in Kraft gesetzt werden sollen.

4.2.1 Verordnung über die Gefährdungsannahmen und Kriterien für die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle

Art. 8 KEV regelt die Anforderungen an den Schutz gegen Störfälle mit Ursprung innerhalb oder ausserhalb der Anlage. Als Störfälle mit Ursprung innerhalb der Anlage gelten insbesondere Reaktivitätsstörung, Kühlmittelverlust, Verlust der Wärmesenke, Brand, Überflutung, mechanische Einwirkung infolge Komponentenversagen, Beschädigung von Hüllrohren bei der Handhabung von Brennelementen, Versagen von Betriebssystemen, unerwünschtes Ansprechen oder fehlerhaftes Funktionieren von Sicherheitssystemen und Fehler des Personals. Als Störfälle mit Ursprung ausserhalb der Anlage gelten insbesondere Störfälle, die ausgelöst werden können durch Erdbeben, Überflutung, unfallbedingten Absturz von zivilen und militärischen Flugzeugen auf die Anlage, Sturmböe, Blitzschlag, Druckwelle, Brand, Verlust der externen Stromversorgung und Beeinträchtigung oder Unterbruch der externen Kühlwasserzufuhr. Art. 8 Abs. 6 KEV beauftragt das UVEK, eine Verordnung über die spezifischen Gefährdungsannahmen und die Bewertungskriterien für den Schutz gegen Störfälle in Kernanlagen zu erlassen. Die HSK wird beauftragt, die Methodik und die Randbedingungen für die Störfallanalyse gemäss Art. 94 StSV festzulegen.

4.2.2 Verordnung über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken

Das neue KEG sieht keine Laufzeitbeschränkung für bestehende Kernanlagen vor. Diese dürfen betrieben werden, solange sie sicher sind. Die unbeschränkte Betriebsdauer verlangt im Gegenzug nach einer starken Aufsicht und klaren Kriterien bezüglich der Frage, ob eine Anlage noch sicher genug ist. In Art. 22 Abs. 3

KEG ist deshalb vorgesehen, dass der Bundesrat die Kriterien bezeichnet, bei deren Erfüllung der Bewilligungsinhaber die Kernanlage vorläufig ausser Betrieb nehmen und nachrüsten muss. Die drei anzuwendenden Kriterien sind in Artikel 44 Absatz 1 KEV festgelegt. Danach muss ein Kernreaktor ausser Betrieb genommen und nachgerüstet werden, wenn Ereignisse oder Befunde zeigen, dass die Kernkühlung bei Störfällen oder die Integrität des Primärkreislaufes oder des Containment nicht mehr gewährleistet ist. Die auszuarbeitende Verordnung regelt die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung dieser Kriterien.

4.2.3 Verordnung über die Gefährdungsannahmen von Kernanlagen und Kernmaterialien zum Schutz vor Sabotage

Diese Verordnung betrifft die Sicherung der Kernanlagen gegen Sabotage. Dieser Bereich ist bei der Sektion Sabotageschutz von Kernanlagen und Safeguards beim Bundesamt für Energie (BFE) in Bern angesiedelt. Es werden darin die Grundsätze für die Gefährdungsannahmen für die Sicherung und die baulichen, technischen, organisatorischen und administrativen Anforderungen an Sicherungsmassnahmen geregelt.

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

Die schweizerische Strahlenschutzgesetzgebung ist weitgehend kompatibel mit den europäischen Strahlenschutzverordnungen. Beide basieren auf den Empfehlungen der internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP). Die ICRP plant, neue Empfehlungen herauszugeben. Diese werden wahrscheinlich eine Anpassung der EU-Richtlinien und der Strahlenschutzverordnung (StSV) der Schweiz zur Folge haben. Zwischen den mit Strahlenschutz hauptsächlich befassten Aufsichtsbehörden BAG, HSK und Suva besteht heute Konsens, dass die Aufsicht im Hochdosisbereich verstärkt werden muss, hingegen sollte auf administrative Massnahmen im niedrigen Dosisbereich nach Möglichkeit verzichtet werden. Neben der Strahlenschutzverordnung werden auch die Departementsverordnungen betreffend Dosimetrie und Ausbildung im Strahlenschutz revidiert und obsoletere Departementserlasse aufgehoben.

Einige geplante Änderungen der Strahlenschutzverordnung betreffen den Aufsichtsbereich der HSK. Es sind dies die Einführung eines Aus- und Fortbildungsregisters, die Anforderungen an Abschirmungen an selten begangenen Orten, die Verankerung des Zonenkonzeptes in der Strahlenschutzverordnung, die Senkung der Aktivitätsschwelle für die Meldepflicht des Standortes von Strahlenquellen sowie die Festlegung von Beurteilungsgrößen für die Bestrahlung aus Flächen- und Volumenkontaminationen.

4.3 Revision aller Richtlinien der HSK

Die HSK verfügte bisher über ein historisch gewachsenes Aufsichtskonzept und Regelwerk. Diesem mangelte es zum Teil an Konsistenz und Systematik, was die Lesbarkeit, den Vollzug und die periodische Überarbeitung erschwerte. Zudem verlangt die neue Kernenergiegesetzgebung an verschiedenen Stellen explizit eine Regelung durch die Aufsichtsbehörden. Die Inkraftsetzung des KEG wurde daher zum Anlass genommen, alle Richtlinien der HSK grundsätzlich zu überarbeiten, neu zu strukturieren, konsistent zu machen und dem internationalen Stand der Technik anzugleichen.

Zusammen mit dem Inkrafttreten des KEG wurde im Jahr 2005 ein neues Konzept und ein Umsetzungsplan erstellt. Die Benennung der Richtlinien wird ebenfalls ändern. Richtlinien von übergeordnetem Charakter werden neu mit einem G (für **Generell**) gekennzeichnet. Richtlinien zur **Anlagenbegutachtung** tragen ein A, solche zur **Betriebsüberwachung** ein B.

Der für die Erneuerung der Richtlinien benötigte Aufwand war grösser als ursprünglich angenommen. Es zeigte sich, dass kaum eine bestehende Richtlinie unverändert in das neue Regelwerk übernommen werden kann, weil die Schnittstellen zum übergeordneten Regelwerk (namentlich zum KEG und den dazu gehörenden Verordnungen) und zwischen den Richtlinien neu abzustimmen sind. Trotzdem liegen bei einer grösseren Zahl von Richtlinien fortgeschrittene Entwürfe vor. Die erste Richtlinie nach der neuen Struktur ist im Februar 2007 verabschiedet worden. Die Überarbeitung aller HSK-Richtlinien wird mindestens noch bis Ende 2008 dauern. Die Vernehmlassungsentwürfe von Richtlinien werden seit Anfang 2007 auf der HSK-Homepage (www.hsk.ch) veröffentlicht. Interessierte können dazu schriftlich Stellung nehmen.

4.4 Neues Verfahren bei Neu- und Umbau von Anlageteilen

Nach dem alten Atomgesetz waren für den Bau einer Kernanlage eine Reihe von Bewilligungen und Konzessionen erforderlich. Neben der atomrechtlichen Bewilligung handelte es sich einerseits um Bewilligungen nach Bundesrecht (z.B. Gewässerschutzbewilligung, Rodungsbewilligung). Diese wurden zum Teil von Bundesbehörden und zum Teil von kantonalen Behörden erteilt. Mit der Inkraftsetzung des KEG wurde gleichzeitig das Bundesgesetz über die Koordination und Vereinfachung von Entscheidungsverfahren für Kernanlagen für anwendbar erklärt. Das heisst, dass die Einhaltung der bundes- und kantonrechtlichen Vorschriften durch eine einzige Behörde erstinstanzlich beurteilt wird. Alle durch das eidgenössische und kantonale Recht vorgesehenen Bewilligungen werden in einem Gesamtentscheid erteilt. Wer eine Kernanlage errichten oder ändern will, braucht somit nur noch eine Baubewilligung des Eidg. Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK). Das kantonale Recht ist durch die Bewilligungsbehörde zu berücksichtigen, soweit es das Projekt nicht unverhältnismässig einschränkt.

Dieser Wechsel zum Koordinationsverfahren hat auch Auswirkungen auf die Arbeitsweise der HSK. Die HSK erteilt bei Änderungen einer Kernanlage, die nicht wesentlich von einer Bewilligung abweichen, jedoch einen Einfluss auf die nukleare Sicherheit haben können, Freigaben. Im Rahmen von solchen Freigaben muss die HSK nun auch Stellungnahmen von kantonalen und eidgenössischen Stellen einholen und diese – zusammen mit allfälligen Auflagen – in ihre Freigaben einbauen.

4.5 Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG)

Die HSK ist als Aufsichtsbehörde des Bundes auf dem Gebiet der Kernenergie heute administrativ ein Teil des Bundesamtes für Energie (BFE). Mit dem Bundesgesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSIG) sollen die Vorgaben des Übereinkommens über die nukleare Sicherheit und des KEG umgesetzt werden und die HSK rechtlich verselbstständigt werden.

Das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (ENSI) wird die gleichen Aufgaben haben, die heute von der HSK wahrgenommen werden. Es soll als öffentlich-

rechtliche Anstalt ausgestaltet werden, die über funktionelle, institutionelle und finanzielle Unabhängigkeit sowie über eine zeitgemässe Führungsstruktur verfügt. Vorgesehen ist ein Organ mit Leitungs- und Steuerungsfunktion analog einem Verwaltungsrat (ENSI-Rat), einer Geschäftsleitung und einer Revisionsstelle. Die Unabhängigkeit des ENSI verlangt im Gegenzug nach einer Rechenschaftspflicht und der politischen Oberaufsicht durch den Bund.

Mit Beschluss vom 21. Dezember 2005 ermächtigte der Bundesrat das Eidg. Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK), die Vernehmlassung zum ENSI-Gesetz durchzuführen. Die Vernehmlassungsfrist dauerte bis am 31. März 2006. 72 Stellungnahmen wurden eingereicht. Die rechtliche Verselbstständigung der HSK wurde von den meisten Vernehmlassungsteilnehmern begrüsst. Viele von ihnen verlangen, dass das ENSI nicht nur die Aufsicht über die nukleare Sicherheit, sondern auch über die nukleare Sicherung (Schutz gegen Sabotage und Entwendung von Kernmaterial) ausübt. Kontrovers beurteilt wird vor allem die im Vernehmlassungsentwurf vorgeschlagene Auflösung der Eidgenössischen Kommission für die Sicherheit von Kernanlagen (KSA).

Die Botschaft und der Entwurf zum ENSIG wurden vom Bundesrat am 18. Oktober 2006 verabschiedet. In seinem Beschluss hält der Bundesrat an der Aufhebung der KSA fest.

4.6 Das neue Öffentlichkeitsgesetz des Bundes (BGÖ)

Am 1. Juli 2006 ist das BGÖ in Kraft getreten. Das BGÖ ist ein Gesetz, welches die Transparenz über den Auftrag, die Organisation und die Tätigkeit der Verwaltung fördern soll. Dieses Ziel soll erreicht werden durch den Zugang der Öffentlichkeit zu amtlichen Dokumenten. Auch die HSK unterliegt als Teil der Bundesverwaltung diesem Gesetz. In Hinblick auf das neue Gesetz hat die HSK umfangreiche Vorarbeiten geleistet: Sie veröffentlicht neu eine Liste ihrer Geschäfte und Projekte im Internet. Diese Liste wird regelmässig aufdatiert. Intern wurden alle Mitarbeitenden geschult und für das neue Gesetz sensibilisiert.

Die Einführung des BGÖ hat bisher zu sehr wenigen Einsichtsgesuchen geführt. Bis Ende 2006 sind drei Gesuche um Herausgabe von amtlichen Dokumenten eingegangen. Zwei davon haben Dokumente betroffen, welche bereits im Internet der HSK aufgeschaltet sind.

Das dritte Gesuch wurde im Zusammenhang mit dem Zwischenfall im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark gestellt. Es musste abgelehnt werden, weil zu jenem Zeitpunkt die Abklärungen noch nicht abgeschlossen waren. In der Zwischenzeit hat die HSK ihre eigenen Abklärungen zu Forsmark abgeschlossen und ihre Ergebnisse in einem Bericht veröffentlicht, der auch im Internet einsehbar ist.

4.7 Integrierte Aufsicht

Die von der HSK beaufsichtigten Anlagen werden länger, mit höherer Leistung und kürzeren Stillstandszeiten betrieben als ursprünglich geplant. Sie werden stark modernisiert. Die Eigentumsverhältnisse wandeln sich. Der Elektrizitätsmarkt wird internationalisiert. Die gesetzlichen Grundlagen für die Bewilligung von Kernanlagen, die Aufsicht über die Kernanlagen sowie der Zugang der Öffentlichkeit zu Dokumenten der Bundesverwaltung sind vollständig neu aufgebaut worden.

Damit die Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen mit den Anforderungen der Zeit Schritt hält, setzt die HSK die umfassende Erneuerung ihres Aufsichtskonzepts fort. Die übergeordnete Zielsetzung besteht darin, die nukleare Sicherheit wirksam zu gewährleisten, die Wahl der Mittel ausgewogen vorzunehmen und ihre Entscheidungen bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit und der Anordnung von Massnahmen nachvollziehbar gegenüber den Bewilligungsinhabern und der Öffentlichkeit zu begründen. Die HSK nennt den neuen Ansatz «Integrierte Aufsicht». Kennzeichnend dafür ist eine konsequente Systematisierung aller Aufsichtsprozesse. Im Zuge dieser Systematisierung werden historisch gewachsene Unterschiede kritisch hinterfragt.

Im Zentrum der integrierten Aufsicht steht ein neues System zur systematischen Bewertung der nuklearen Sicherheit. Das System und Ergebnisse für das Jahr 2006 sind im Aufsichtsbericht 2006 dargestellt. Seit April 2006 dokumentiert die HSK ihre Inspektionen in einer auf die systematische Sicherheitsbewertung ausgerichteten Weise. Damit wird für jeden Inspektionsgegenstand sichtbar gemacht, welche Bedeutung dieser im Rahmen der Sicherheitsvorsorge der betreffenden Kernanlage hat. Klare Bewertungsmassstäbe und Vorgaben zum behördlichen Vorgehen stellen sicher, dass jede festgestellte Schwachstelle zu einer Forderung der HSK führt und die HSK die Erfüllung dieser Forderungen überwacht.

Die HSK passt ihre Richtlinien an die neuen gesetzlichen

Grundlagen so an, dass die Kernanlagen über ihr Betriebsgeschehen in Zukunft in einer auf die systematische Sicherheitsbewertung abgestimmten Weise berichten. So werden die Vorgaben für die Meldung von Vorkommnissen und die periodische Berichterstattung aktualisiert.

Die Umsetzung der integrierten Aufsicht beeinflusst nicht allein die Arbeitsweise der HSK, sondern auch diejenige der Kernanlagen. Indem die Aufsichtsbehörde die Aufmerksamkeit systematisch auf die einzelnen Ebenen der gestaffelten Sicherheitsvorsorge lenkt, auf die einzelnen Schutzziele, auf die Integrität der einzelnen Barrieren, auf Auslegungs-Vorgaben, Betriebs-Vorgaben, den Zustand und das Verhalten der technischen Anlage und nicht zuletzt auf den Zustand und das Verhalten von Mensch und Organisation, lenkt sie auch die Aufmerksamkeit der Betreiber von Kernanlagen syste-

matisch auf diese Bereiche. Das wird sich auch auswirken auf die Art und Weise, wie die Betreiber selbst die Sicherheit ihrer Anlagen bewerten werden, namentlich im Rahmen der gesetzlich verlangten systematischen Sicherheitsbewertungen und der periodischen Sicherheitsüberprüfungen. Die integrierte Aufsicht fördert damit auf beiden Seiten eine Vereinheitlichung des Verständnisses von nuklearer Sicherheit, bei der Aufsichtsbehörde und bei den Betreibern.

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

5. Analyse und Ausblick

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

Die von der HSK unterstützten Forschungsprojekte tragen in verschiedener Weise zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit bei. Neben der direkten Berücksichtigung der Forschungsergebnisse im Regelwerk wird das Fachwissen der HSK erweitert und bleibt auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Die HSK erhält Zugang zu internationalen Datenbanken mit Störfallursachen, -verläufen und -häufigkeiten und ist im stetigen Kontakt mit ausgewiesenen Experten auf dem Gebiet der Sicherheitsforschung. Die HSK verbessert damit ihre Fachkompetenz für die Überwachung der Kernanlagen, für die Beurteilung der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers sowie für Unfallbeherrschungsstrategien und die Notfallplanung. Nicht zuletzt stellen die unterstützten Forschungsprojekte auch ein Mittel zur Nachwuchsförderung dar.

Einige Forschungsergebnisse mit direkten Auswirkungen für die Aufsicht sollen als Beispiele hervorgehoben werden:

■ *Massnahmen gegen schwere Unfälle:* Das Projekt MWSI liefert wichtige Erkenntnisse zu den komplexen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten eine Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekühlt werden kann. Diese Erkenntnisse werden bei Entscheidungen über technische Nachrüstungen und bei der Optimierung von Unfallbeherrschungsstrategien und der Notfallplanung eine Rolle spielen.

■ *Opalinuston als Wirtgestein eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle:* Im Rahmen des Projekts Mont-Terri wurde das Experiment EZ-B durchgeführt, mit welchem die durch den Stollenbau verursachten Veränderungen im Tongestein untersucht werden. Diese Erkenntnisse, insbesondere der Einfluss einer möglichen Freisetzung von Radionukliden über die Auflockerungszone entlang der unterirdischen Erschliessungsbauwerke des Lagers, sind bei der Überprüfung des Entsorgungsnachweises in das Gutachten der HSK eingeflossen.

■ *Spannungsrissskorrosion:* Das Projekt KORA liefert wertvolle Erkenntnisse zu einem komplexen Alterungs- und Schädigungsmechanismus, der so genannten Spannungsrissskorrosion. Die dabei gewonnenen Daten fliessen nicht nur in international anerkannte Grenzkurven ein, sondern helfen auch der HSK bei der allgemeinen Einschätzung des Versagensrisikos von Komponenten.

Die HSK wird ihre Forschungsstrategie überarbeiten. Die Sicherheitsforschung muss so definiert werden, dass aus den Forschungsprojekten auch in Zukunft ein möglichst grosser Nutzen für die Aufsichtstätigkeit der HSK und damit für die nukleare Sicherheit resultiert. Als zukünftige Herausforderungen stehen dabei der Know-how-Verlust in der Kernenergiebranche, Betriebsdauerverlängerungen und der Ersatz der bestehenden Werke im Vordergrund.

Die Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen haben keine Lücken in den technischen und organisatorischen Vorkehrungen der schweizerischen KKW aufgezeigt. Das auslegungsgemässe Verhalten der schweizerischen Anlagen bei ähnlichen Störungen wurde in der Praxis schon mehrfach bestätigt. Die untersuchten Vorkommnisse bestätigten einmal mehr, dass die Kontrolle und Überwachung der Arbeiten von Fremdfirmen oder Lieferanten und die Ausbildung des Schichtpersonals eine grosse Bedeutung für die betriebliche Sicherheit haben.

Die HSK hat 2006 begonnen, ihre bestehenden Richtlinien im Rahmen der neuen Kernenergiegesetzgebung grundsätzlich zu überarbeiten. Das neue HSK-Regelwerk soll umfassend sein, strukturiert, konsistent und dem internationalen Stand der Technik entsprechen. Dabei steigt die Bedeutung internationaler Sicherheitsanforderungen. Nebst den Safety Standards der IAEA, die schon bei der Ausarbeitung der Kernenergieverordnung berücksichtigt wurden, wird nun in den kommenden Jahren auch der europäische Standard der WENRA im Regelwerk berücksichtigt. Die erste Richtlinie nach der neuen Struktur wurde im Februar 2007 verabschiedet. Die Überarbeitung aller HSK-Richtlinien wird mindestens noch bis Ende 2008 dauern.

Mit der Verabschiedung der Botschaft zum Gesetz über das Eidgenössische Nuklear-Sicherheitsinspektorat (EN-SIG) durch den Bundesrat wurde ein wichtiger Schritt auf dem Weg der Unabhängigkeit getan. Im dritten

Kreis der Bundesverwaltung wird die HSK über mehr Autonomie verfügen und kann so auf neue Herausforderungen flexibler reagieren.

Parallel zu den Umsetzungsarbeiten zum ENSIG arbeitet die HSK weiter an ihrem neuen Aufsichtskonzept, der «Integrierten Aufsicht». Diese Arbeiten enden nicht mit dem formellen Abschluss der laufenden Projekte Ende 2007, sondern sollen in den nächsten Jahren weitergeführt werden. Im zukünftigen Projekt werden folgende Aspekte vertieft:

- Die Methodik zur Gewichtung von Bewertungen einzelner Aspekte der nuklearen Sicherheit wird weiter entwickelt.
- Die Systematik der integrierten Aufsicht soll bei der Harmonisierung von Betriebsvorgaben berücksichtigt werden.
- Das Inspektionswesen der HSK wird ausgebaut.

Die HSK will ihre Präsenz in den Kernkraftwerken ausbauen und vermehrt den betrieblichen Alltag beobachten. Auch ihre Aufsicht über die Alterungsüberwachung und im Bereich Mensch und Organisation wird intensiviert. Als Endziel sollen die Perspektiven der integrierten Aufsicht in die Arbeitsweise der Betreiber einfließen, namentlich in die Planung von Instandhaltungsarbeiten und in die Sicherheitsbewertungen der Betreiber.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

KORA	81
DIAGNOSTIK-II	109
STARS	139
MSWI	169
Code Assessment Program for MELCOR 1.8.6	197
OECD Fire Project	207
OECD CABRI	215
Zusammenarbeit in der Dosimetrie	219
Zusammenarbeit in der Radioanalytik	225
Mont Terri	231
Human Reliability Analysis	241
Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW	249
OECD Halden Reactor Project	255

KORA

Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

Author and Co-Author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, B. Gerodetti, B. Baumgartner, L. Nue
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://lww.web.psi.ch/lww/projects_cs.shtml
Duration of the Project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

The KORA project deals with the quantitative characterization of environmentally-assisted crack growth in austenitic stainless steels and dissimilar metal welds under BWR and PWR conditions and the evaluation of the potential of the electrochemical noise (EN) measurement technique for the early detection of stress corrosion cracking (SCC) initiation in stainless steels under BWR conditions. In this first annual report, the background and motivation for the different sub-projects are briefly reviewed followed by a summary and discussion of the most important interim results with some very preliminary conclusions. Finally, the current project status is critically assessed and the perspectives for 2007 are outlined. The investigations revealed the following preliminary interim results:

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: Both under BWR/NWC- & HWC-conditions relevant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in all investigated solution annealed or sensitized stainless steels at low loading frequencies below 0.1 Hz. Below this frequency, the cycle-based crack advance per fatigue cycle da/dN was increasing with decreasing loading frequency down to the lowest loading frequency tested ($3 \cdot 10^{-6}$ Hz). Under comparable loading conditions, the corrosion fatigue crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were a factor of 2 to 4 higher than under HWC conditions at low corrosion potentials. Under HWC conditions, neither environmental (ECP, temperature) nor material parameters (steel grade, sensitization, product form, ...) had a strong effect on the corrosion fatigue crack growth. Both under BWR/NWC and HWC conditions, the current ASME XI fatigue crack

growth curves were increasingly exceeded with decreasing loading frequencies below 0.1 Hz.

Sub-project-II – Detection of SCC Initiation by EN Measurements: Two new high- and room-temperature SCC facilities with simultaneous EN measurement were constructed and commissioned and the EN facility was qualified within an international round robin program. Preliminary investigations in high-temperature water indicated that SCC detection by EN might be possible, but further tests with optimized facilities and with an independent on-line SCC detection method are required. A pre-test indicated that the disturbance of EN signals by the reversed direct current potential drop method might be reduced to an acceptable level, so that both methods might be used simultaneously.

Sub-project-III – EAC in Alloy 182 Weld Metal & Dissimilar Metal Welds: Both the round robin program & the investigations with the dissimilar metal weld have confirmed the high SCC susceptibility of Alloy 182 under BWR/NWC conditions and the adequacy of the Swedish disposition curve for this material. In the dissimilar metal weld specimens, cessation of SCC crack growth in the Alloy 182 weld metal was observed at the fusion boundary and no crack relevantly propagated into the adjacent low-alloy RPV steel, which basically confirms the service experience of such welds, where cracking usually was confined to the Alloy 182 weld metal.

The overwhelming part of the project goals and milestones for 2006 has been achieved. The preparation of the report on the literature survey on environmental effects on fatigue in stainless steels is slightly delayed with respect to the original time schedule, but this is not thought to be critical for the further progress of the project.

1. Introduction

The new nuclear legislation in Switzerland (Kernenergiegesetz, KEG), which became effective in 2005, does not foresee a specific and general limitation of the (license) lifetime of nuclear power plants (NPP) but requires that the current high safety level is maintained and adequately increased as well as continuously monitored during the whole operation period. Under the new nuclear energy regulation (Kernenergieverordnung, KEV), NPP will be provisionally taken out of operation if the integrity of the primary coolant circuit and of the containment or the core coolability should not be fully assured. In such a case, relevant maintenance and retro-fitting measures have then to be implemented by the utility to obtain the re-operation grant through the safety authority.

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss NPP fleet (21 to 37 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) is therefore placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing and degradation [1].

1.1 Structural Integrity of Primary Pressure Boundary Components

Primary pressure boundary components (PPBC) are one of the multiple safety barriers in light water reactors (LWR) against the release of radioactive fission products. PPBC are very safety-critical systems because their failure could lead to impairment of the ability to cool the fuel, and in extreme cases to loss of confinement of radioactive fuel with release of fission products. Furthermore, the reactor pressure vessel (RPV) is very difficult to replace and therefore determines the technical lifetime of a LWR.

The PPBC are subjected to several ageing and degradation mechanisms, which can result in the formation and sub-critical growth of cracks (environmentally-assisted cracking, fatigue) and a reduction of material toughness (irradiation embrittlement and thermal ageing) or of wall thickness (flow-accelerated corrosion). In case of the absence of an adequate ageing management program these degradation mechanism could finally lead to a large leak or component failure in worst case situations. Maintaining and assuring the structural integrity of these components during the whole anticipated

lifetime is therefore a critical key issue in lifetime management. This basically involves the avoidance of cracking or the timely detection of cracks by non-destructive testing (NDT) before they reach a critical size, the avoidance of unacceptable reduction of material toughness and of large leaks and the assurance of leak before break behaviour. [2]

Demonstration of structural integrity and of sufficient safety margins in case of PPBC have to be based on deterministic flaw tolerance evaluations, since the formation of cracks during service (as shown by service experience) and the presence of incipient cracks (resolution limits and detection probability of NDT methods) cannot be fully ruled out. Such evaluations require reliable quantitative information on the actual degradation stage of the aged components and on the time evolution of the ageing and degradation mechanism as well as an accurate knowledge of the local system and boundary conditions during LWR operation. [2]

1.2 Environmentally-Assisted Cracking in Pressure Boundary Components

Although irradiation embrittlement and fatigue are important long-term degradation mechanism, which have to be carefully considered and evaluated during service, environmentally-assisted cracking (EAC) plays a more distinct role for several reasons. EAC has caused most practical problems in light water reactors (LWR) in the last two decades. A plenty of EAC cracking incidents have occurred in both boiling water (BWR) and pressurized water reactors (PWR) in a wide range of stainless steel, nickel-base alloy, carbon and low-alloy steel (LAS) PPBC (e.g., in PWR RPV vessel head penetrations, pressurizer, main coolant piping, BWR RPV feedwater nozzles, BWR feedwater, reactor water clean-up and recirculation piping system, PWR steam generator heat exchanger and feedwater nozzles). Several of these incidents with leakage of primary water inside the containment seriously challenged the integrity of PPBC. On the other hand, no catastrophic brittle failures of nuclear RPV due to irradiation embrittlement and of primary piping due to, e.g., thermal ageing have ever occurred worldwide. Likewise, only few fatigue cracking incidents have occurred in fatigue-designed PPBC components in recent years and were mainly related to thermal or thermo-mechanical fatigue and to very specific thermal-hydraulic loading conditions, which were not anticipated during the design stage. [2]

Furthermore, fatigue and irradiation embrittlement were already anticipated and included during the design stage of LWR and are successfully controlled/managed by adequate fatigue monitoring and surveillance programs. The highly non-linear and complex EAC phenomenon, on the other hand, was not adequately considered in the design stage and is currently only partially covered by a suitable monitoring program. Because of the complexity of this multi-parameter phenomenon, EAC modelling and predicting capabilities are still very limited and therefore primarily based on engineering assessments with bounding EAC crack growth disposition curves. [2]

To avoid the reoccurrence of such EAC cracking incidents and to ensure the safe and economic operation, it is essential to identify those system conditions and combinations of material, environmental and loading parameters, which may lead to EAC initiation and growth and to identify the major factors of influence. Reliable quantitative experimental data on EAC initiation and growth under different LWR operation conditions and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate the possible effects of EAC on structural integrity/safety and lifetime of components, to identify critical component locations/operating conditions and to define and qualify possible material-, operation- or design-related mitigation, repair and maintenance actions.

1.3 Structure, Objectives and Research Plan of the KORA Project

The intention of the KORA project, which is planned as a three year research program (2006 – 08), is to provide selected contributions to the specific HSK research needs and to fill selected important knowledge gaps in the field of structural integrity assurance of safety-rele-

vant PPBC [3]. The project consists on three sub-projects (Table 1) and deals with the quantitative characterization of the EAC crack growth in austenitic stainless steels and dissimilar metal welds under BWR and PWR conditions and the evaluation of the potential of the electrochemical noise (EN) measurement method for the early detection of stress corrosion cracking (SCC) initiation in stainless steels under BWR conditions. It is a logical follow-up program of several previous research projects, which were mainly dealing with EAC in low-alloy piping and RPV steels [4 – 8].

1.3.1 Sub-Project I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels

Broad experimental studies in the US and in Japan clearly indicated remarkable environmental effects on fatigue initiation in austenitic stainless steels (and Ni-base alloys) under BWR/NWC, BWR/HWC and PWR conditions (Figure 1a), which challenge the conservatism in current ASME III fatigue design curves. Based on these lab investigations different methods (e.g., adjustment of fatigue usage by fatigue life correction factors F_{en}) have been proposed for incorporating the effects of LWR coolant environments into the ASME III fatigue evaluations. Whereas significant corrosive effects were expected under oxidizing BWR/NWC conditions, the possibility of relevant environmental effects in stainless steels at low corrosion potential under PWR or BWR/HWC conditions were rather surprising at a first glance. [2, 3]

Similar to fatigue initiation, significant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in austenitic stainless steels (and Ni-base alloys) under BWR/NWC, BWR/HWC and PWR conditions in very preliminary investigations with spot check character. Under certain environmental and loading conditions, fatigue crack growth rates can be a factor of 10 to 100 higher in the coolant environment than in air (Figure 1b). Many

Sub-project	Topic	Share
SP-I	Characterisation of the corrosion fatigue crack growth behaviour of austenitic stainless steels under PWR & BWR/HWC Conditions	50 %
SP-II	Evaluation of the potential and limits of the EN technique for the early detection of intergranular SCC initiation in sensitized stainless steels under BWR/NWC conditions.	25 %
SP-IIIa	– SCC crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR and PWR conditions (ICG-EAC-Round Robin)	25 %
SP-IIIb	– SCC crack growth in an Alloy 182-SA 508 Cl. 2 dissimilar metal weld (collaboration with Tohoku University)	

Table 1: Topics of sub-projects of the KORA research program.

of the system conditions with relevant environmental effects are relevant for LWR power operation and stainless steel PPBC. The current ASME XI fatigue crack growth curves for stainless steels, which can be used for flaw tolerance evaluations and to establish the inspection intervals of the periodic in-service inspection do not consider or cover such environmental effects. In contrast to fatigue initiation, there are currently no suitable and qualified proposals for implementation of environmental effects in fatigue crack growth evaluation of stainless and nickel alloys for both PWR and BWR/HWC and NWC conditions. There is a relevant lack of quantitative fatigue crack growth rate data under simulated PWR and BWR/HWC conditions and therefore urgent need for further investigations. [2, 3]

Reliable structural integrity assessments and flaw tolerance evaluations require a detailed knowledge on possible environmental effects. Therefore, this sub-project involves and shall clarify the following tasks and items:

- Performance of a literature survey on environmental effects on fatigue in stainless steels under LWR conditions and summary of the state-of-the-art knowledge in a small research report.
- Quantitative characterization of the fatigue crack growth in austenitic steels under simulated, near-service PWR, BWR/HWC and BWR/NWC conditions.
- Identification of the major factors of influence and parameter effects.
- Identification of those critical system conditions and component locations, where strong environmental effects on fatigue can occur and may not be neglected.
- Generation of reliable corrosion fatigue crack growth rate data as a function of material, loading and envi-

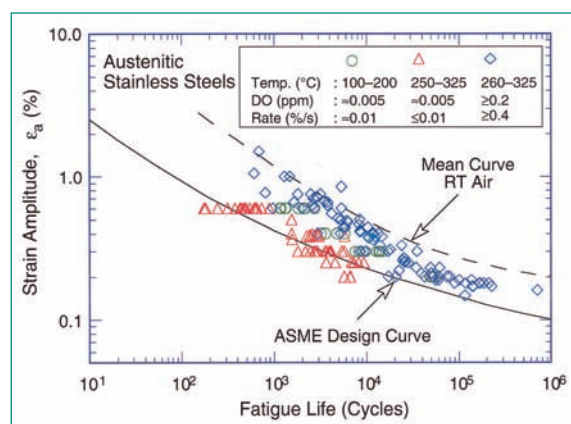
ronmental parameters for structural integrity assessments and flaw tolerance evaluations.

- Assessment of the conservatism and adequacy of the current ASME XI fatigue crack growth curves and of EAC crack growth models (GE-model) and, if necessary, development of ideas and proposals for improved corrosion fatigue crack growth curves for implementation in codes.

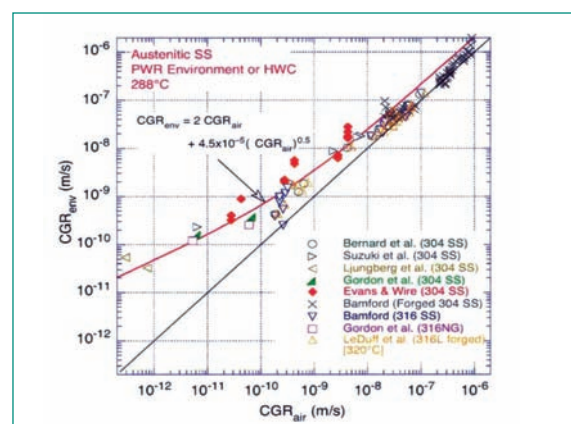
1.3.2 Sub-Project II - Detection of SCC Initiation by Electrochemical Noise Measurements

The electrochemical noise (EN) measurement technique is a promising tool for continuous in-situ corrosion monitoring in technical systems, which has the potential to detect nucleation and initiation of local corrosion processes. Currently EN seems to be the sole promising technique, which has a certain potential for the early detection of SCC initiation in structural components of BWR and PWR, although no systematic studies were performed so far. The basic and quantitative understanding of EN during SCC is currently rather limited. The theoretical treatment of the EN phenomenon is incomplete, which further exacerbates the interpretation of the experimental results. [9 –12]

The practical objective of this sub-project is to evaluate the potential and limits of the EN technique for the detection of intergranular SCC initiation in thermally sensitized stainless steels under BWR/NWC conditions. In case of promising results, the final goal would be to develop an experimental laboratory tool for scientific investigations of the very early stages of SCC initiation in high-temperature water in autoclave systems or test reactors and, on a long-term perspective, to develop a tool for corrosion monitoring in power plants. [11]



a



b

Figure 1: Effect of the high-temperature water environment on fatigue initiation (a) and crack growth (b) in austenitic stainless steels.

This sub-project shall clarify whether SCC initiation can unambiguously and reproducibly be detected by EN measurements and be separated from other (simultaneously occurring) corrosion processes or other noise sources or not. Adequate and robust noise signal parameters or pattern, which could be used to detect SCC initiation in the lab/field shall be identified. This work will be supported by a PhD thesis, which will be performed as a joint project between PSI and the Corrosion and Materials Integrity Laboratory at EMPA [11]. The thesis shall provide an improved basic understanding of the EN of intergranular SCC initiation on the microstructural level through a novel bottom-up micro-electrochemical approach.

1.3.3 Sub-Project III – EAC in Alloy 182 Weld Metal and Dissimilar Metal Welds

Alloy 182 has been widely used to join the low-alloy RPV and PV nozzles to both nickel-base wrought alloys (Alloy 600) and austenitic stainless steel (304L, 316L, 316NG) components in LWR by manual shielded metal arc welding (SMAW). In recent years, incidences of SCC in Alloy 182 in both BWR and PWR have been reported in some countries and SCC susceptibility of uncreviced Alloy 182 weld material has been confirmed by laboratory investigations for both simulated BWR and primary PWR coolant environment. In the case of BWR, components such as different nozzle safe ends, bottom head penetration housings and core shroud support welds have suffered from SCC. The BWR cracking was interdendritic/intergranular and usually confined to the weld metal. None of the SCC cracks significantly penetrated the adjacent RPV base metal, which is consistent with the high SCC resistance of low-alloy steels under BWR conditions [8, 13].

The extent and quality of the available SCC data in Alloy 182 weld metals are relatively limited and subjected to tremendous scatter [8]. This scatter in the data is substantially the result of data quality issues, such as specimen machining, fatigue pre-cracking, transitioning from the transgranular pre-crack to an interdendritic SCC crack, crack measuring anomalies associated with highly uneven crack fronts, inaccurate control and measurement of corrosion potential and water purity, etc [8]. The sub-project III-a therefore covers the PSI participation in a large international round robin program on SCC crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR and PWR conditions within the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC). Within this round robin the reasons for the

large scatter of SCC data shall be identified and eliminated by the optimization of test procedures and facilities. Furthermore, it shall generate additional reliable SCC crack growth rate data in Alloy 182 weld metal to relevantly extend the existing data base. Finally, ICG-EAC SCC testing guidelines shall be defined to motivate and educate the different labs in the community to apply the best lab practice currently available.

There are only very few SCC data of Alloy 182 dissimilar weld joints in spite of the practical importance of SCC of these weldments. Most investigations were related to the bulk weld metal and no attention has been paid to the interface region between Alloy 182 and the RPV steel so far. The objective of sub-project TP-IIIb, which is performed in collaboration with the renowned Fracture and Reliability Research Institute (FRI) of the Tohoku University, is therefore to study the EAC crack growth behaviour in the interface region between the bulk Alloy 182 weld metal and the unaffected RPV base metal, which has a very complex gradient microstructure and varying chemical composition. A special emphasis shall be placed to the question whether a fast growing interdendritic SCC crack in the highly susceptible Alloy 182 weld metal can easily cross the fusion line and relevantly propagate into the adjacent low-alloy RPV steel or if either crack arrest or interface cracking do occur at or along the fusion line. [8, 13]

1.4 Research and Work Plan for 2006

The following work was planned for the first year [3]:

Sub-Project I:

- Literature survey on environmental effects on fatigue in stainless steels in high-temperature water and summary of the state-of-the-art in a small report (PSI-TM).
- Purchase and characterization of suitable stainless steel piping materials, which are characteristic for Swiss NPP.
- Application of various heat treatments to the different materials, fabrication of the first batch of specimens and air fatigue pre-cracking of the specimens.
- Fabrication of specimen holder frames for 0.5 T C(T) specimens for the two older high-temperature water loops.
- Performance of first corrosion fatigue crack growth experiments with different stainless

steels under BWR/HWC and NWC conditions. In the first year the focus is placed on the effect of material (Task I), environment (Task II) and loading conditions (Task III).

Sub-Project II:

- Literature survey on the SCC detection by EN and summary of the state-of-the-art in a small report (PSI-TM).
- Application of different heat treatments to the test material (AISI 304) to produce different degrees of sensitization (DOS) and characterization of the DOS by the Double Loop Electrochemical Potentiokinetic Reactivation (EPR) method. Manufacturing of the first batch of specimens and characterization of the test material.
- Construction and commissioning of a facility for SCC tests with active-controlled load and simultaneous EN measurements at room and lower temperature < 100° C and identification of a suitable SCC system with the same crack growth mechanism and parameter response as in high-temperature water within a master thesis.
- Construction and optimization of a high-temperature loop with autoclave and integrated mechanical loading system for SCC initiation studies under simulated BWR conditions with simultaneous EN measurements.
- Qualification and characterization of the characteristics of the EN measurement facilities by suitable electronic circuits and round robin tests. Performance and evaluation of the 1st round robin test on EN facilities within the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON).

- First SCC initiation tests with simultaneous EN measurements in high-temperature water and in the low-temperature environment system.
- Preparation of a joint PSI-EMPA PhD-proposal and submission of the proposal to the research committee of PSI and EMPA.
- Purchase and commissioning of slow strain rate testing facility for SCC tests in the room-temperature environment system, which can be implemented to an autoclave later-on.

Sub-Project IIIa:

- Performance and evaluation of the 3rd ICG-EAC round robin SCC crack growth test under BWR/NWC conditions with an Alloy 182 weld metal specimen from the weld root position.

Sub-project IIIb:

- Performance and evaluation of three long-term EAC initiation and crack growth tests under BWR/NWC conditions with crack planes parallel and perpendicular to the fusion line of the dissimilar metal weld.

2. Materials and Experimental Procedure

2.1 Investigated Materials

2.1.1 Austenitic Stainless Steels

Tables 2 and 3 give an overview on the type, product form and chemical composition of the investigated austenitic stainless steels. Eight heats of different types of low-carbon and stabilized austenitic stainless steel seamless pipe materials are investigated. These materials are representative for primary piping in Swiss BWR

AISI	Design.	Type	Product form	YS [MPa]	Austenite stability	Remarks
304L	A	Low-carbon	Piping	262	High	
304L	H	Low-carbon	Piping	298	High?	
316L	B	Low-carbon	Piping	220	High	
316L	G	Low-carbon	Piping	268	High?	Plant material
321	C	Ti-stabilized	Piping	291	Medium	
321	E	Ti-stabilized	Piping	198	Medium	
321	F	Ti-stabilized	Plate	255	Low	
347	D	Nb-stabilized	Piping	209	Medium	
347	K	Nb-stabilized	Piping	250	Medium?	
304	304A	High-carbon	Rod			SA, TP-II
304	304B	High-carbon	Rod			Sensitized, TP-II
304	304C	High-carbon	Rod			SA, TP-II
304	304D	High-carbon	Rod			Sensitized, TP-II

Table 2: Overview on the investigated austenitic stainless steels.

Grade	Code	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Nb	Ti
304L	A	0.029	0.20	1.77	0.020	0.004	19.0	0.122	10.35	0.034	0.186	0.0748	0.002	0.002
304L	H	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	17.9	0.247	10.0	0.088	0.305	0.059	0.001	0.001
316L	B	0.021	0.26	1.69	0.033	0.003	17.5	2.15	11.14	0.093	0.273	0.0601	0.012	0.003
316L	G	0.021	0.20	1.75	0.002	0.014	17.7	2.488	13.20	0.291	0.124	0.093	0.001	0.000
321	C	0.060	0.18	1.88	0.03	0.004	17.9	0.234	10.13	0.109	0.223	0.0107	0.015	0.431
321	R	0.073	0.20	1.87	0.021	0.004	18.0	0.334	10.20	0.055	0.182	0.0098	0.001	0.517
321	E	0.050	0.18	1.27	0.021	0.003	17.4	0.209	9.31	0.121	0.227	0.012		0.430
347	F	0.055	0.27	1.74	0.023	0.006	17.9	0.351	10.48	0.102	0.225	0.0266	0.717	0.003
347	K	0.058	0.20	1.72	0.025	0.006	17.4	0.441	10.4	0.077	0.268	0.045	0.571	0.001
304	304A/B	0.062	<0.2	0.55	0.026	0.025	18.7	0.298	8.79	0.185	0.298		0.019	0.001
304	304C/D	0.062	0.15	0.53	0.023	0.029	18.3	0.273	8.59	0.169	0.296		0.019	0.001

Table 3: Chemical composition in wt.% of the investigated austenitic stainless steels.

and PWR. Additionally, a plate material of the Ti-stabilized stainless steel AISI 321 with a very low austenite stability is included in the test program. The sub-project II is mainly dealing with two rod materials of the high-carbon stainless steel AISI 304, which can be easily sensitized and show a sufficiently high susceptibility to intergranular SCC. The materials are usually in the solution-annealed condition. A sensitization heat treatment (620° C for 24 hours) was only applied to some few specific materials so far. Besides the Nb- or Ti-carbonitride precipitates, the stabilized stainless steels usually have a smaller mean grain size with respect to the low-carbon grades. Apart from the chemical composition, the materials differ in their austenite stability, δ -ferrite and twin content and deformation traces from the different fabrication process. The characterization of the materials is currently still running and will be summarized in a PSI-internal report, which will be published soon.

2.1.2 Alloy 182 Weld Metals and Dissimilar Metal Weld

The Alloy 182 weld metal specimens for the ICG-EAC round robin tests are from the weld root (R) and top (T) position of an Alloy 182 weld between two wrought Alloy 600 plates (Figure 2a), which was fabricated by shielded metal arc welding and provided the Tokyo Electric Power Company (TEPCO). The chemical composition is summarized in Table 4.

The EAC crack growth behaviour in the transition region between the Alloy 182 bulk weld metal and the adjacent low-alloy RPV steel was investigated in a simulated dissimilar metal test weld, which was fabricated by HITACHI (Figure 2b and Table 4). The Alloy 182-SA 508 Cl.2 part of a dissimilar metal weld was simulated by filling a rectangular groove in a forged RPV steel plate by manual multipass shielded metal arc welding. The test weld was post-weld heat treated at 620° C for 24.5 h. The bulk Alloy 182 weld metal revealed a yield

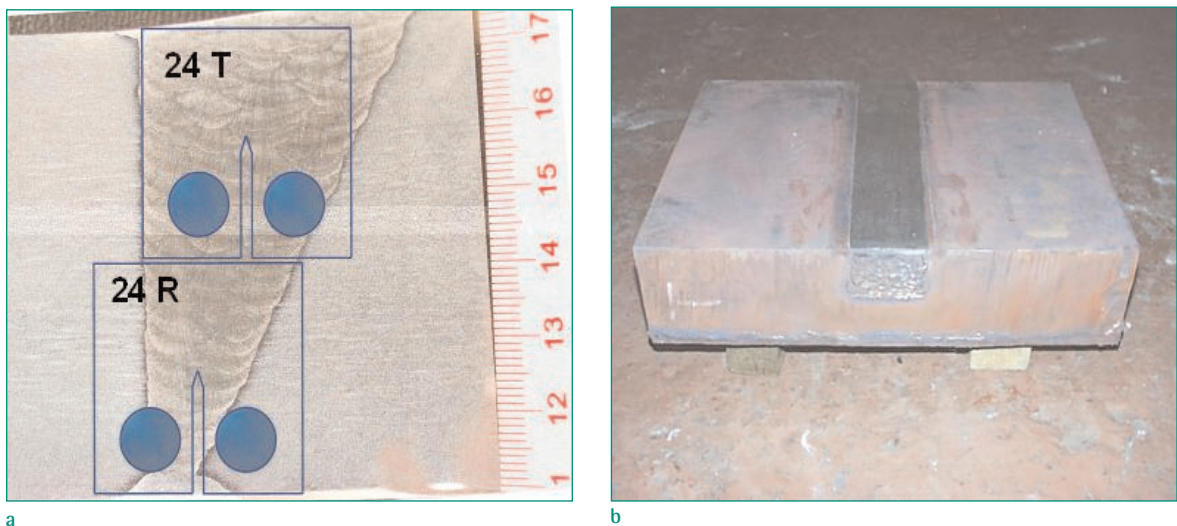


Figure 2: a: Macro-etching of Alloy 182 weld between two Alloy 600 plates with location of 0.5 T (T) specimens. b: Simulated Alloy 182-SA 508 Cl. 2 dissimilar metal weld.

Material	C	Ni	Cr	Fe	P	S	Mn	Mo	Si	Ti	Nb	Al	N	Co	Cu
Alloy 600	0.07	72.9	15.2	9.3	0.008	0.001	0.38	-	0.44	0.25	0.11	-	-	-	0.2
Alloy 182	0.043	67.7	14.3	8.2	0.014	0.014	6.95	-	0.44	0.21	1.76	-	-	-	0.02
Alloy 600	0.007	74.2	15.4	9.5	-	<0.001	0.37	-	0.34	-	-	-	-	-	0.02
Alloy 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

Table 4: Chemical composition (in wt.%) of the Alloy 600 - Alloy 182 - Alloy 600 weld (ICG-EAC-round robin) and of the Alloy 182 - SA 508 Cl. 2 dissimilar metal weld.

stress at 288° C of 345 MPa. The un-affected RPV base metal had yield stress of 440 MPa and revealed a high sulphur content of 0.016 wt.% and a medium susceptibility to dynamic strain ageing. A peak micro Vickers hardness in the range of 280 to 320 HV0.5 was usually observed in the region of the fusion line. At some few locations, a very high peak hardness of up to 470 HV0.5 was observed in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal in the absolute vicinity of the fusion line, which had a carbidic or martensite-like appearance.

2.2 Experimental Procedure

The experimental procedure and used facilities are described in detail in separate reports [5, 14]. In the following only the most important aspects are therefore briefly summarized:

The EAC tests were performed in stainless steel autoclaves with integrated electromechanical loading systems, which were attached to sophisticated refreshing high-temperature water loops. During the experiments all important mechanical (load, pull rod stroke) and environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), κ , T, p, flow) were recorded continuously. The electrochemical corrosion potential (ECP) of the specimens and the redox potential (platinum probe) were continuously monitored with Cu/Cu₂O/ZrO₂-membrane electrodes. Ionic impurities of the water (inlet and outlet) were analyzed by Inductive Coupled Plasma – Atomic Emission Spectroscopy (ICP – AES) and Ion Chromatography (IC) once or twice during each test. The crack advance was monitored using the reversed direct current potential drop (DCPD) method with a resolution limit of about 1 to 2 μ m. After the tests all specimens were broken open by fatigue for fractographical analysis in the Scanning Electron Microscope (SEM).

In case of the SCC or corrosion fatigue crack growth investigations, usually two air fatigue pre-cracked 12.5 mm thick 0.5 T C(T) specimens with or without 5 %

side-grooves were simultaneously tested in a «daisy chain». Alternatively, notched-only 0.5 C(T) specimens with a sharp or blunt notch were used to study the EAC crack initiation, e.g., in specific microstructure regions of the dissimilar metal weld. In case of the SCC initiation studies with simultaneous EN measurements, cylindrical specimens with a circular notch were used. The specimens were isolated from each other and from the autoclave by ZrO₂-rings and -spacers.

Before applying the different loading sequences, the specimens were usually pre-oxidized in the test environment at a small constant pre-load for one week. The subsequent cyclic loading in corrosion fatigue tests was performed under load control. Constant load amplitude loading with a positive saw tooth (slow loading, fast unloading) was applied. The rise time Δt_R , load ratio R and load level were varied over a very broad range. In most cases the $K_{I,max}$ values were below the ASTM E647 limit. The SCC crack growth behaviour was studied in tests with periodical partial unloading or under constant load and $K_{I,max}$ values were usually within the ASTM E1681 limits. For SCC initiation studies with simultaneous EN measurements, interrupted slow strain rate (SSRT) or constant load tests or combinations of both were applied.

BWR conditions were mostly simulated with high-purity, hydrogenated (HWC) or oxygenated (NWC) water at a temperature of 288° C. For HWC conditions, a dissolved hydrogen (DH) content of 150 ppb was usually applied resulting in a redox-potential and an ECP of -530 and -550 to -600 mV_{SHE}, respectively. For NWC conditions, usually a DO content of 50, 400 or 8000 ppb was applied (ECP = -100, +50, or +150 mV_{SHE}). In some case, mixtures of DO and DH were applied to check the results. All tests were performed under low-flow conditions (4 to 5 autoclave exchanges per hour) with a local flow rate of some few mm/s to generate conservative data with respect to most plant locations with turbulent high-flow conditions. In some cases chloride or sulphate was added to reduce the crack initiation time or to accelerate crack growth. Tests under

PWR conditions will be included in the second project year after a modification of the loops.

3. Results and Discussion

3.1 Sub-Project I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels

Within this sub-project a literature survey on environmental effects on fatigue in stainless steels in high-temperature water is currently performed. All the available public literature has been collected and is currently analyzed and reviewed. A summary of this survey will be published in a small report (PSI-TM) with a slight delay in February 2007. Preliminary conclusions of this survey are summarized in the first two paragraphs of Section 1.3.1.

After the fabrication and air pre-cracking of the first batch of specimens, the first corrosion fatigue investi-

gations were started in spring this year. Nine corrosion fatigue crack growth experiments with different stainless steels under BWR/HWC and NWC conditions were performed till now. In the first year the focus was placed on the effect of material (Task I), environment (Task II) and loading conditions (Task III). In the following the main interim results are summarized.

In the tested ΔK and load ratio range of 5 to 20 MPa · m^{1/2} and 0.5 to 0.8, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in all investigated solution annealed or sensitized stainless steels at low loading frequencies ≤ 0.1 Hz both under BWR/NWC and HWC conditions (Figures 3 and 4). Below this frequency, the cycle-based crack advance per fatigue cycle da/dN was increasing with decreasing loading frequency down to the lowest loading frequency tested so far ($3 \cdot 10^{-6}$ Hz). In some cases the corrosion fatigue crack growth rates started to drop towards the corresponding air rates at low loading frequency. It is believed that this was rather related to crack pinning and closure phe-

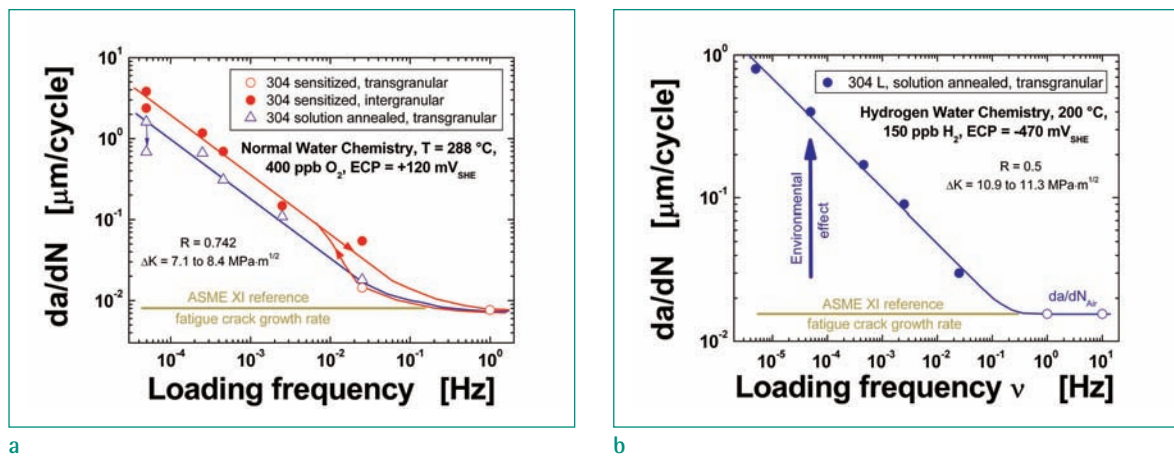


Figure 3: Effect of the loading frequency on the cycle-based corrosion fatigue crack growth rate in a sensitized or solution annealed 304 stainless steel under BWR/NWC conditions (a) and in a solution annealed 304L stainless steel under BWR/HWC conditions (b).

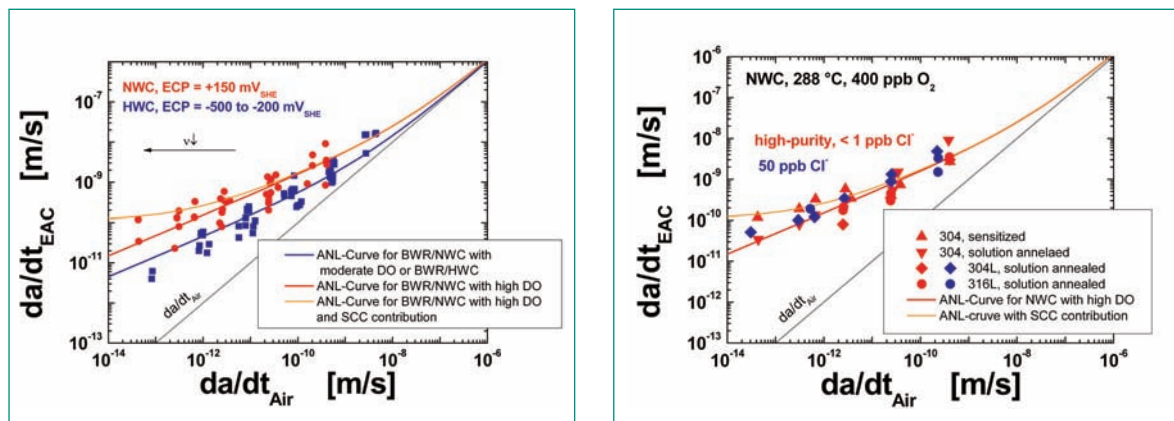


Figure 4: Comparison of time-based corrosion fatigue crack growth rates da/dt_{EAC} under BWR/ NWC and HWC conditions in a time domain plot.

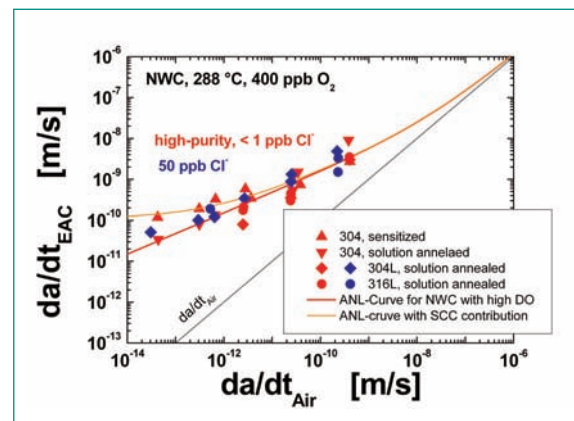
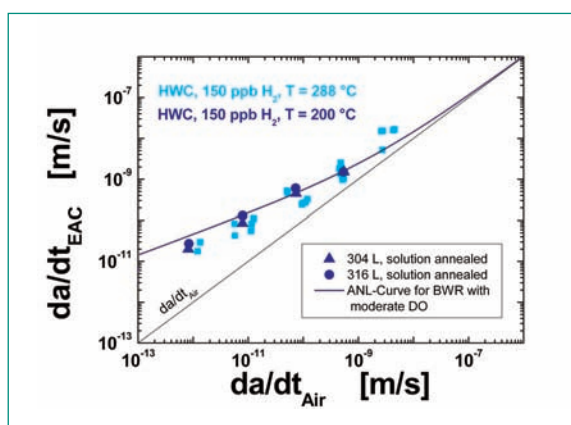


Figure 5: Comparison of time-based corrosion fatigue crack growth rates da/dt_{EAC} in high-purity and chloride-contaminated BWR/NWC environment.

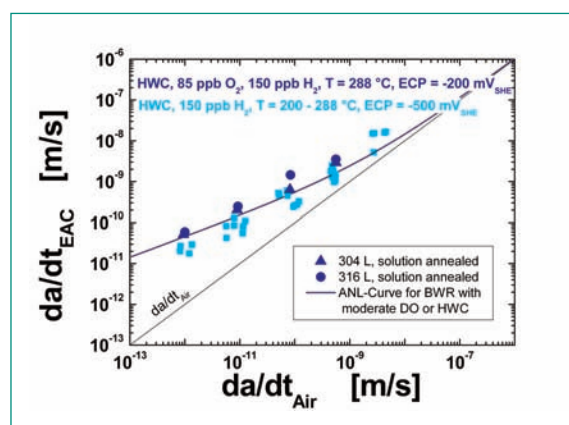
nomena than to real threshold behaviour, but this has to be further evaluated by additional tests.

Under comparable loading conditions, the corrosion fatigue crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were a factor of 2 to 4 higher than under BWR/HWC conditions at low corrosion potentials (Figures 3 and 4). At very low loading frequencies this difference may be higher because of possible SCC contributions, in particular in sensitized stainless steels (Figure 4). Under NWC conditions, the addition of 50 ppb of chloride did not result in a remarkable acceleration of corrosion fatigue in solution annealed stainless steels down to rather low frequencies (Figure 5). Under periodical partial unloading or constant load, on the other hand, sustained SCC was observed under these conditions. Within the investigated HWC parameter range, no or only a minor effect of the temperature (200 to 28° C) and ECP (-500 to -200 mV_{SHE}) on the corrosion fatigue crack growth behaviour was observed (Figure 6).

Apart from very low loading frequencies under oxidizing BWR/NWC conditions, only slightly higher corrosion fatigue crack growth rates were observed in highly sensitized stainless steels than in solution-annealed materials in spite of the different nature of the crack propagation path (inter- vs. transgranular) (Figures 3 and 4). Within the investigated parameter range under HWC conditions, no significant effect of the material conditions on corrosion fatigue crack growth was observed (Figure 7). Neither the heat treatment (sensitized vs. solution annealed) nor the carbon content (304 vs. 304 L), steel grade (304L vs. 316L, stabilized vs. non-stabilized), grain size, yield stress nor the product form (piping, rod, plate) had strong effects, but this has to be further evaluated by systematic studies. It is expected that large differences between materials may primarily appear at low loading frequencies and close to stress intensity or frequency thresholds like $\Delta K_{CF}(R, \nu)$ or $\nu_{crit,low}(\Delta K, R)$. In the time-domain, the observed corrosion fatigue crack growth behaviour under BWR/NWC and HWC



a



b

Figure 6: Effect of temperature (a) and corrosion potential ECP (b) on the time-based corrosion fatigue crack growth rates under BWR/HWC conditions.

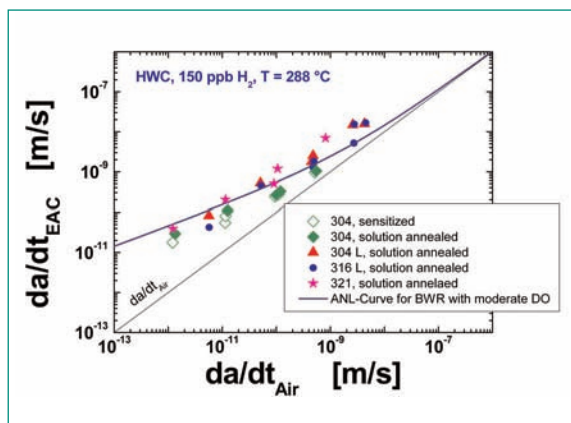


Figure 7: Effect of material parameters on the time-based corrosion fatigue crack growth rates da/dt_{EAC} under BWR/HWC conditions.

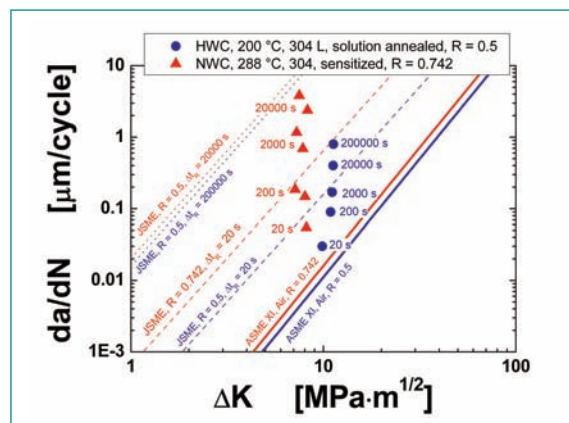


Figure 8: Comparison of cycle-based corrosion fatigue crack growth rates da/dN under NWC and HWC conditions with the current ASME XI and JSME reference fatigue crack growth curves.

conditions are reasonably well predicted by the high DO (8 ppm) and moderate DO (200 ppb) curve developed by Argonne National Laboratory (ANL) for sensitized stainless steels in oxygenated high-temperature water [15] (Figures 4,6 and 7). Both under BWR/NWC and HWC conditions and for all investigated stainless steels, the current ASME XI fatigue crack growth curves for these materials were increasingly exceeded with decreasing loading frequencies below 0.1 Hz (Figure 8). These curves are therefore not conservative under the corresponding loading and environment conditions. The corrosion fatigue curves for stainless steels and BWR conditions in the corresponding Japanese JSME code [16] conservatively cover the observed corrosion fatigue crack growth rates under BWR/NWC conditions but were overly conservative for HWC conditions (Figure 8).

Apart from highly oxidizing conditions and sensitized materials or very low loading frequencies, where cracking was usually intergranular, a transgranular crack path was observed. Fatigue striations could be usually observed both on the inter- and transgranular fracture surfaces. The individual transgranular facets were rather smooth indicating growth along specific crystallographic planes. Apart from a larger spacing of the striations and a significantly higher surface roughness, the fracture surface appearance was not fundamentally different from that of fatigue in air under similar loading conditions. With decreasing loading frequency and increasing environmental acceleration the surface roughness became higher (and contained more steps and tear ridges) and the crack front more uneven because of local crack pinning. The striations were perpendicular to the local crack growth direction. The local crack growth direction was increasingly deviating from the macroscopic propagation direction with increasing environmental acceleration of fatigue crack growth.

3.2 Sub-Project II – Detection of SCC Initiation by EN Measurements

A literature survey on the application of electrochemical noise (EN) measurement method in corrosion research and for corrosion monitoring was performed and is summarized in [11, 12]. The special emphasis was placed to the possible detection of SCC initiation by the EN method. The possibility and feasibility to detect SCC initiation and to differentiate cracking events from non-active periods in aqueous solutions at room

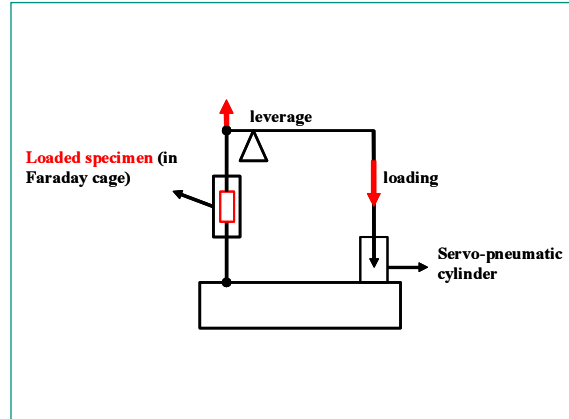
temperature under constant and well-defined lab-conditions with small specimens (with respect to technical components) by EN measurements has been confirmed by several independent investigations. In spite of these promising results, which demonstrated the potential of the EN method, no systematic investigations have been performed so far. Therefore, the basic and quantitative understanding of EN during SCC is currently rather limited. Only few electrochemical potential and current measurements under simulated BWR/NWC conditions have been performed during slow strain rate tests with sensitized and solution-annealed stainless steels and with low-alloy RPV materials. All investigations aimed to demonstrate the feasibility of EN measurements during SCC tests in high-temperature water. They involved very few tests/specimens and therefore only had a spot-check character. No independent on-line SCC detection method was used and cracking was therefore only detected and confirmed after the tests by metallo- and fractography. These experimental investigations, although promising, were therefore not conclusive with respect to SCC detectability.

Within this sub-project the potential and limits of the EN technique for the detection of intergranular SCC initiation in thermally sensitized stainless steels under BWR/NWC conditions are evaluated. This work will be supported by a PhD thesis, which shall provide an improved basic understanding of the EN of intergranular SCC initiation on the microstructural level through a novel bottom-up micro-electrochemical approach. The SCC mechanism and cracking response of the stainless steel in the selected aqueous thiosulphate environment system is identical to that in high-temperature water, which assures the qualitative transferability of the expected basic insights. In this context a new facility for SCC tests with active-controlled load (Figure 9a) and simultaneous EN measurements at room and lower temperature < 100° C was constructed and commissioned within a master thesis [17]. Additionally, a new small slow strain rate testing facility for SCC tests in aqueous thiosulphate solution, which can be implemented to an autoclave later-on, was purchased and commissioned (Figure 9c). A joint PSI-EMPA PhD-proposal was prepared and submitted to the PSI FOKO in July. Currently this proposal is revised to include the recommendations of the PSI FOKO for re-submittal to the EMPA- and PSI-FOKO [11]. It is expected that the thesis can be started in summer 2007.

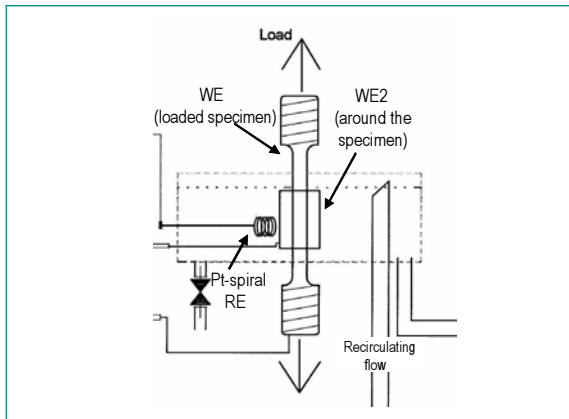
For the SCC initiation studies under simulated BWR conditions, a new high-temperature loop with auto-



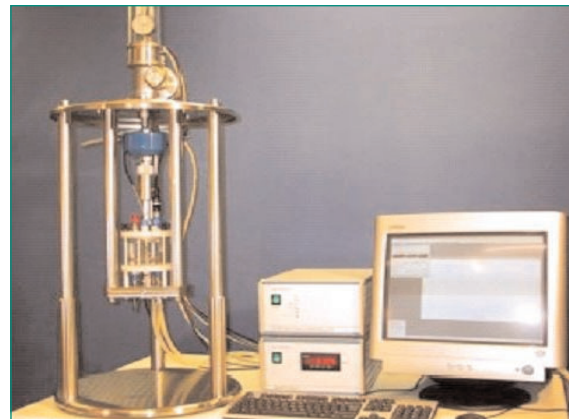
a Photo



a Figure



b



c

Figure 9: Servo-pneumatic constant load (a) and electro-mechanical SSRT (c) test facility for SCC initiation studies in aqueous thiosulphate solution at room and slightly increased temperatures. b) Schematic of cell configuration for simultaneous electrochemical potential (EPN) and current noise (ECN) measurements.

clave and integrated mechanical loading system with simultaneous EN measurements was constructed and optimized in pre-tests (Figure 10). Additionally, the PSI EN measurement facilities were qualified and characterized by suitable electronic circuits and round robin tests [17]. Furthermore, the first phase of a round robin test program on EN facilities within the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON) was performed and evaluated. Since the performance of the commercial PSI EN measurement system was not fully satisfying in these pre-tests, different non-commercial EN measurement systems are currently evaluated in order to copy the most adequate design for our purpose. In addition to this large amount of development work, several SCC initiation tests with simultaneous EN measurements were performed in high-temperature water as well as in aqueous thiosulphate at room temperature [17].

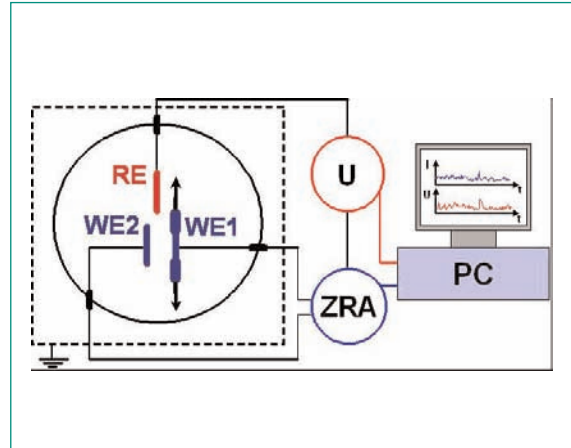
So far 14 SCC initiation tests with simultaneous ECN and EPN measurement were performed in oxygenated

high-temperature water (288° C, 8 or 2 ppm DO, 100 or 50 ppb SO_4^{2-}). These tests were primarily used to optimize the cell configuration and shielding of the system, to select adequate noise measurement parameters (e.g., measurement frequency) and to identify system conditions (e.g., stress level) which cause intergranular SCC under constant load. Solution annealed (1050° C / 30 min / water quenched; EPR \leq 0.1 %) and furnace sensitized (620° C / 24 h; EPR = 23 to 27 %) AISI 304 grade stainless steels with a carbon content of 0.06 wt.% were used for these experiments. Slow strain rate tensile tests (SSRT) with an applied strain rate of $2 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$, constant load (CL) tests with stepwise increase of stress level or combined SSRT-constant load tests with circular notched round tensile specimens were applied and usually unloaded at specific strain levels or measurement times, when certain features were observed in the EPN or ECN signals. The surface and in-depth cracking and the fracture mode (inter- or transgranular SCC, ductile mechanical failure etc.) of the specimens were



a

Figure 10: a) High-temperature water loop and autoclave with integrated electro-mechanical tensile loading machine with EN measurement system for SCC initiation studies under BWR/NWC conditions. b) schematic of used cell configuration for simultaneous electrochemical potential (EPN) and current noise (ECN) measurements (with a zero resistance ammeter (ZRA)) in autoclave.



b

then analyzed in the SEM after the test. In one test sensitized and solution annealed 12.5 mm thick C(T) specimens with a sharp notch ($\rho = 0.1$ mm) were used to study the EAC initiation and subsequent growth under cyclic and constant load with simultaneous crack length measurement by the DCPD method. Otherwise, in constant load tests, the change of pull rod stroke provided some limited information on the long SCC crack growth behaviour of the main flaw.

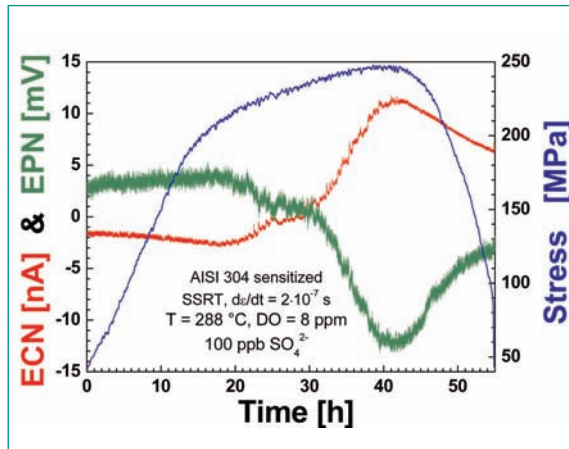
Although relevant measurement problems had to be solved in the first few experiments, the subsequent tests revealed the following very preliminary indications:

In the sensitized stainless steels intergranular SCC was usually observed in the range of the high-temperature yield strength of about 220 MPa both under constant load or slow straining conditions in the investigated environment. In solution annealed specimens, transgranular SCC was observed in slow strain rate tests, which initiated at relevantly higher critical strains than in sensitized materials.

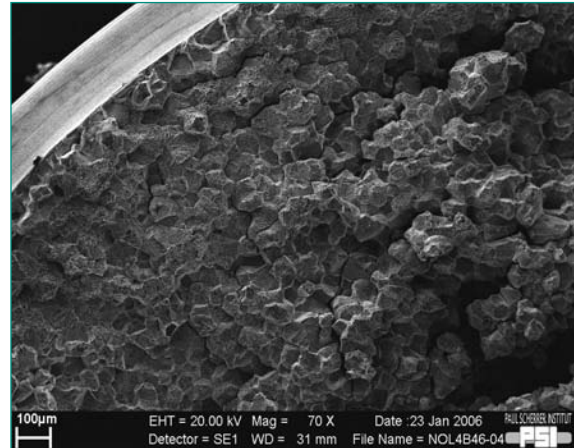
EN measurements during SCC initiation in high-temperature water were successfully performed, but EN analysis was generally impeded by the non-stationary ECP signals and the sensitivity of the ECP and of the Pt-pseudo-reference electrode to small changes of environmental parameters. Quasi-stationary ECP and passive current density values on stainless steels are usually just achieved after several thousands of hours of exposure in high-temperature water. Because of the small potential and current signals of SCC initiation events, this change of the ECP by the oxide film growth has to be carefully considered in EN analysis and separated by

trend removal. Furthermore, once the crack became deep after initiation and moved away from the surface, the EN signal from the crack front accessible outside the crack became small in good agreement with the limited throwing power in the low-conductivity, high-purity water. Therefore, only crack initiation and subsequent surface crack growth may be detected by EN measurements.

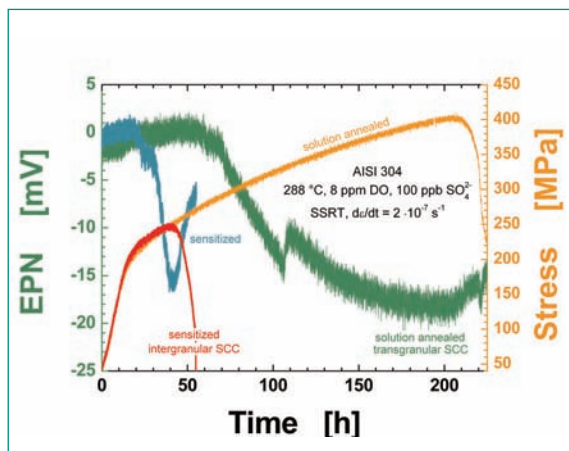
The observed polarity of the potential and current signal changes/shifts during SCC initiation suggests a SCC initiation mechanism, which involves local anodic dissolution. In SSRT tests, individual potential and current transients from single local film rupture/repassivation events related to SCC initiation could not be resolved so far. The superposition of the potential and current signals from possible multiple crack initiation sites at different locations at the notch ground and the surface crack growth of these crack nuclei under slow straining conditions with increasing plastic strain resulted in a continuous cathodic decrease of the potential and anodic increase of the current signal (Figure 11). A maximum/minimum in the current/potential signal was usually observed, when the ultimate tensile strength was reached and necking started. The increasing/decreasing current/potential signal might be related to an increasing film rupture frequency, number of surface crack nuclei or surface crack growth rate with increasing plastic strain. After coalescence of micro-cracks to a large main crack, which spreaded out over large parts of the circumference of the specimen, fast SCC crack growth in depth direction of the main crack with subsequent rapid ductile mechanical failure of the remaining ligament was dominating. This part does not contribute to the



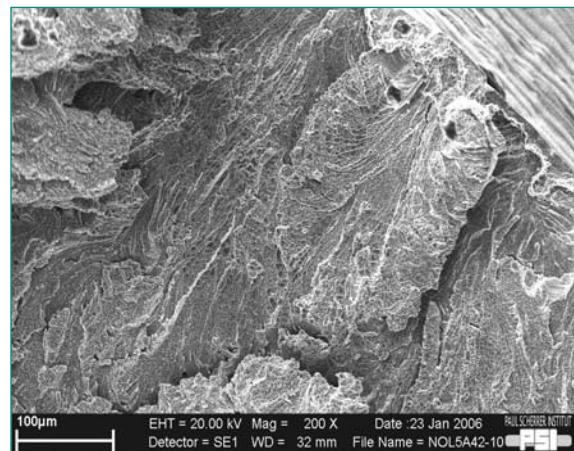
a



c



b



d

Figure 11: a) Typical potential (EPN) and current noise (ECN) during a SSRT experiment with a sensitized stainless steel with intergranular SCC initiation (c) after about 19 h at a strain and stress level of 1.5% and 210 MPa. b) Comparison of the potential noise (EPN) during SSRT experiments of a sensitized and solution annealed stainless steel with inter- (c) and transgranular (d) SCC. The transgranular SCC in the solution annealed steel initiated after about 55 h at a relevantly higher strain and stress level of 4 % and 270 MPa and the resulting SCC crack growth rate was significantly lower than in the sensitized stainless steel (→ time to failure).

measured EN signals and might explain the re-increase/re-decrease of potential/current signal after reaching the ultimate tensile strength. Similar curves were observed in SSRT with severely sensitized stainless steel in aqueous solutions at room temperature, where the same cracking mechanism is expected to be active [11].

Similar signals were observed for intergranular and transgranular SCC in sensitized and solution annealed stainless steels in high-temperature water, whereas in solution annealed materials the required strain for crack initiation and the subsequent crack growth rates were relevantly higher and lower, respectively (Figure 11b). Based on these preliminary investigations, it was not possible to differentiate between trans- an intergranular SCC.

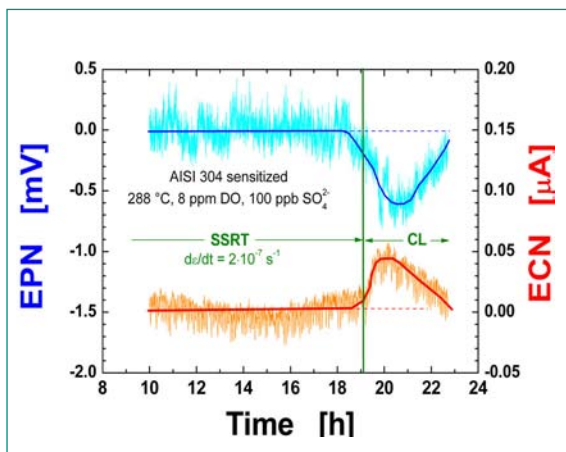
In some few slow strain rate tests with sensitized stainless steels, the loading mode was suddenly changed to

constant load as soon as the yield strength level was reached and/or the potential and current signals started to change as described before. In one test, where the nominal stress level was in the range of the yield strength, the specimen was unloaded very briefly (3.5 hours) after switching to constant load (Figure 12a). Post-test analysis in the SEM in fact revealed one single small intergranular semi-elliptical surface flaw with a surface crack length of about 150 μm and a maximum crack depth of about 90 μm (Figure 12c and d). Cessation of SCC probably occurred during the constant load phase to the same extent as the strain rate due to low-temperature creep decayed with time (Figure 12b). In similar tests at higher stress levels with prolonged constant load periods sustained SCC until specimen failure was observed. The change of potential (and current) in

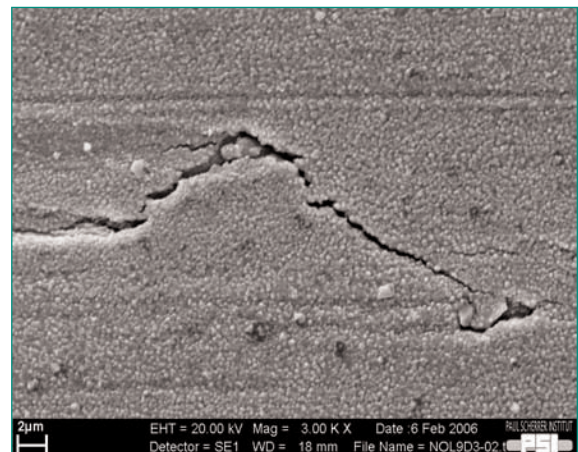
these specific cases during the largest part of the constant load phase was in the same range as the normal change of the ECP due to the oxide film growth in unstressed specimens after the same exposure time in high-temperature water. Only during the final phase with accelerated SCC prior to final failure, the same large cathodic potential and anodic current signal changes were observed as in SSRT tests.

These preliminary investigations in high-temperature water indicated that SCC detection by EN might be possible, but further tests with optimized facilities and with an independent on-line SCC detection method are required. A first pre-test indicated that the disturbance of EN signals by the reversed direct current potential drop method might eventually be reduced to an acceptable level, so that both methods might be used simultane-

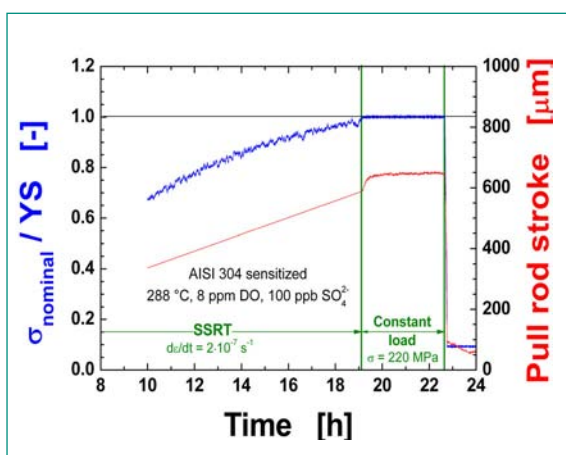
ously. Further interrupted SSRT and constant load tests at systematically varied strain/stress levels (slightly below and above the yield and ultimate tensile strength) will be performed with notched and flat round tensile specimens. Sufficiently long pre-oxidation periods will be applied to achieve stable electrochemical conditions. The observed surface crack density and surface crack length will be correlated with the observed EN signals. The degree of sensitization, stress level and aggressivity of the environment will be gradually decreased in order to better resolve individual potential and current transients, which on the other hand has to be carefully balanced against the required testing time. EAC crack growth tests with C(T) specimens and on-line crack growth monitoring with DCPD, where surface crack growth can be followed by EN will also be applied.



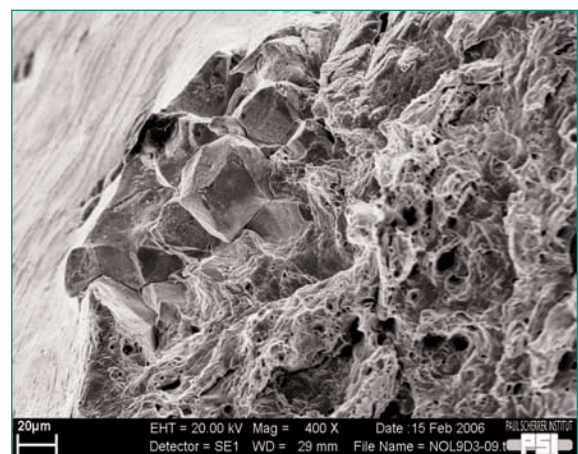
a



c



b



d

Figure 12: a) Potential (EPN) and current noise (ECN) in a combined SSRT-constant load experiment with a sensitized stainless steel, which was switched to constant load in the range of the yield strength when the potential and current signals started to change and indicated possible SCC initiation. The specimen was unloaded after further 3.5 h. Post-test analysis in the SEM in fact revealed one single small intergranular (d) semi-elliptical surface flaw with a surface crack length of about 150 µm and a maximum crack depth of about 90 µm (c). Cessation of SCC probably occurred during the constant load phase to the same extent as the strain rate due to low-temperature creep decayed with time (b).

3.3 Sub-Project III – EAC in Alloy 182 Weld Metal and Dissimilar Metal Welds

3.3.1 ICG-EAC Round Robin on SCC in Alloy 182 Weld Metal

The ICG-EAC round robin program on SCC in Alloy 182 weld metal consists on a BWR and PWR part and on 5 phases (Table 5). Currently, the core phase 4 with Alloy 182 weld metal is running. Information on phases 1 to 3 can be found in the annual reports of the RIKORR-II project. HSK was periodically informed on the status of the whole round robin program (confidential information) during the annual project status meetings.

Because of the comparable results in phase 3a, the round robin partners decided in April 2004 to proceed in the program with the core phase 4. The SCC crack growth behaviour of Alloy 182 weld metal is investigated under simulated BWR/NWC and PWR conditions in this phase. The 12.5 mm thick 0.5 T C(T) weld metal specimens are from the weld root (R) and top (T) position of an Alloy 182 weld between two Alloy 600 plates (Figure 2a). At the ICG-EAC-2006 Meeting 14 out of 23 laboratories have reported data or test progress. The second PSI test (phase 4b) was performed this year and the test documentation was sent to the round robin coordinator in June [18].

For reasons that are not yet clear, this particular Alloy 182 weld metal was not highly prone to SCC propagation in high-purity BWR/NWC environment. Crack pinning and very uneven crack fronts were observed in many specimens (Figure 13), which resulted in relevant scatter of SCC crack growth rates. The addition of 30 ppb sulphate resulted in more even crack growth and significantly increased SCC crack growth rates in the typical range of other Alloy 182 heats (Figure 14). In

325°C PWR water, many heats of Alloy 182 usually show growth rates in the 10^{-10} m/s range at this K_I -level, but much lower rates or crack arrest at constant load was the typical observation for the round robin heat. The PWR test specimens exhibited more uniform interdendritic crack fronts overall.

To achieve a complete transdendritic → interdendritic transition along the whole crack front and to evolve a plastic zone, which is characteristic for a growing SCC crack a complex loading procedure is applied in these tests:

1. Cyclic loading, stepwise increase of R from 0.3 to 0.7 at $\nu \geq 1$ Hz
2. Cyclic loading at R = 0.7, stepwise decrease of ν from 1 to 0.001 Hz
3. Periodical partial unloading at R = 0.7, $\Delta t_{\text{hold}} = 9000$ s, $\Delta t_{\text{rise}} = \Delta t_{\text{decline}} = 500$ s
4. Constant load or constant K_I , $K_I \approx 30$ MPa · m^{1/2}

For a variety of reasons, round robin participants used variations on the recommended methods for pre-cracking and SCC transition in steps 1 and 2. Step 2 (loading frequency (0.01 Hz) through step 4) were generally fully replicated. Although this may have contributed to produce the wide variation seen in the extent of «interdendritic engagement» from the transdendritic fatigue pre-crack for the BWR test specimens, the specimen to specimen variations in microstructure (interdendritic chemistry, grain boundary mis-orientation, plastic weld shrinkage strain, ...) were believed to be the dominant factor for the different degree of crack pinning.

Failure to transition to 100% interdendritic engagement can lead to crack-front unevenness with corresponding large errors of the DCPD crack growth moni-

Phase	BWR 15 Participants		PWR 14 Participants		Schedule
	Material	Conditions	Material	Conditions	
Phase 1a	Documentation on testing systems		Documentation on testing systems		Dec. 02
Phase 1b	Modification of facilities & definition of testing procedures → comparable testing conditions		Modification of facilities & definition of testing procedures → comparable testing conditions		April 03
Phase 2a	In-600 CW	2 ppm O ₂	In-600 CW	B/Li, 325 °C, 30 cc/kg H ₂	2004
Phase 2b	In-600 CW	2 ppm O ₂ + 30 ppb SO ₄ ²⁻	In-600 CW	B/Li, 288 °C, 30 cc/kg H ₂	2004
Phase 3a	Comparison of test results		Comparison of test results		2004
Phase 3b	In-600 CW	Repetition of test	In-600 CW	Repetition of test	2005
Phase 4a	In-182	2 ppm O ₂	In-182	B/Li, 325 °C, 30 cc/kg H ₂	2005
Phase 4b	In-182	2 ppm O ₂ + 30 ppb SO ₄ ²⁻	In-182	B/Li, 288 °C, 30 cc/kg H ₂	2006
Phase 5	Final Report + «Testing Guidelines»		2007		

Table 5: Structure and time schedule of ICG-EAC round robin program.

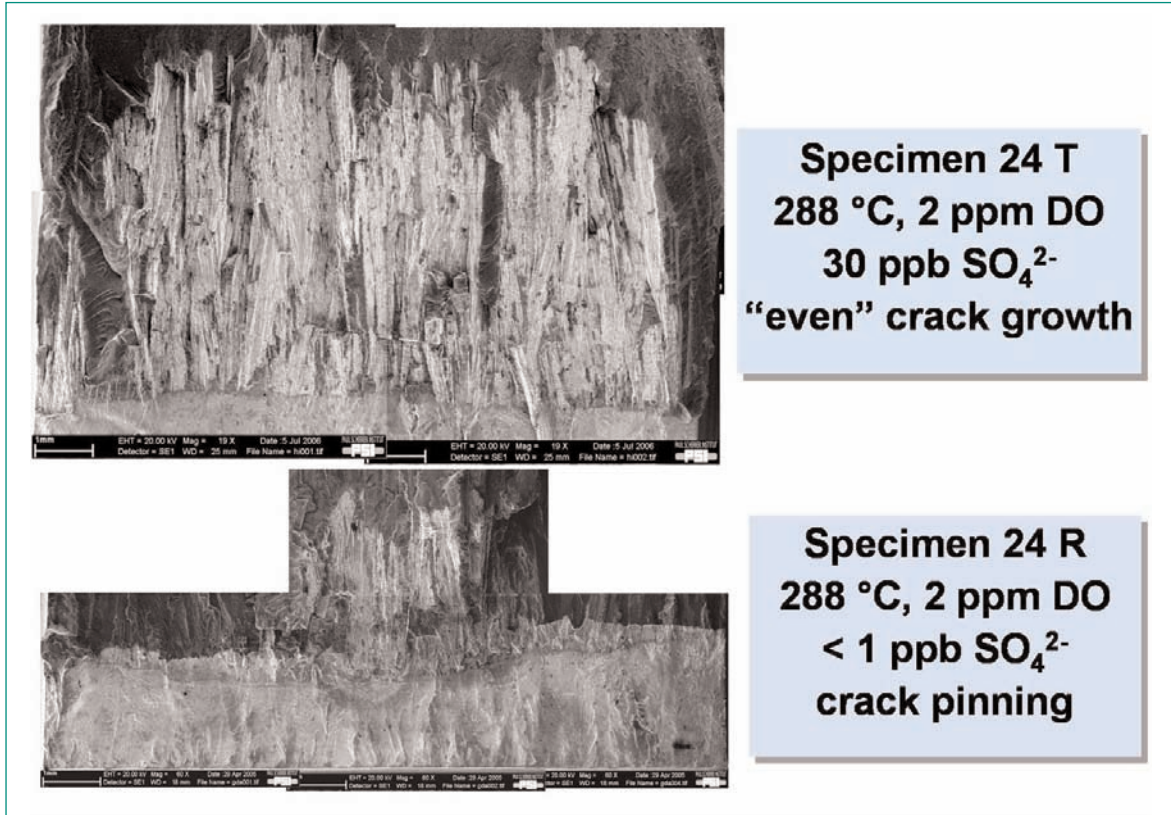


Figure 13: Interdentritic SCC crack growth in Alloy 182 weld metal, which was highly uneven in case of the specimen 24R in high-purity, oxygenated water and more regular in case of the specimen 24T in sulphate containing water.

toring system and associated ambiguities in determining the SCC crack growth rate (mean crack advance over whole crack front vs. mean crack advance from regions with interdentritic SCC only vs. local maximum interdentritic SCC crack advance). Additionally, it results in ambiguities in accounting for reduction in «local KI» at the tip of SCC cracks, because the load is carried by the intact (pinned) areas as well as in estimating the nominal KI which should be used for reporting data.

Based on the highly irregular crack fronts, there is a strong need to establish and follow a uniform method of measuring post-fracture crack length and of estimating the nominal KI. To reduce the ambiguities from the crack pinning problem, it is essential to carefully follow (and eventually repeat parts of) the proposed loading procedure. To reduce the effects of crack front unevenness, sufficiently long test periods are required, so that the mean SCC crack advance becomes relevantly larger than the variation on local crack growth along the crack front. In case of severe crack pinning, the temporary addition of sulphate may help to overcome this problem.

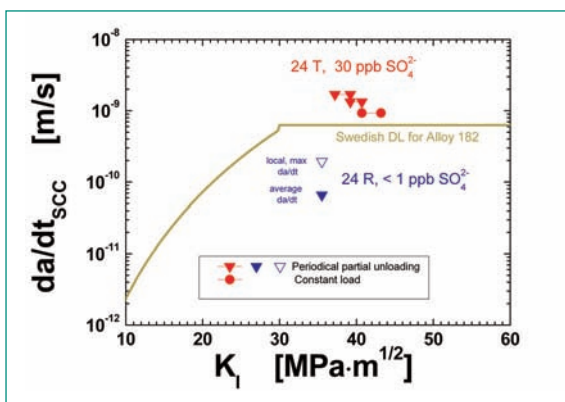


Figure 14: Comparison of the SCC crack growth rates in the Alloy 182 weld metal specimens 24R and 24T in oxygenated, high-temperature water with the Swedish disposition line for Alloy 182 weld metal and BWR/NWC conditions.

3.3.2 EAC in an Alloy 182 – SA 508 Cl.2 Dissimilar Metal Weld

In this sub-project, the SCC crack growth behaviour in the interface region between the bulk Alloy 182 weld and the unaffected RPV base material of a simulated dissimilar metal weld joint (Figure 2b and Section 2.1.2) is investigated under simulated BWR/NWC conditions (oxygenated high-temperature water). The EAC crack initiation and growth is studied parallel and perpendicular to the fusion line in different important mi-

crostructure regions. Nine 12.5 mm thick 0.5T C(T) and one 25 mm thick 1T C(T) specimens from the simulated Alloy 182-SA 508 Cl.2 test weld were investigated so far within RIKORR-II (see [4]) and KORA. This year three additional long-term tests with a test period of up to 3.5 months were performed. The following parameters were covered by the PSI investigations so far:

- **Specimen type:** Pre-cracked, notched-only (sharp and blunt notch).
- **Crack plane:** Perpendicular and parallel to fusion line, parallel and perpendicular to solidification direction (primary dendrite growth axis) in Alloy 182.
- **Microstructure:** Investigation of EAC crack growth in bulk weld metal and dilution zone of Alloy 182, at fusion line, in heat-affected zone (HAZ) and unaffected low-alloy steel (LAS).
- **Pre-crack tip location:** Bulk weld metal and dilution zone of Alloy 182.
- **Notch-tip location:** Fusion line, dilution zone of Alloy 182.
- **Environment:** High-purity (< 1 ppb SO_4^{2-} and Cl⁻) and contaminated (30 ppb SO_4^{2-} , 50 ppb Cl⁻) oxygenated (0.2, 2 and 8 ppm DO) high-temperature water.
- **Loading conditions:** Cyclic, periodical partial unloading and constant load.

In the following paragraphs, the most important interim results and preliminary conclusions of these complex investigations are summarized and illustrated by selected test results.

SCC crack growth behaviour perpendicular to the fusion line:

The SCC behaviour perpendicular to the fusion line was investigated under periodical partial unloading or con-

stant load with fatigue pre-cracked 25 mm and 12.5 mm thick compact tension specimens at PSI and FRI. The fatigue pre-crack-tip was located either in the bulk or the dilution zone of the Alloy 182 weld metal.

As expected, fast interdendritic SCC was observed in the Alloy 182 bulk weld metal in oxygenated, high-purity high-temperature water in the typical range of other investigations (Figure 15). The subsequent SCC crack growth rates in the Alloy 182 dilution zone were similar to those of the bulk weld metal and tended to slightly decrease with decreasing distance to the fusion line.

Cessation of SCC was observed in all tests under periodical partial unloading or constant load conditions for those parts of the crack front, which reached the fusion line. As soon as the overwhelming part of the crack front has reached the fusion line, a drastic drop of interdendritic SCC crack growth rates (Figure 16) was observed even under aggressive environmental conditions (8 ppm DO and 30 ppb SO_4^{2-}) and crack arrest occurred at or close to the fusion line (Figures 16 and 17). Crack arrest at the fusion line was confirmed in one test with periodical partial unloading, which was running for further 800 hours after the DCPD had indicated cessation of crack growth close to the fusion line. Minor crack growth (< 60 μm) to the heat-affected zone of the RPV steels with subsequent crack arrest was observed at some few, very localized regions along the crack front in some specimens. On the other hand, crack branching and deflection of EAC crack growth (up to some few 100 μm) along the fusion line in the dilution zone of Alloy 182 in the direct vicinity of the fusion boundary at several locations along the crack front was a quite common observation in most specimens, which indicates an increased SCC susceptibility of this region. [4, 8] After cessation of EAC crack growth under periodical

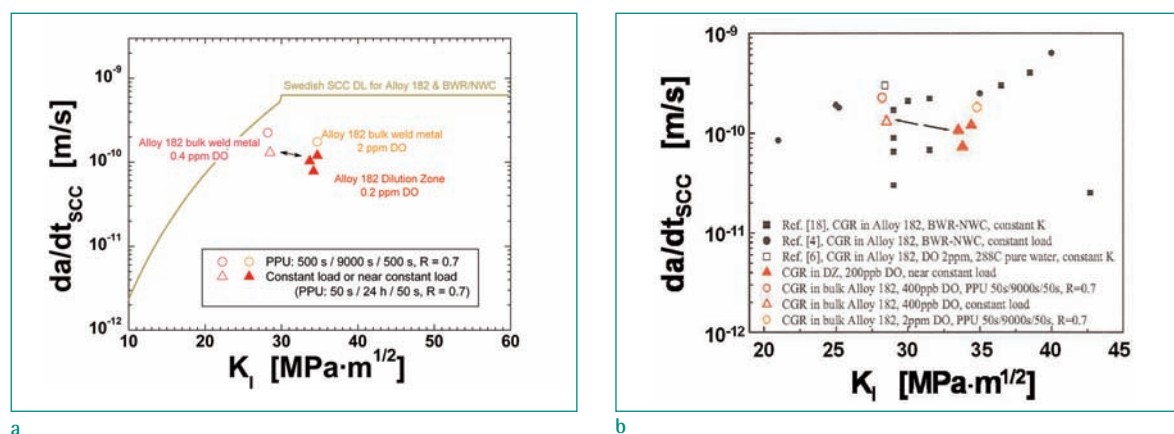


Figure 15: a) Similar SCC crack growth rates in the Alloy 182 dilution zone and bulk weld metal of the weld joint. b) The SCC crack growth rates are in the same range as in other comparable investigations under BWR/NWC conditions [8].

partial unloading at the fusion boundary, the crack was forced to cross the fusion line by severe cyclic loading under aggressive environmental conditions in one specimen. Even in case of severe cyclic loading, the crack had problems to cross the fusion line and rather tended to grow in the Alloy 182 dilution zone along the fusion line before it finally entered into the RPV steel. This again indicates an increased EAC susceptibility of the interface region parallel and close to the fusion line in the dilution zone of the weld metal. After crossing the fusion line under severe cyclic loading conditions, the EAC crack growth rates under periodical partial unloading in the LAS HAZ were more than one order of magnitude lower than in the Alloy 182 bulk weld material. Suddenly after switching from periodical partial unloading to con-

stant load, cessation of SCC and crack arrest occurred in both the LAS HAZ and bulk LAS in spite of the high applied stress intensity factors and aggressive environmental conditions. The EAC crack growth in the un-affected LAS was thus only growing under cyclic load (or during the slow rising load phase of the periodical partial unloading) by corrosion fatigue (or strain-induced corrosion cracking), but not by SCC under pure static loading. The Alloy 182 bulk weld material and the bulk LAS of the bimetallic weld joint specimen therefore behaved exactly in the same manner as corresponding materials in homogeneous specimens. [4, 8, 9]

SCC initiation and crack growth behaviour parallel to the fusion line:

The EAC behaviour parallel to the fusion line was investigated with notched 12.5 mm thick 0.5T C(T) specimens, which either had a sharp ($\rho = 0.1$ mm) or a blunt ($\rho = 1.5$ mm) circular notch and which were pre-cracked in the test environment under cyclic load. The notch tip was located in the Alloy 182 dilution zone in the vicinity of the fusion line. The plane of the subsequent EAC crack growth was parallel to the fusion line and perpendicular to the solidification direction (and primary dendrite axis) of the Alloy 182 weld metal.

In case of the sharp notch, the crack initiated at the notch-tip in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal by fatigue without any relevant environmental effects (Figure 18). After a crack advance of about 200 μm , stationary «long crack» growth behaviour was observed. The crack was growing transdendritically by corrosion fatigue parallel to the fusion line (perpendicular to the solidification direction). The environmental acceleration of corrosion fatigue was increasing with

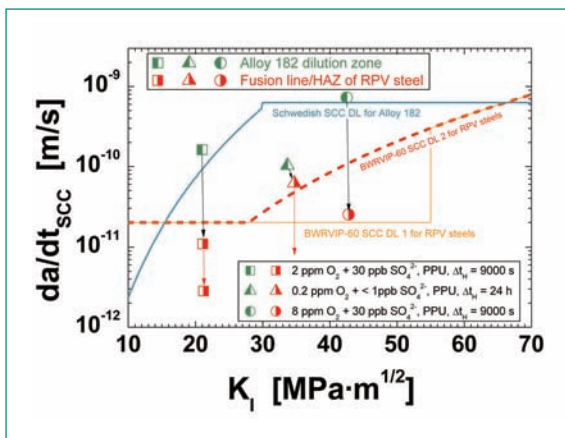


Figure 16: Cessation of SCC crack growth at the fusion boundary under periodical partial unloading conditions. Comparison of the SCC crack growth rates in the interface region with a Swedish disposition line for Alloy 182 weld metals (implemented by the Swedish utilities) and with the BWRVIP-60 SCC disposition lines for LAS [7, 8].

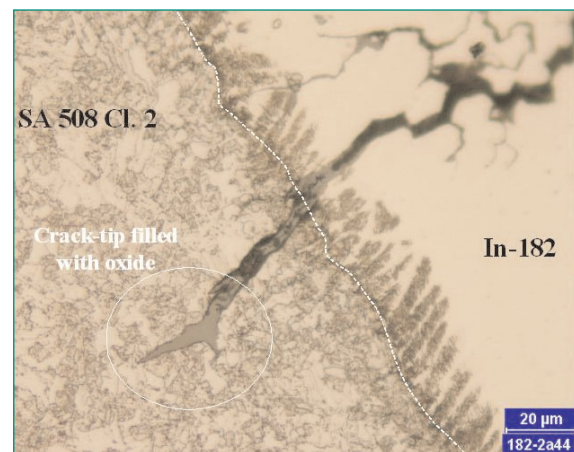
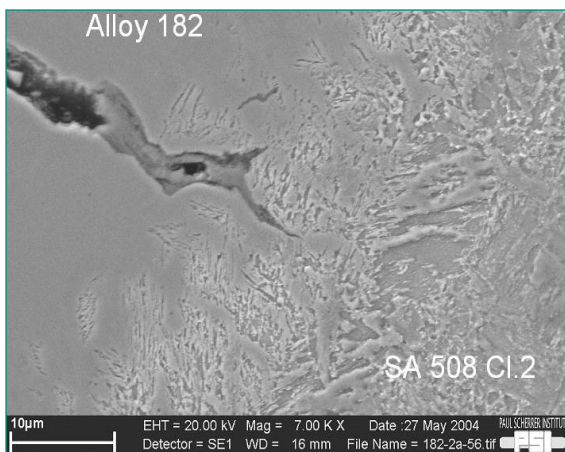


Figure 17: Confirmation of cessation of SCC at or close to the fusion boundary by etched cross sections. The «Nital» etching only attacks the LAS, but not the Ni-base weld metal.

decreasing loading frequency (Figure 19). The corresponding corrosion fatigue rates were in the same range as the ANL-curve for Alloy 600 and a factor of 5 to 10 lower than typical interdendritic corrosion fatigue rates perpendicular to fusion line (parallel to the solidification direction) under identical loading and environmental conditions. The transdendritic EAC crack growth rates under subsequent periodical partial unloading confirmed the absence of any significant SCC contribution during the constant load periods (Figure 19). Briefly after addition of 30 ppb of sulphate, deflection of crack growth occurred under periodical partial unloading and the crack was growing interdendritically

along the solidification direction towards the fusion line by SCC. The SCC crack growth rates were thereby in the typical range for Alloy 182 for this K_I -level and environmental conditions. When the crack front was reaching the fusion line, crack arrest occurred at most locations at the fusion boundary, but in some isolated regions the crack was further growing along the fusion boundary, which further confirmed the previous observations once more.

The basic idea of the corresponding test with the blunt notch specimen ($\rho = 1.5 \text{ mm}$) was that the crack can initiate in and easily grow along the most susceptible microstructure region. In this test, 50 ppb chloride was

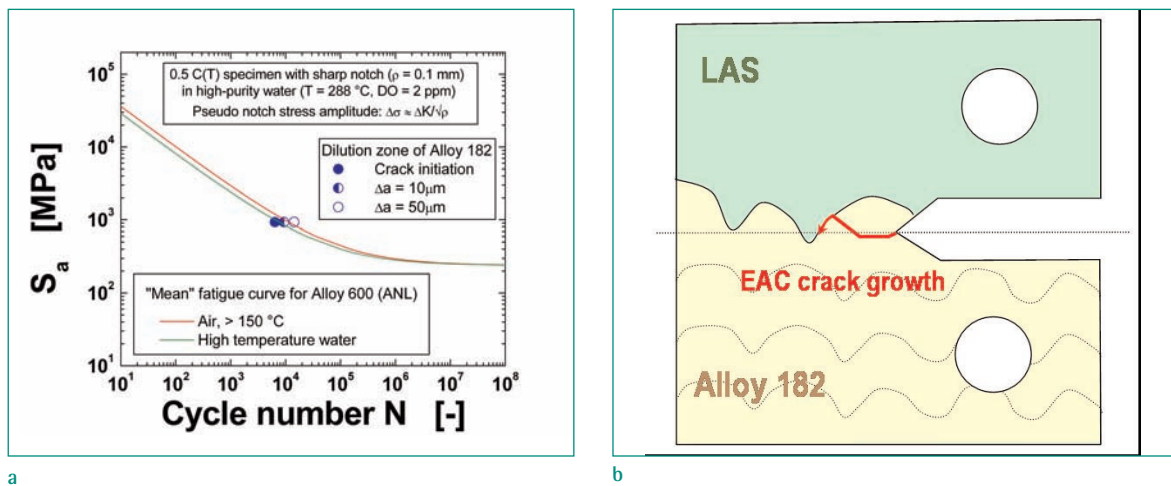


Figure 18: a) Comparison of the numbers of fatigue cycles to crack initiation in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal of the sharp-notched dissimilar metal weld specimen in oxygenated-high-temperature water with the mean air low-cycle fatigue curve of the corresponding wrought Alloy 600 metal with very similar chemical composition. b) Schematic of the specimen with location of crack initiation and crack growth.

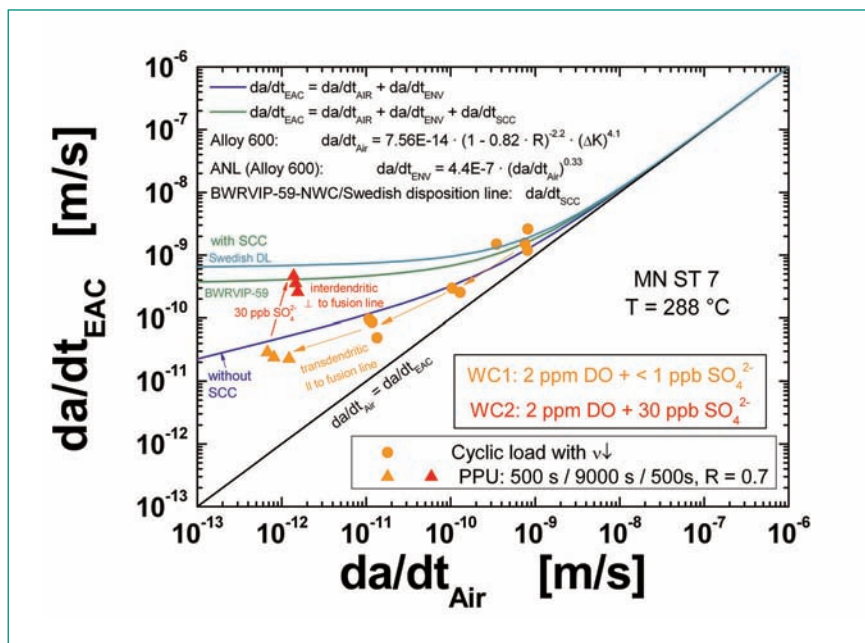


Figure 19: Comparison of the transdendritic corrosion fatigue crack growth rates in the dilution zone of Alloy 182 weld metal parallel to the fusion line under cyclic and periodical partial unloading in oxygenated high-temperature water with the Argonne National Laboratory (ANL) corrosion fatigue curve for Alloy 600 [19]. Furthermore, the subsequent interdendritic SCC rates perpendicular to the fusion line under periodical partial unloading are compared with a modified ANL-curve with an additional SCC contribution.

added from the beginning of the experiment to reduce the required crack initiation time. Although the mid-plane of the specimen was located in the dilution zone of Alloy 182 very close to the fusion line, the crack initiated in the HAZ of the LAS by corrosion fatigue. This indicates a higher corrosion fatigue susceptibility of the LAS with respect to the Alloy 182 weld metal under these environmental and loading conditions, which is not surprising. It is stressed that the situation might be opposite under pure static loading conditions as shown by service experience, in particular in high-purity water without chloride. Unfortunately, typical SCC initiation times of one to several years make such investigations under lab/project conditions impossible. With respect to air environment the number of cycles to crack initiation was drastically reduced through the action of the test environment as it is expected for LAS under these conditions (Figure 20).

Subsequent to initiation, the corrosion fatigue crack growth rate in the LAS HAZ was continuously accelerating. After a crack advance of about 400 μm , stationary transgranular corrosion fatigue crack growth with a rate in the range of the low-sulphur line of the General Electric model was observed (which might be related to the fact that only few MnS-inclusions were intersected by the short crack enclave). With further crack growth and decreasing loading frequency the environmental acceleration of corrosion fatigue crack growth in the LAS HAZ was increasing and the corrosion fatigue crack growth rates were shifting towards the typical PSI long-crack corrosion fatigue data of homogeneous LAS spec-

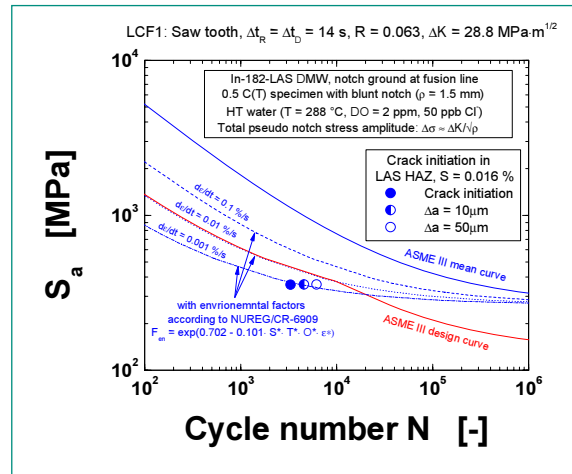


Figure 20: Comparison of the numbers of fatigue cycles to crack initiation in the region of the HAZ of the low-alloy RPV steel in the blunt notch dissimilar metal weld specimen in oxygenated-high-temperature water with the ASME III mean and design curve for low-alloy steels.

imens under NWC conditions (Figure 21). The corrosion fatigue crack was growing parallel to the specimen mid-plane and therefore slowly approached the fusion line because of its wavy form (through the sequence of the individual weld beads). After switching to periodical partial unloading the crack in the LAS HAZ was growing by SCC with a high rate, which was in the typical range for LAS in chloride-containing, oxygenated high-temperature water (Figure 22a). Close to the fusion line constant load was applied and the transgranular crack was further growing with a fast SCC rate. When the crack front reached the fusion line, it easily crossed this boundary and was then further growing along the main

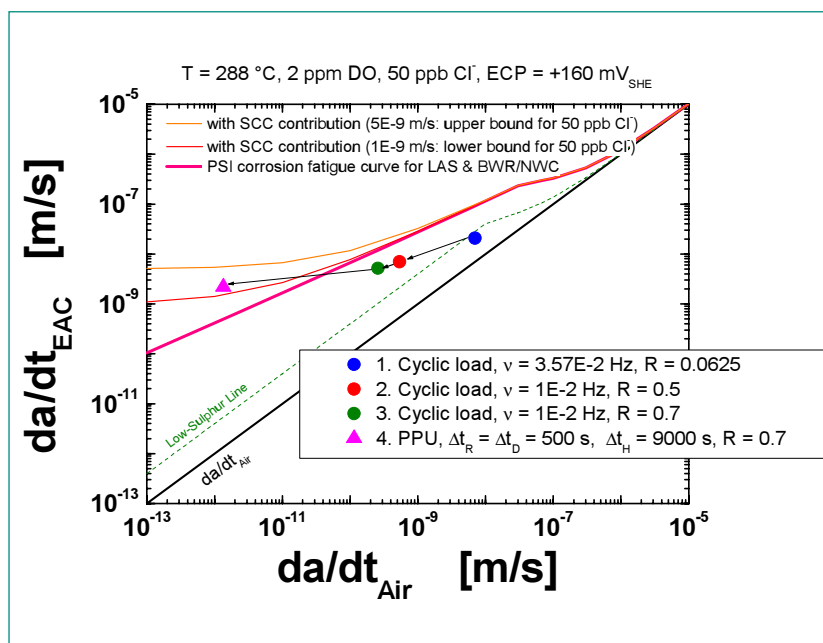


Figure 21: Comparison of the corrosion fatigue and SCC crack growth rates in the LAS HAZ of the blunt-notched dissimilar metal weld specimen under cyclic and periodical partial unloading conditions in oxygenated high-temperature water with 50 ppb chloride with corresponding crack growth curves, which were developed for homogeneous LAS specimens within the RIKORR-II project [4].

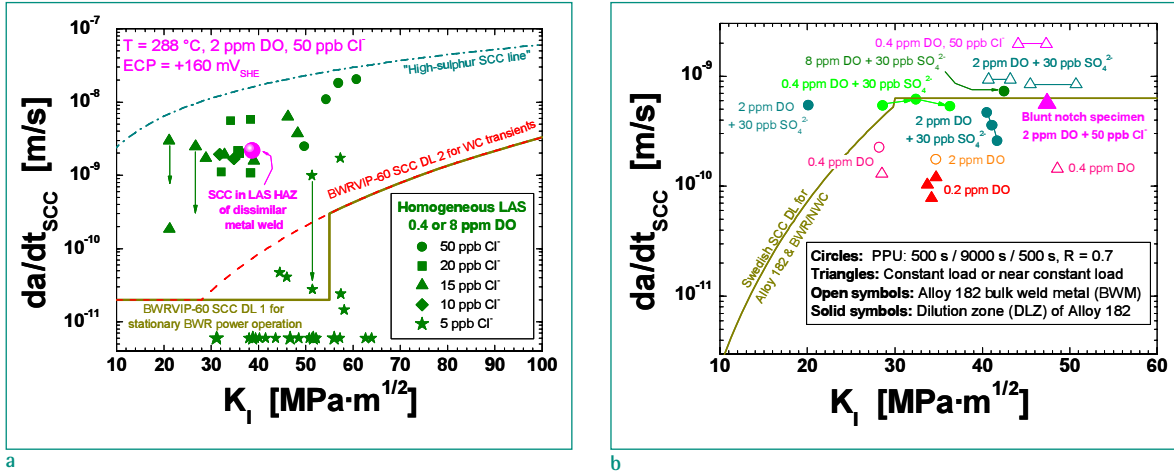


Figure 22: Comparison of the SCC crack growth rates in the LAS HAZ (a) and in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal (b) of the blunt-notched dissimilar metal weld specimen with PSI results from homogeneous LAS (a) and of other Alloy 182 weld metal (b) specimens under similar testing conditions.

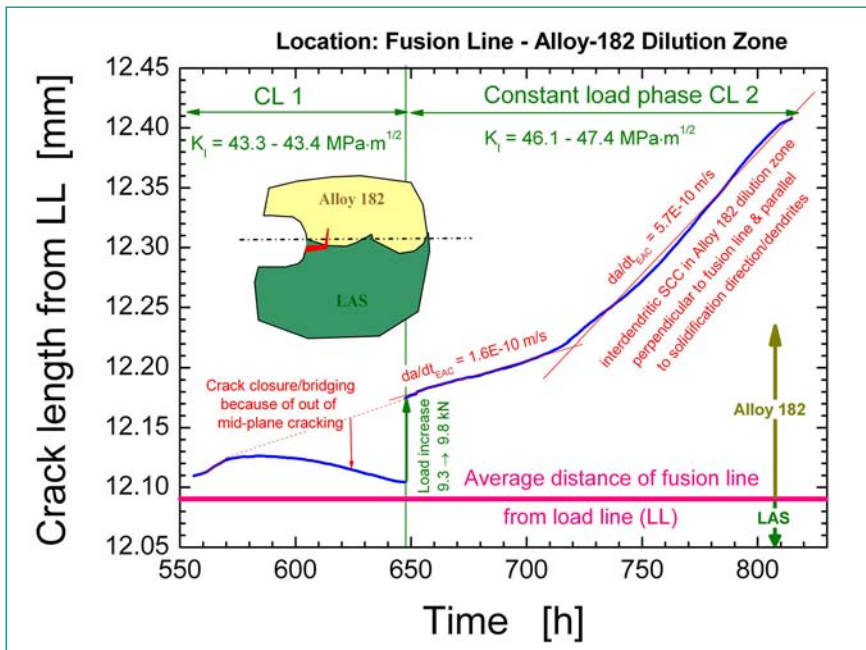


Figure 23: Apparent cessation of interdendritic SCC crack growth in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal of the blunt-notched dissimilar metal weld specimen briefly after crossing the fusion boundary because of crack closure and re-establishment of sustained SCC with growth rates in the typical range for Alloy 182 weld metal after a small load increase.

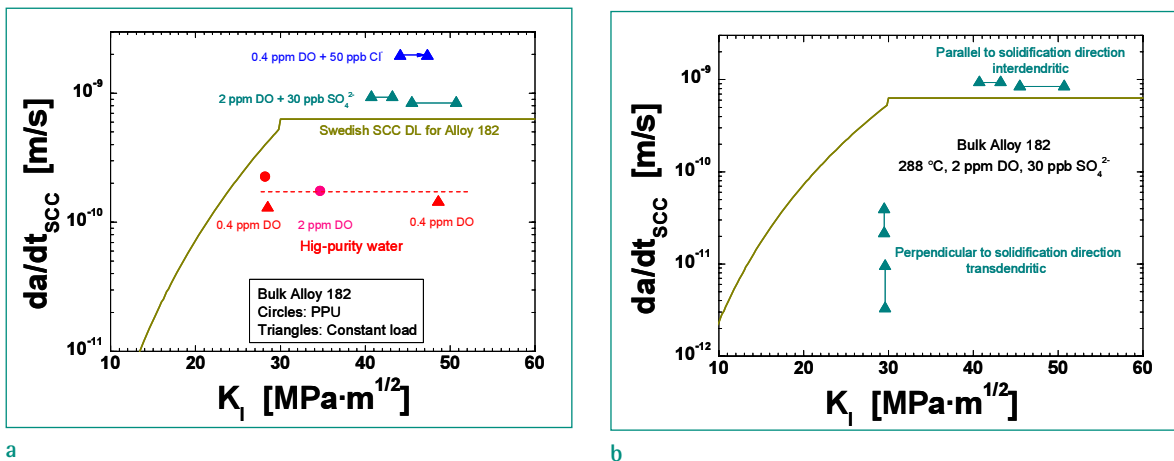


Figure 24: a) Interdendritic SCC crack growth rates in the Alloy 182 bulk weld metal in high-purity water and water with 30 ppb of sulphate or 50 ppb of chloride. b) Trans- and interdendritic SCC crack growth rates in the Alloy 182 bulk weld metal perpendicular and parallel to the solidification and primary dendrite axis, respectively.

dendrites in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal parallel to the solidification direction (and therefore perpendicular to the fusion boundary), which caused a deflection of the SCC crack plane by an angle of 45 to 90 ° at the fusion boundary. The resulting mixed mode loading in combination with the high surface roughness then resulted in a crack closure induced cessation of the SCC crack growth in this region at most locations of the crack front (Figure 23). After a load increase the crack in the dilution zone of the Alloy 182 weld metal close to the fusion boundary re-started to grow. The SCC crack growth rate was thereby in the typical range for Alloy 182 under these test conditions (Figure 22 b).

SCC behaviour of the Alloy 182 weld metal:

The SCC crack growth rates in the Alloy 182 bulk weld metal parallel to the solidification direction in high-purity water were only slightly higher than in the Alloy 182 dilution zone and slightly below the current Swedish SCC disposition line for Alloy 182 and BWR/NWC conditions, which further confirms the adequacy and conservatism of this disposition line (Figures 15 & 22). A plateau SCC cracking behaviour was observed above a K_I -value of 20 to 25 MPa · m^{1/2}, i.e., the SCC crack growth rates were independent of the applied K_I (Figures 22 & 24). The SCC crack growth rates in the Alloy 182 bulk weld metal parallel to the solidification direction in oxygenated high-temperature water with 50 ppb Cl⁻ or 30 ppb SO₄²⁻ were about a factor of 10 and 5 higher than in high-purity water and slightly higher than the Swedish SCC disposition line for Alloy 182 (Figure 24a). The transdendritic EAC crack growth rates under periodical partial unloading perpendicular to the solidification direction were more than a factor of 10 lower than the corresponding interdendritic EAC crack growth rates parallel to the solidification direction (Figure 24b).

Corrosion fatigue behaviour of the Alloy 182 weld metal:

A higher corrosion fatigue initiation susceptibility was observed in the LAS HAZ than in the dilution zone of the Alloy 182 bulk weld metal. In good agreement with wrought Alloy 600 and in contrast to LAS, only a very minor environmental reduction of fatigue life was observed in Alloy 182 under BWR/NWC conditions (Figure 18). On the other hand, relevant environmental acceleration of fatigue crack growth of mechanically long cracks was observed in Alloy 182 weld metal under BWR/NWC conditions at loading frequencies below 0.1

Hz (Figure 19 and 25). The environmental acceleration was increasing with decreasing loading frequency. The transdendritic corrosion fatigue crack growth rates under cyclic load perpendicular to the solidification axis were a factor 5 to 10 lower than the corresponding interdendritic corrosion fatigue crack growth rates parallel to the solidification axis and in a similar range for the wrought Alloy 600 and the ANL-curve for Alloy 600 (Figure 25). Interdendritic corrosion fatigue crack growth rates in Alloy 182 under cyclic load were relevantly higher (a factor of 10) than in wrought Alloy 600 and the ANL-curve for Alloy 600 (Figure 25).

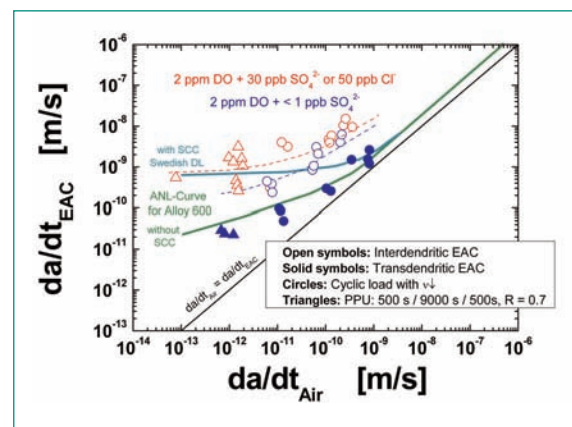


Figure 25: Comparison of trans- and interdendritic corrosion fatigue crack growth rates in Alloy 182 weld metal perpendicular and parallel to the solidification axis in oxygenated high-temperature water with the Argonne National Laboratory (ANL) corrosion fatigue curve for wrought Alloy 600 [19] and a modified curve, which includes an additional SCC contribution at low loading frequencies or high load ratios.

Summary and conclusions:

The observed EAC cracking behaviour correlates excellently with field experience, where SCC cracking was usually confined to the Alloy 182 weld metal [8] and no cases of SCC were observed in LAS primary pressure boundary components [4]. The fusion boundary seems to represent a relevant barrier for SCC crack growth from the Alloy 182 to the RPV steel, but minor crack growth into the adjacent RPV steel is not impossible (as shown in Figure 17). Under static loading conditions in chloride-free, high-temperature water, there seems to be little risk, that a fast growing interdendritic SCC crack may cross the fusion line and relevantly propagate into the adjacent low-alloy RPV steel. Even if a crack would cross the fusion line under static load, it is anticipated that cessation of SCC occurs in the LAS HAZ or at the latest in the unaffected LAS base material. Major EAC crack propagation to the RPV

material is therefore not expected as long as the number of plant transients is limited and severe and prolonged chloride excursions are avoided (i.e., if water chemistry is kept below the EPRI action level 1 limit).

3.4 Publications 2006

Journal papers:

- S. Ritter S., H.P. Seifert, «Evaluation of the Mitigation Effect of Hydrogen Water Chemistry in BWRs on the Low-Frequency Corrosion Fatigue Crack Growth in Low-Alloy Steels», *Journal of Nuclear Materials*, accepted for publication, to appear in 2006.
- H.P. Seifert, S. Ritter, «The Role of Water Chemistry for Environmentally-Assisted Cracking in Low-Alloy Steel Primary Pressure Boundary Components of Boiling Water Reactors», *Chimia*, Special Issue «Chemistry and Materials in Nuclear Power Production», 59 (12), 2005.

Publications in books:

- EFC Series Book No. 51, «Corrosion Issues in Light Water Reactors: Stress Corrosion Cracking», Ed.: D. Féron and J.M. Olive, (Chapters 2.7, 3.1, 3.2, 3.4), EFC 51, to appear in 2007.

Conference proceedings:

- S. Ritter, H.P. Seifert, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», *EURO-CORR 2006*, EFC, Maastricht, The Netherlands, September 24 – 28, 2006.
- H.P. Seifert, S. Ritter, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water» Minutes of the 2006 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. L03, Charleston, SC, USA, May 14 – 19, 2006.
- S. Ritter, H.P. Seifert, K. Kumpf, «Electrochemical Noise Measurements under Simulated BWR Conditions – Preliminary Results», Minutes of the 2nd ECG-COMON Meeting 2006, Paper WG-2.4, Studsvik, Nyköping, Sweden, June 12 & 13, 2006.

Reports:

- H.P. Seifert, S. Ritter, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Car-

bon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», *SKI-Report 2005:60*, ISSN 1104 - 1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.

- H.P. Seifert, S. Ritter, «Review and Assessment of the SCC Test Program with RPV Steels in Oskarshamn 2 and 3», *SKI-Report 2005:61*, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.
- H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, B. Gerodetti, «Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs von SWR», Final report for the Swiss Federal Office of Energy and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, March 13, 2006.

University-level lectures:

- H.P. Seifert, «Primary Pressure Boundary Components of Light Water Reactors – Materials, Operating Conditions and Ageing/Degradation Mechanism», within EPFL Doctoral Course EY-1.2 «Materials for Nuclear Fission Reactors», Winter Semester 2005/2006.

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community. Die Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate HSK and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings [20] as well as during other events (e.g., with *swissnuclear* during the meetings of the coordination committee for research and development of structural materials (KFES)). The engineering sub-committee of the Swiss Federal Nuclear Safety Commission KSA was also very recently informed on the main results of the previous EAC projects and the status of the current KORA project [21]. Current EAC activities were also presented to the structural integrity working group of the Swiss Association of Materials and Technology (SVMT), which represents our link to non-nuclear academic and industrial partners in Switzerland [22].

A proposal for a PhD thesis in the field of SCC detection by EN measurements, which will be performed as a joint project between PSI and the Corrosion and Materials Integrity Laboratory at EMPA and which is co-financed by PSI and EMPA, has been prepared and submitted to the PSI Research Committee [11]. Currently this proposal is revised to include the recommendations

of the PSI FOKO for re-submittal to the EMPA- and PSI-FOKO. In case of acceptance, it is expected that the PhD thesis can be started in summer 2007. Other education and teaching activities were focused to several lectures on ageing and degradation mechanism in primary pressure boundary components within the EPFL Doctoral Course on «Materials for Nuclear Fission Reactors during the Winter Semester 2005/06» [23] and to the supervision of a master thesis [17] in the field of EN and SCC (Ms. K. Kumpf), which was successfully terminated in April 2006

5. International Collaborations

As active members of the ICG-EAC- and ECG-COMON-group and of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC) we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Group members keep key positions (working group leaders or scientific secretary and vice chairmen) in some of these groups. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups [24, 25]. PSI is actively participating in international round robin activities within the ICG-EAC- and ECG-COMON groups, which are dealing with SCC in Alloy 182 weld metals and the qualification of EN measurement instruments. In 2007, PSI and Studsvik will organize and perform a workshop on corrosion monitoring under the auspice of the ECG-COMON within the EUROCORR 2007 conference. Within the 6th EU-framework program, our group is involved in the Integrated Infrastructure Initiative for Materials Testing Reactors Innovations (MTR+I3) [26] and actively participates as a associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) [27]. One goal of MTR+I3 is to develop optimized and innovative material test and investigation methods for existing and future test reactors. We are involved in a working package, which aims to develop an experimental set-up for SCC initiation studies by the electrochemical noise measurement technique. NULIFE is dealing with new methods for lifetime prediction and safety assessments of nuclear power plant components in the context of different ageing and degradation mechanism like fatigue, EAC and neutron embrittlement and covers topics, which are highly relevant for HSK.

Furthermore, there is a small collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Insti-

tute of the Tohoku University in Sendai/Japan in the field of SCC of dissimilar metal welds [28] (see Section 3.3.2). In the field of SCC detection by EN, we have established a new collaboration with the Chair for Surface Science and Corrosion of the Department of Materials Science of the Friedrich-Alexander University of Erlangen-Nuremberg. This new collaboration is very essential for us, since all corrosion institutes have disappeared within the ETH domain in the context of the retirement of Professors. Prof. Dr. S. Virtanen from this institute was supervising the master thesis of Ms. K. Kumpf on SCC detection by EN, which was performed at PSI [17]. Prof. Virtanen is also foreseen as the supervisor of the joint EMPA/PSI PhD thesis [11].

Some years ago the Swedish Nuclear Safety Inspectorate SKI and the Swedish utilities sponsored SCC investigations, where non-cladded and cladded (Alloy 182/AISI 308L) bolt-loaded C(T) specimens of different RPV steels have been exposed to BWR/NWC and HWC environment in Oskarshamn 3 and 2 during a five- and four-year period. In this context, PSI was asked by SKI to critically review and assess the SCC data from this project on the basis of the relevant service experience and of the accumulated experimental background knowledge on SCC of low-alloy steel and dissimilar weld joints in high-temperature water [8] and to prepare a state-of-the-art report on EAC of low-alloy steels [7]. These two documents were intended to support SKI with decision making as to whether or not there is a substantial risk for stress or strain-induced corrosion cracking in Swedish nuclear reactor pressure vessels, if for example a crack propagates through the cladding or an attachment weld to the underlying low alloy steel. Additionally, a one day seminar with eight lectures was performed for SKI and the materials specialists from the Swedish utilities in fall 2005 in Stockholm, Sweden [29]. The two important documents have been published as public SKI reports in March 2006. The highly relevant experimental results, which basically confirm the low SCC susceptibility of RPV steels under plant-relevant conditions and which were confidential so far, are now also available for HSK and the international community.

In 2007, Mr. Ritter as a project co-worker will temporarily leave PSI for a guest scientist stay of six months in the corrosion group at the Technical Research Centre VTT in Espoo, Finland. His stay is dealing with and is directly linked to the KORA and MTR+I3 project and will eventually be followed-up by a visit of a young scientist from VTT in our group.

6. Assessment and Conclusions of 2006, Perspectives for 2007

6.1 Assessment of 2006

The overwhelming part of the project goals and milestones for 2006 has been achieved. The preparation of the report on the literature survey on environmental effects on fatigue in stainless steels is slightly delayed with respect to the original time schedule, mainly because of several personal changes and retirements in the group during the course of this year, but this not thought to be critical for the further progress of the project. A large effort has been particularly done in the field of sub-project II with both the establishing of the new international network ECG-COMON and by the construction of new high- and low-temperature SCC facilities. The new activities are well embedded within in the international community and have been linked to similar international programs.

6.2 Interim Conclusions

Sub-project-I: Both under BWR/NWC and HWC conditions relevant environmental acceleration of fatigue crack growth was observed in all investigated solution annealed or sensitized stainless steels at low loading frequencies below 0.1 Hz. Below this frequency, the cycle-based crack advance per fatigue cycle da/dN was increasing with decreasing loading frequency down to the lowest loading frequency tested ($3 \cdot 10^{-6}$ Hz). Under comparable loading conditions, the corrosion fatigue crack growth rates under oxidizing BWR/NWC conditions were a factor of 2 to 4 higher than under HWC conditions at low corrosion potentials. Under HWC conditions, neither environmental (ECP, temperature) nor material parameters (steel grade, sensitization, product form, ...) had a strong effect on corrosion fatigue crack growth. Both under BWR/NWC and HWC conditions, the current ASME XI fatigue crack growth curves were increasingly exceeded with decreasing loading frequencies below 0.1 Hz.

Sub-project-II: New high- and room-temperature SCC facilities with the possibility of simultaneous EN measurement were constructed and commissioned and the EN facility was qualified within an international round robin program. Preliminary investigations in high-temperature water indicated that SCC detection by EN might be possible, but further tests with optimized facilities and with an independent on-line SCC detection

method are required. A pre-test indicated that the disturbance of EN signals by the reversed direct current potential drop method might be reduced to an acceptable level, so that both methods might be used simultaneously.

Sub-project-III: Both the round robin program and the investigations with the dissimilar metal weld have confirmed the high SCC susceptibility of Alloy 182 under BWR/NWC conditions and the adequacy of the Swedish disposition curve for this material. In the dissimilar metal weld specimens, cessation of SCC crack growth in the Alloy 182 weld metal was observed at the fusion boundary and no crack relevantly propagated into the adjacent low-alloy RPV steel, which basically confirms the service experience of such welds, where cracking usually was confined to the Alloy 182 weld metal.

6.3 Perspectives for 2007

The first half year of 2007 may become a critical phase for the project, because of the absence of one scientific co-worker (guest scientist stay of Mr. S. Ritter at VTT) and the retirement of two very experienced technicians at the end of 2006, which had to be replaced by two young persons without any expertise in this specific field. This might eventually result in slight delays in the work program and a reduced availability of the loops during a transition period.

The following work is planned for 2007 within the different sub-projects [3]:

Sub-project-I:

- Summary report on literature survey (February 2007).
- Termination of task I (environment), II (material) and III (loading) for BWR/NWC and HWC conditions.
- Modification of two high-temperature water loops for implementation of primary PWR water chemistry conditions (with boric acid and lithium hydroxide) in refreshment mode with sufficiently high autoclave exchange rate (> 4 times per hour) (October 2007).
- First corrosion fatigue experiments in simulated PWR primary coolant environment. Investigation of the effect of temperature.

Sub-project-II:

- Constant load/displacement and slow strain rate SCC initiation and short crack growth tests under BWR/NWC conditions with simultaneous EN and/or DCPD measurement.

- Finite Element calibration of DCPD for circular notched round tensile test specimens.
- Start of joint PSI/EMPA PhD thesis (Summer 2007).
- Performance of 2nd of ECG-COMON round robin test on qualification of electrochemical noise measurement systems.
- Organisation of «Corrosion Monitoring» workshop at the EUROCORR 2007 conference.

Sub-project IIIb:

- One long-term test under BWR/NWC conditions and chloride addition with dissimilar metal weld specimens with crack-planes perpendicular to the fusion line and crack-tips in the dilution zone of the weld metal.
- One long-term test under primary PWR conditions with dissimilar metal weld specimens with crack-planes perpendicular to the fusion line and crack-tips in the dilution zone of the weld metal (December 2007).
- Summary of results from sub-project IIIb in a joint journal publication with FRI (submission at the beginning of 2008).

Attendance and scientific contributions to the following international conferences and meetings are planned for 2007:

- ICG-EAC 2007 Meeting in Taiwan.
- 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems in Canada.
- EUROCORR 2007 in Germany.
- ECG-COMON 2007 Meeting in Germany.

The scientific project co-workers are organizing and chairing workshops and sessions within these conferences/meetings and/or are acting as reviewers.

Additionally, two papers with results from the previous RIKORR-II project shall be published in scientific journals. Journal publications from KORA are not expected before 2008.

7. References

- [1] *Strategiepapier* «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-5284 Rev. 1, March 18, 2005.
- [2] *H.P. Seifert*, «Research in the Field of Plant Lifetime Management of Primary Pressure Boundary Components of LWR», PSI-AN-43-06-02, February 16, 2006.

- [3] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Projektantrag KORA zu Handen der HSK», PSI AN-43-05-22-Rev.1, January 6, 2006.
- [4] *H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, B. Gerodetti*, «Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufs von SWR», Final Report for the Swiss Federal Office of Energy and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, March 13, 2006.
- [5] *H.P. Seifert, S. Ritter, U. Ineichen, U. Tschanz, B. Gerodetti*, «Risskorrosion in druckführenden Komponenten des Primärkreislaufes von SWR», PSI Report No. 03-10, PSI, Switzerland, April 2003.
- [6] *H.P. Seifert, J. Heldt, U. Ineichen, U. Tschanz, B. Tirbonod*, «Spannungsrissskorrosion von Stählen für Reaktor-Komponenten in Heisswasser», Final Report for the Swiss Federal Office of Energy and Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, February 2000.
- [7] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water», SKI-Report 2005:60, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.
- [8] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Review and Assessment of the SCC Test Program with RPV Steels in Oskarshamn 2 and 3», SKI-Report 2005:61, ISSN 1104-1374, SKI, Stockholm, Sweden, March 2006.
- [9] *R.A. Cottis*, *Corrosion*, 57 (3), pp. 265 – 285, 2001.
- [10] *J. Göllner*, *Materials and Corrosion*, 55 (10), pp. 727 – 734, 2004.
- [11] *H.P. Seifert, T. Suter*, «Establishment & Interpretation of Correlations between Macroscopic Electrochemical Noise Signals & Local Stress Corrosion Initiation Events by a Novel Micro-Electrochemical Bottom-up Approach», PhD proposal to the PSI and EMPA Research Committee, November 2006.
- [12] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Literature Survey on SCC Detection by EN Measurements», PSI TM-43-07-01, to appear in January 2007.
- [13] *Q. Peng, T. Shoji, H.P. Seifert, S. Ritter*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14 – 18, 2005.
- [14] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «PSI Contribution to the CASTOC Round Robin on EAC of Low-Alloy RPV

- Steels under BWR Conditions», PSI report No 01-08, ISSN 1019 – 0643, August 2001.
- [15] *W.J. Shack, T.F. Kassner*, «Review of Environmental Effects on Fatigue Crack growth of Austenitic Stainless Steels», NUREG CR-6176, ANL, Argonne, IL, USA, May 1994.
- [16] *H. Kobayashi, K. Kashima*, «Overview of JSME Flaw Evaluation Code for Nuclear Power Plants», International Journal of Pressure Vessels and Piping, 77 (14-15), pp. 937 – 944, 2000.
- [17] *K. Kumpf*, «The Potential of Electrochemical Noise to detect Stress Corrosion Cracking initiation under Simulated Boiling Water reactor Conditions», Diploma Thesis, Friedrich Alexander-University Erlangen-Nuremberg, March 2006.
- [18] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Results of the 2nd PSI Round Robin Test with Alloy 182 under BWR/NWC Conditions», PowerPoint-File, PSI, June 2006.
- [19] *O.K. Chopra, W.K. Soppet, W.J. Shack*, «Effects of Alloy Chemistry, Cold Work, and water Chemistry on Corrosion Fatigue and Stress Corrosion Cracking of Nickel Alloys and Welds», NUREG/CR-6721, ANL, Argonne, IL, USA, March 2001.
- [20] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «KORA: Korrosionsrischwachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen von LWR», PowerPoint-Files & Presentation Handouts, semi-annual KORA project meeting, PSI, September 14, 2006.
- [21] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Ausgewählte Ergebnisse & Schlussfolgerungen aus SpRK, RIKORR-I & -II und Überblick zum KORA-Projekt, PowerPoint-File and Handout, 306. Sitzung der KSA/FIN, HSK, October 25, 2006
- [22] *H.P. Seifert, H. Leber, M. Niffenegger, S. Ritter, B. Tirbonod*, «Strukturintegritätsbezogene Forschungsaktivitäten des PSI im Rahmen des INTER-Forschungsprogrammes», PowerPoint-File and Handout, 30. Sitzung der SVMT-Fachgruppe «Strukturintegrität»/ESIS Sektion CH, PSI, March 29, 2006.
- [23] *H.P. Seifert*, «Primary Pressure Boundary Components of Light Water Reactors – Materials, Operating Conditions and Ageing/Degradation Mechanism», within EPFL Doctoral Course EY-1.2 «Materials for Nuclear Fission Reactors», Winter Semester 2005/2006.
- [24] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Effect of Corrosion Potential on the Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Low-Alloy Steels in High-Temperature Water» Minutes of the 2006 Annual Meeting of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ed.: J. Hickling, CD-ROM, Paper No. L03, Charleston, SC, USA, May 14 - 19, 2006.
- [25] *S. Ritter, H.P. Seifert, K. Kumpf*, «Electrochemical Noise Measurements under Simulated BWR Conditions – Preliminary Results», Minutes of the 2nd ECG-COMON Meeting 2006, Paper WG-2.4, Studsvik, Nyköping, Sweden, June 12 & 13, 2006.
- [26] *Integrated Infrastructure Initiatives for Material Testing Reactors Innovations (MTR+I3)*, 6th Framework Programme for Research, Technological Development and Demonstration, NUCTECH-2005/6-3.4.4.1-1, EURATOM-2005-6.
- [27] *Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE)*, Network of Excellence, NUCTECH-2005/6-3.4.3.1-1, EURATOM-2005-6.
- [28] *Q. Peng, T. Shoji, H.P. Seifert, S. Ritter*, «EAC Crack Growth Behaviour in the Transition Region of an Alloy182/SA 508 Cl.2 Dissimilar Weld Joint under Simulated BWR/NWC Conditions», 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, CD-ROM, Snowbird, UT, USA, August 14 – 18, 2005.
- [29] *H.P. Seifert, S. Ritter*, «Research and Service Experience with Environmentally-Assisted Cracking of Carbon & Low-Alloy Steel Primary Pressure Boundary Components under LWR Conditions», One-day seminar with 8 lectures for the Swedish Nuclear Safety Inspectorate (SKI) and material representatives of Swedish nuclear power plants, SKI, Stockholm, Sweden, September 20, 2005.

DIAGNOSTIK-II

Monitoring of Thermomechanical Fatigue and RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

Author and Co-Author(s)	H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod, M. Ramesh
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Materials Behaviour
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail,	+41 56 310 45 98, hans.leber@psi.ch
Internet address	www.psi.ch and http://lww.web.psi.ch/lww/projects_cs.shtml .
Duration of the Project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

Within the research project DIAGNOSTIK-II non-destructive methods are evaluated for the early detection of thermomechanical fatigue degradation of primary coolant circuit and for the determination of the RPV embrittlement due to neutron irradiation. Both, fatigue and irradiation embrittlement are important degradation mechanisms for primary pressure boundary components. The project is planned as a three year programme (2006-2008) and consists of the two sub-projects SP 1 and SP 2:

SP 1 is a logical continuation of the DIAGNOSTIK-I project, in which fatigue monitoring of austenitic stainless steels was investigated by means of martensite diagnostics. The goals of this subproject are the early detection and assessment of the thermomechanical fatigue degradation in the technical pre-cracked stage based on micro-crack initiation and growth. The sensitivity of several magnetic parameters was analysed by means of a Physical Properties Measuring System. Measuring the magnetization loops in samples of different fatigue stages showed which parameters could be promising for the non-destructive prediction of fatigue. For the detection of short cracks accompanied by martensite localisation a reading head (tape sensor) was used to perform scans over the specimen surface. Also magnetic particles could be detected by this method with high spatial resolution. The results prove the potential of the method and the need of further development. Since thermomechanical loading corresponds better to in-service condition, two equipments for strain-controlled thermomechanical fatigue tests were developed and set-up. The first results of in-phase thermomechanical tests in the temperature range between 100 and 280° C are compared to those obtained by corresponding isothermal low cycle fatigue tests at 100 and

260° C. For the interpretation of non-destructive measurements of cracked surfaces, the microscopic observation and quantification of the crack network evolved during the thermomechanical test is made on a replica taken from the surface of fatigued specimens. If their surface is in the polished and etched condition, the observed cracks can be related to the grains. The dissertation thesis covers the fundamental aspects and investigates the phenomena related to the mechanisms of micro-crack initiation in stabilized steel grades. Based on a literature research the model of Chan is applied to the crack calculations in connection with the model developed for DIAGNOSTIK-I. The model allows determining the microcrack initiation in the grains, its growth up to Stage I and the local martensite formation for isothermal fatigue.

SP 2 deals with the non-destructive determination of reactor pressure vessel steel embrittlement due to neutron irradiation by means of the Seebeck coefficient. The dependency of the Seebeck coefficient on the neutron fluence will be investigated. Preliminary studies showed that the Seebeck coefficient continuously increased about 500 nV/K for the neutron fluence in the range from 0 up to $4.5 \cdot 10^{19}$ neutrons per cm^2 . A linear relation of the Seebeck coefficient with the ductile to brittle transition temperature shift of the absorbed energy measured by the Charpy impact test was observed. Within SP 2 additional measurements of the Seebeck coefficient of irradiated Charpy specimens made out of JRQ-steel were performed in order to prove former measurements. Furthermore, a set of specimens stemming from the surveillance program of Swiss NPPs (KKG, KKB 1 and KKB 2) was measured. The experiments have shown the need of surface preparation which will be done in the continuation of the project.

1. Background and Project Goals

1.1 Background

The new nuclear legislation in Switzerland (Kernenergiegesetz, KEG), which became effective in 2005, does not foresee a specific and general limitation of the (license) lifetime of nuclear power plants (NPP) but requires that the current high safety level is maintained and adequately increased as well as continuously monitored during the whole operation period. Under the new nuclear energy regulation (Kernenergieverordnung, KEV), NPP will be provisionally taken out of operation if the integrity of the primary coolant circuit and of the containment or the core cooling should not be fully assured. In such a case, relevant maintenance and retro-fitting measures have then to be implemented by the utility to obtain the re-operation grant through the safety authority.

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss NPP fleet (21 to 37 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK) is therefore placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing and degradation.

An accurate knowledge of the actual real degradation stage of aged primary pressure boundary components (PPBC) is essential for reliable lifetime prediction and structural integrity or safety assessments. In the above mentioned context and with regard to plant life extension, the development and evaluation of advanced in-service inspection and continuous monitoring techniques for the detection, characterization and evaluation of degradation and ageing in primary pressure boundary components, in particular in the technical pre-crack stage, are becoming increasingly important. Furthermore, such tools form the basis of an efficient and strategic proactive ageing management approach. This is different from classical non-destructive testing (NDT), which is dealing with the detection and sizing of large defects.

Fatigue and irradiation embrittlement are important degradation mechanism for primary pressure boundary components. Relatively few fatigue cracking incidents have occurred in fatigue designed PPBC components in recent years and were mainly related to thermal or thermomechanical fatigue and to very specific thermal-hydraulic loading conditions, which were not anticipated during the design stage.

In the preceding project DIAGNOSTIK-I (2002-2005) modern magnetic NDT methods were evaluated, tested and optimized for the detection of fatigue degradation in austenitic stainless steel (ASS) pipe material in terms of the strain-induced martensite fraction. There is a monotonic increase of the so formed ferromagnetic martensite with rising fatigue cycles. The affinity for strain-induced martensite formation of the paramagnetic austenite depends on the initial material state, i. e. the chemical composition, the strength, the final heat treated or cold worked condition and on the operating conditions (component). It was shown that under laboratory conditions martensite volume fractions in the order of less than one percent until 50 % were accurately measured by non-destructive modern magnetic methods in fatigued specimens. A ranking of magnetic measuring methods also taking into account the possibility of field measurements was suggested. Since those tube and pipe (TP) materials reveal a high austenite stability the small volume fractions of strain-induced martensite were always locally observed in the more strained region along the short crack flanks and at the crack-tip. These cracks initiated at the surface of the fatigue specimens and grew towards the centre of the bulk.

In the present research project **DIAGNOSTIK-II**, the sub-project **SP 1, monitoring of thermomechanical fatigue**, represents a logic continuation of the DIAGNOSTIK-I project. In this sub-project the early detection of material degradation in terms of thermomechanical fatigue cracks in the technical pre-cracked stage is focussed on the evaluation and optimization of non-destructive methods for measuring the changing electric, magnetic or thermoelectric properties of the surface of specimens and exchanged components with short-cracks or crack-networks.

The RPV embrittlement due to neutron irradiation is usually monitored by destructive Charpy impact tests of irradiated surveillance specimens. The ductile to brittle transition temperature (DBTT) shift of the absorbed energy versus temperature curve represents a measure of the brittle character of ferritic low alloyed steel. In the context of plant life extension there could be a lack of irradiated Charpy V-notch surveillance specimens. Non-destructive measurements of the DBTT will complement or even partly replace the destructive impact tests for the monitoring of the embrittlement.

The **Sub-project SP 2 of DIAGNOSTIK-II** aims to strengthen the results of a preliminary study. It was shown that the DBTT shift is related to the change of the Seebeck Coefficient. The latter can be determined

by the thermoelectric voltage also called thermoelectric power (TEP) between the warm and a cold contact on the irradiated Charpy-V-notch specimen. It was also revealed that there is a monotonic dependence of the Seebeck coefficient on the neutron fluence. The aim of SP 2 is to verify former results for a JRQ material and to apply the TEP-method to Surveillance specimens of Swiss nuclear power plants.

1.2 Project Goals

1.2.1 Sub-project SP 1: Monitoring of Thermo-mechanical Fatigue

The objective of this sub-project is to evaluate and identify possible non-destructive magnetic and (thermo-)electric methods for the early detection of thermomechanical fatigue (TMF) degradation in the technical pre-crack stage based on crack initiation and micro-crack growth. In a second stage promising methods will be further developed and optimized for TMF monitoring and qualified on exchanged components, which experienced TMF during service. For this reason two test facilities for TMF will be developed and set-up. TMF will be systematically studied under plant relevant conditions as a function of loading, thermal and material parameters and compared to the isothermal low cycle fatigue (LCF) behaviour. The crack initiation and micro-crack growth processes during these tests will be studied off-line and in-situ by different metallographic replica methods and the existing and new Micro-magnetic Multi-parameter Microstructure and Stress Analysis (3MA). This systematic study will help to identify suitable magnetic and electric parameters for the detection of TMF damage. This work is supported by a PhD thesis, which covers the fundamental aspects and investigates the microstructural changes and the crack initiation and growth processes during TMF by advanced methods (2 dimensional electron back scattered diffraction (EBSD), atomic force microscopy (AFM), scanning and transmission electron microscopy (SEM, TEM, respectively) and nanoindentation). To support the interpretation of these complex investigations, both the micro-crack and local martensite formation during TMF are additionally modelled by metal-physical crystal plasticity approaches. This sub-project is closely linked to the complementary PLIM-project, which deals with the experimental characterization and modelling of cyclic thermal shock under complex thermal-hydraulic mixing conditions. In PLIM, more realistic small component tests are

performed and a robust top down continuum mechanics modelling approach with advanced finite element method is followed, which allows prediction on the behaviour of complex large components, but does not reveal information on the microscopic process leading to crack initiation.

1.2.2 Sub-project SP 2: Monitoring of RPV Embrittlement Due to Neutron Irradiation

The second sub-project SP 2, determination of RPV embrittlement owing to neutron irradiation by means of the Seebeck coefficient and of micro-magnetic properties of reactor pressure vessel steels, aims to verify the results of the former measurements of JRQ-material within a pre-study. The applicability of the method on materials relevant for Swiss NPP's is investigated. A first set of selected Surveillance specimens was measured by the TEP-method. The accuracy, repeatability and limits of this method will be studied.

2. Work Carried out and Results Obtained

2.1 Sub-project SP 1: Monitoring of Thermomechanical Fatigue

2.1.1 Test Materials

Seven heats of four different austenitic stainless tube and pipe (TP) steel grades, designed and processed for use as piping in NNPs, are now available for experiments and analysis. All pipe materials have an outer diameter of 219 mm. Five of the seven lots were procured and characterized for the DIAGNOSTIK-I project and the two recent lots from other heats were purchased and characterized for the investigations within the DIAGNOSTIK-II project. All materials correspond to the specification *ASME SA-312/SA-312M* for seamless and welded TP materials. The first new material is the non-stabilized grade TP 304L, denoted in terms of PSI code by H, the second the Nb stabilized grade TP 347, denoted by K. Note that the numeric code for TP materials is identical to the corresponding AISI designation. Table 1 represents the complete list of the available steel lots and compares their *ASME SA312/SA312M* steel grade designations to those according to the European standard *EN 10088-3* and to the «Werkstoff-Nr.», and indicates the wall thickness of the pipe materials. The chemical composition of the two new pipe materials was inspected similarly to the former lots by *Inducti-*

ve Coupled Plasma Optical Emission Spectroscopy (ICP-OES) and by combustion (elements C, S and N), Table 2

summarises the chemical composition of all grades and heats:

ASME SA-312/SA312M	PSI Code	EN 10088-3	W.St.-Nr.	Wall thickness [mm]
TP 304L	A	X2CrNi19-11	1.4306	23
TP 304L	H	X2CrNi19-11	1.4306	18
TP 316L	B	X2CrNiMo17-12-2	1.4404	23
TP 321	R	X6CrNiTi18-10	1.4541	16
TP 321 *)	C	X6CrNiTi18-10	1.4541	23
TP 347	D	X6CrNiNb18-10	1.4550	15.87 (5/8 in)
TP 347	K	X6CrNiNb18-10	1.4550	18

*) formerly denoted TP 321H

Table 1: Available steel grades and heats and their wall thickness.

TP (Code)	C	Si	Mn	P	S	Cr	Mo	Ni	Co	Cu	N	Nb	Ti
304L (A)	0.029	0.20	1.77	0.020	0.004	19.0	0.122	10.35	0.034	0.186	0.0748	0.002	0.002
304L (H)	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	17.9	0.247	10.00	0.088	0.305	0.059	0.001	0.001
316L (B)	0.021	0.26	1.69	0.033	0.003	17.5	2.15	11.14	0.093	0.273	0.0601	0.012	0.003
321 (R)	0.073	0.20	1.87	0.021	0.004	18.0	0.334	10.20	0.055	0.182	0.0098	0.001	0.517
321 (C)	0.060	0.18	1.88	0.03	0.004	17.9	0.234	10.13	0.109	0.223	0.0107	0.015	0.431
347 (D)	0.055	0.27	1.74	0.023	0.006	17.9	0.351	10.48	0.102	0.225	0.0266	0.717	0.003
347 (K)	0.058	0.20	1.72	0.025	0.006	17.4	0.441	10.40	0.077	0.268	0.045	0.571	0.001

Table 2: Chemical composition of the seven heats made of the four steel grades TP 304L, TP 316L, TP 321 and TP 347 according to ASTM SA-312/SA-312M (Results in mass %).

TP (Code)	Yield strength (offset = 0.2 %) $R_{p0.2}$ [MPa]	Tensile strength R_m [MPa]	Uniform elongation (at F_{max}), A_g [%]	Elongation at fracture A [%]	Reduction of area Z [%]	Modulus of elasticity E [GPa]
304L (H)	202 ± 2	540 ± 2	43.0 ± 0.5	58.0 ± 0.5	82.7 ± 0.2	201.2 ± 9.8
304L (A)	262 ± 3	576 ± 5	46.0 ± 1.5	62.0 ± 2.5	84.0 ± 0.3	201.7 ± 1.5
347 (K)	221 ± 2	570 ± 1	38.1 ± 0.3	51.2 ± 0.1	75.0 ± 3.8	188.2 ± 10.2
347 (D)	209 ± 3	556 ± 3	44.5 ± 1	57.5 ± 1	75.9 ± 0.6	198.0 ± 2.7

Table 3: Results from the tensile tests according to EN 10002-1 of the 2 new heats compared to the former heats of TP 304L and TP 347.

The processing sequences of all materials consist of hot working, solution annealing, quenching in water, pickling and grinding.

The quasi-static mechanical properties of the two new material heats were examined by tensile tests of DIN 50125 – B 10 x 50 specimens (diameter 10 mm, gauge length 50 mm) according to EN 10002-1 and compared to the earlier heats of the two grades. Table 3 resumes the properties deduced from the plotted stress-strain curves. The Nb stabilized grade TP 347 (K) exhibits a higher yield strength as well as higher tensile strength than the non-stabilized grade TP 304L (H). The former heats of the same steel grades TP 304L (A) and TP 347 (D) show a reverse behaviour. However, both heats of the stabilized grade TP 347 present a lower elongation and reduction of area than that of the non-stabilized grade TP 304L.

The microstructure revealed by light microscopy of polished and etched radial sections consists in both materials of a homogeneous almost delta-ferrite-free austenite matrix. The results confirm that the grain size of the stabilized grades is usually a factor of two finer than in the non-stabilized grades.

2.1.2 Early Detection of Thermomechanical Degradation

2.1.2.1 Influence of Cyclic Strain Load on the Magnetization Curves of Austenitic Stainless Steels

a) Introduction

Among several non-destructive testing techniques, conventional magnetic methods are widely used to detect technical cracks. More advanced magnetic me-

thods for the detection of material degradation in the pre-cracked state are very promising, however, they are still under investigation.

Some of those advanced magnetic methods are based on the strain-induced martensite transformation. In meta-stable austenitic stainless steels (ASS), fatigue may be accompanied by a partial transformation of the paramagnetic face centred cubic phase (γ -fcc) into body centred tetragonal martensitic phase (α' -bct) which is ferromagnetic. Such transformations are driven by thermodynamic forces including temperature and mechanical deformation. If the α' -phase was formed by deformation, it is called strain-induced martensite. The corresponding changes of magnetic properties can be detected and may serve as an indication for the remaining lifetime of a component, i.e. the degree of fatigue. Such changes may be determined by measuring the eddy current impedance, the magnetic permeability and the remanence field [4]. In the former investigation it was shown that the effect can be used as an indication of the fatigue state in meta-stable ASS if several conditions listed below are fulfilled [4]:

- The affinity to the martensitic transformation has to be sufficient to allow the detection of the formed phase.
- Beside the chemical composition of the material, also its degree of cold-working, heat treatment and initial state must be known.
- Knowledge of the loading conditions, i.e. strain amplitude, load mode and operating temperature is needed.

Most of these conditions could in principle be fulfilled by generating the concerning calibration curves (reference curves) of the material under investigation. Furthermore, the operating conditions are known in most cases. However, as shown in the DIAGNOSTIK-I project, the high quality materials installed in NPPs often exhibit very low affinity to form strain-induced martensite. It was also shown, that even the magnetic changes can still be observed under laboratory conditions, the signal to noise ratio might be too bad for the successful implementation of the methods used in DIAGNOSTIK-I. Hence other magnetic methods are demanded which are even more sensitive to the material changes caused by fatigue than the ones mentioned above.

In order to seek for such sensitive methods and to evaluate the sensitivity of the magnetic parameters, we analysed the magnetic behaviour of the austenitic stainless pipe steels TP 304L, 316L, 321 and 347, which

are frequently used in primarily loops of NNPs, by measuring their magnetization curves. For this purpose we used a Physical Properties Measuring System (PPMS) from Quantum Design, San Diego, CA. This apparatus uses the principle called Vibrating Sample Method (VSM) for measuring the magnetization of a vibrating sample in a magnetic field. The high sensitivity of this VSM apparatus is reached by detecting the induction of the moving and magnetized sample with a SQUID (Superconducting Interference Device).

The measurements were performed in the DC and the AC mode. In the DC-mode an external magnetic field is increased and decreased up/down to certain field strength, in order to magnetize the sample. The resulting magnetization loop yields several characteristic magnetic properties of the tested material. These properties are sensitive to fatigue and the corresponding material changes (martensite formation). In the AC-mode a small alternating magnetic field (a so-called minor loop) with the amplitude of 10 Oe (796 A/m) and a frequency of 1 kHz and 10 kHz, respectively, is superimposed to an applied DC-field. For a more detailed description of the method, we refer to [5].

b) Magnetization Loops of TP 304L, 316L, 321 and 347 [3]

The five investigated pipe materials are the non-stabilized steels TP 304L (A) and TP 316L (B) the Ti-stabilized TP 321 (R) and TP 321(C) and the Nb-stabilized TP 347 (D) listed in Table 1. Their chemical compositions are summarized in Table 2. After isothermal cycling of the fatigue specimens, a small (3 x 3 x 4 mm) material probe was taken from the middle of those specimens for the magnetic measurements.

DC-measurements: The magnetization loops of material samples in different fatigue states were measured in the DC-mode of the PPMS. Several magnetic parameters can be evaluated from the magnetization loops. Among these are the saturation magnetization M_S , remanent magnetization M_R , coercive field M_C , field dependent permeability and the integrated hysteresis loop IM_{DC} . The value IM_{DC} corresponds to the energy dissipation represented by the area within one hysteresis loop.

In Table 4 the sensitivities of the magnetic parameters vs. the amount of α' are given in the range of $0 < \alpha' < 3\%$ corresponding to usage factors D from $D = 0$ to $D = 1$. The sensitivity is given as the relative changes of the magnetic parameters. It was observed that even though the increase of martensite is below 1%, the

change of the concerning magnetic parameters is significant. The most sensitive parameter evaluated by analysing the magnetization loop is the integral I_{M_DC} .

The magnetization loops for the investigated materials are shown in Figs. 1 to 5. In the PPMS measurements the magnetic field H was increased from -3000 Oe up to $+3000$ Oe and the magnetization M_{3000} is given in electro-magnetic units emu ($1 \text{ emu} = 10^{-3} \text{ Am}^2$) for $H = 3000$ Oe. It is worthy mentioning that no saturation magnetization was achieved. The Figs. 1 to 5 show the influence of the α' -content on the shape of the magnetization loops. Whereas the un-fatigued materials with low α' -content show almost paramagnetic behaviour, the fatigued ones are changed to ferromagnetic properties represented by the S-shaped magnetization curve. Therefore, all the magnetic parameters shown in Table 1 are increased. However, for material TP 316L (B) the changes are much smaller than in the other materials. The reason is the stability of the martensitic phase in this material.

AC-Measurements were performed in the range from $H = -3000$ Oe to $+3000$ Oe by superimposing an alternating magnetic field of 10 Oe and a frequency of 1 kHz and 10 kHz, a so called minor loop, on the effective field. The magnetization induced by this minor loop was recorded as a function of the magnetic field H . The results of the AC-measurements are shown in Figs. 6 to 10. A high sensitivity of the AC-magnetization due to the α' -content is shown for the investigated materials. The sensitivity is highest at zero applied field ($H = 0$) where the relative change of the peak value in Table 4 is taken from. The maximum change of the magnetization (Peak M_{AC} in Table 4) was observed for TP 304L. As expected, the smallest AC magnetization was observed for the un-stabilized TP 316L (B). Nevertheless, the

relative change of 36 % is still much more significant than the corresponding increase of 1 % in the M3000 and the increase of 0.11 % of martensite.

Influence of operating temperature: In accordance to the low affinity for the α' -formation at elevated temperatures, a large influence of the operating temperature – this is the temperature at which the material was fatigued – on the magnetic parameters was observed. In Fig. 3 the magnetization loops of TP 321 (R) are shown as a function of the operating temperature. In Fig. 11 and 14 we compare the magnetization (M_{DC} and M_{AC}) of material TP 321(C) for the operating temperatures $T = 80^\circ \text{ C}$ and $T = 140^\circ \text{ C}$, respectively. Notice, that fatiguing the samples either at $T = 80^\circ \text{ C}$ or $T = 140^\circ \text{ C}$, leads to a difference in $\Delta\alpha'$ of about 0.7 %.

c) Conclusions

The sensitivity of the magnetic parameters due to fatigue of the austenitic stainless steel TP 304L, 316L, 321 and 347 was studied and compared with the amount of formed martensite. These measurements of the magnetic properties were performed in the DC and the AC mode of a Physical Properties Measuring System (PPMS) from Quantum Design, San Diego, CA. In the DC-mode an external magnetic field was increased and decreased up/down to reach magnetic saturation. The resulting magnetization loop yields the characteristic magnetic properties of the tested material. These properties are sensitive to fatigue and the corresponding material changes (martensitic transformation). In the AC-mode a small alternating magnetic field (a so-called minor loop) with the amplitude of 10 Oe (796 A/m) and a frequency of 1 kHz and 10 kHz, respectively, was superimposed to a DC-field. It could be observed that the relative changes of the magnetic parameters are much lar-

Parameters influencing the magnetic properties					Relative change of magnetic parameters in %				
Material		α' [vol-%]	D	N	M_R	M_C	M_{DC3000}	Integral I_{M_DC}	Peak M_{AC}
TP 304L (A)	from	0.37	0.2	6332	1055	109	105	995	274
	to	0.64	1	38614					
TP 316L (B)	from	0.35	0.2	7188	88	33.3	1	244	36
	to	0.46	1	46942					
TP 321 (R)	from	0.8	0	0	363	66	50	1175	158
	to	1.28	1	53805					
TP 321 (C)	from	0.45	0.2	4679	116		177	189	228
	to	1.37	1	26890					
TP 347 (D)	from	0.41	0	0	518	181	446	745	104
	to	0.96	1	51710					

Table 4: Relative changes of magnetic parameters due to fatigue of ASS (D = usage factor, N = fatigue cycles).

ger as the concerning change of the martensite content. The measured magnetization, induced by these minor loops, appeared to be very sensitive to the amount of strain induced martensite, i.e. to the degree of fatigue.

Among the evaluated parameters, the integral $\int M dH$ built over the hysteresis loop and the magnetization, induced by the minor loops of small amplitudes, appeared to be the most sensitive indicators for the amount of strain induced martensite, i.e. to the degree of fatigue. In opposite this allows determining the fatigue

state even for ASS with a low affinity for strain induced martensitic transformation.

We conclude that applying magnetic minor loops might be advantageous for the non-destructive evaluation of fatigue in ASS, especially in cases where very small amount of strain induced martensite is formed. This fact is partially implemented in a technique called Micro-magnetic Multi-parameter Microstructure and Stress Analysis (3MA), developed by Fraunhofer Institute. The instrumentation now available at PSI will be used in 2007 for further investigations.

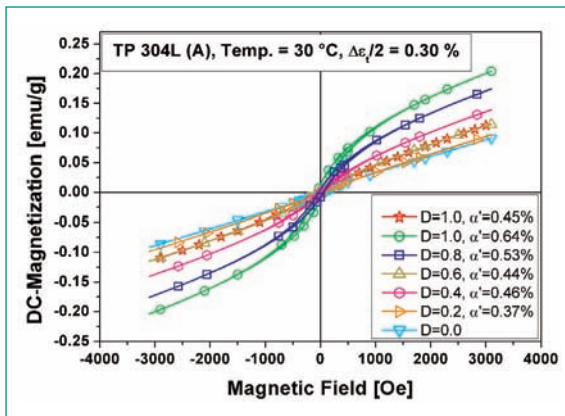


Fig. 1: Magnetization loop for TP 304L (A).

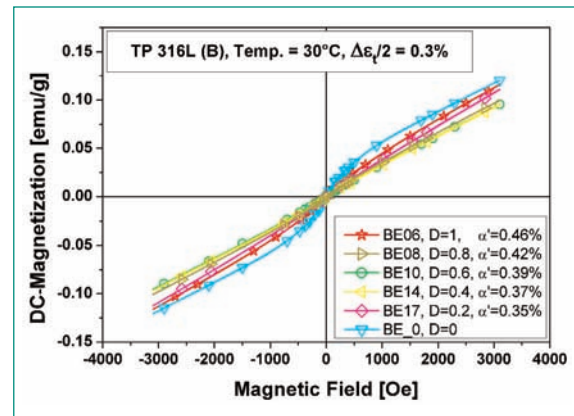


Fig. 2: Magnetization loop for TP 316L (B).

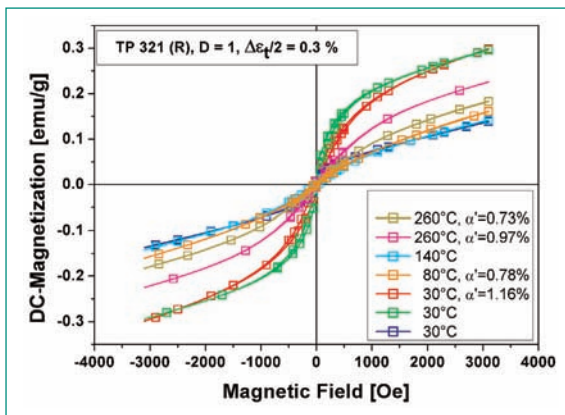


Fig. 3: Magnetization loop for TP 321 (R).

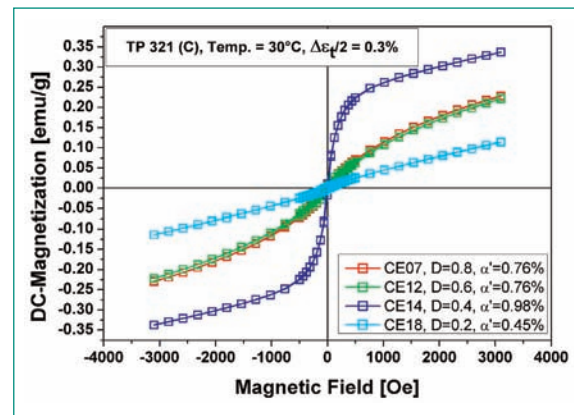


Fig. 4: Magnetization loop for TP 321(C).

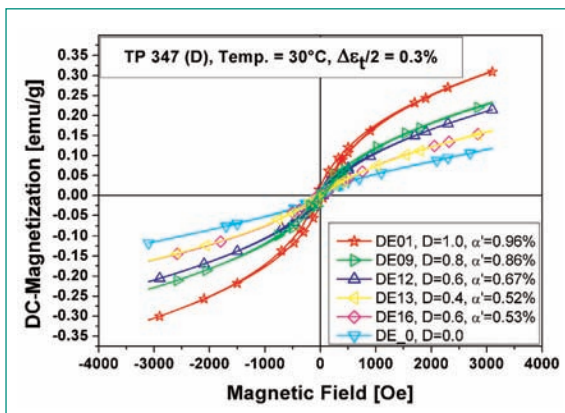


Fig. 5: Magnetization loop for TP 347 (D).

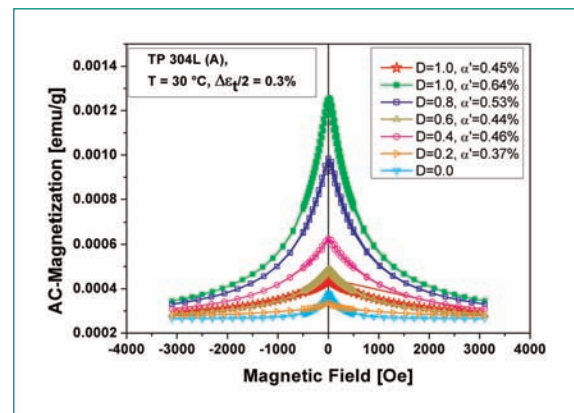


Fig. 6: AC-magnetization vs. magnetic field H for TP 304L (A).

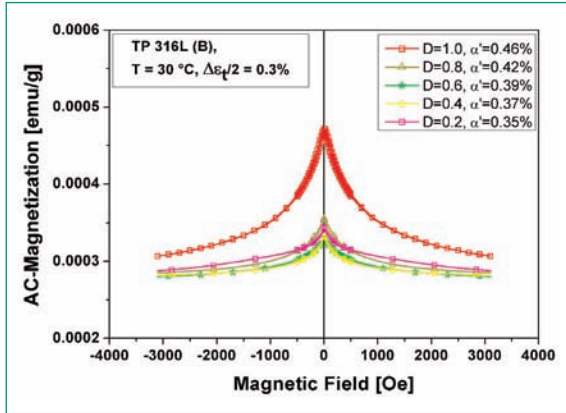


Fig. 7: AC-magnetization vs. magnetic field H for TP 316L (B).

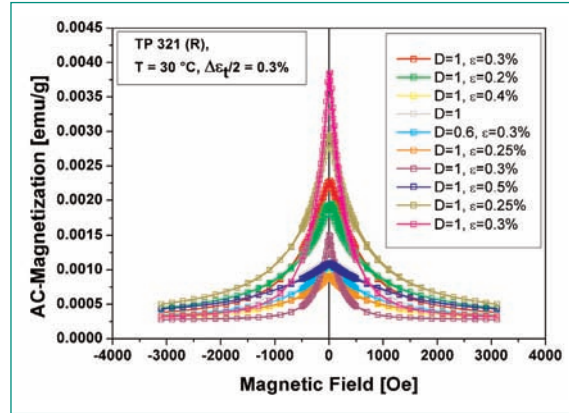


Fig. 8: AC-magnetization vs. magnetic field H for TP 321 (R).

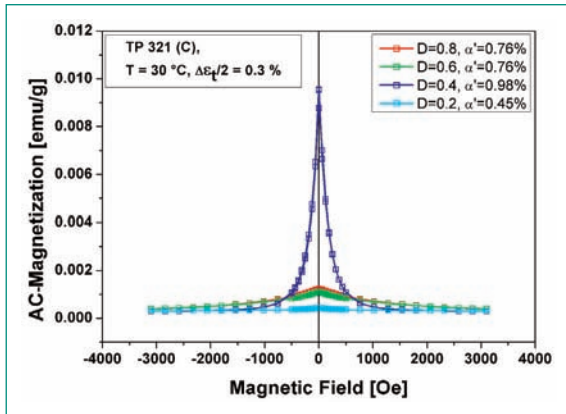


Fig. 9: AC-magnetization vs. magnetic field H for TP 321 (C).

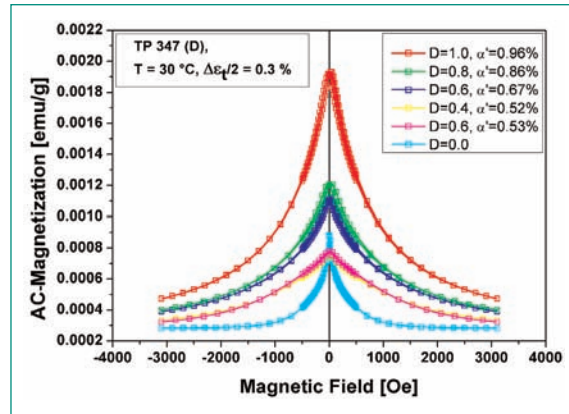


Fig. 10: AC-magnetization vs. magnetic field H for TP 347 (D).

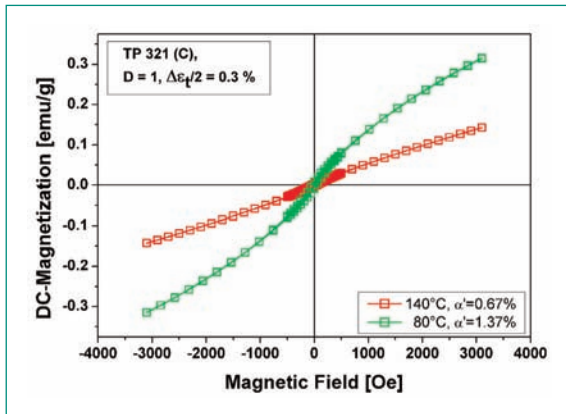


Fig. 11: DC-magnetization vs. magnetic field H of TP 321 (C) for operating temperatures 80 °C and 140 °C, respectively.

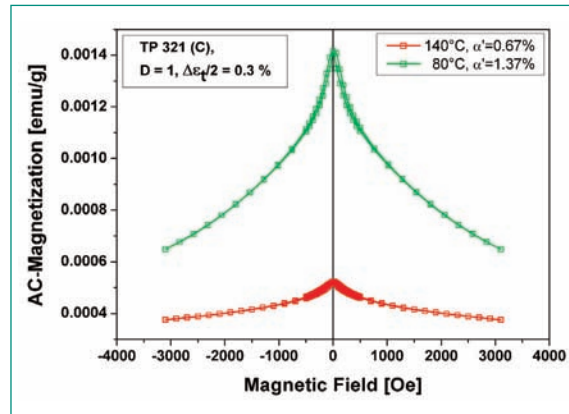


Fig. 12: AC-magnetization vs. magnetic field H of TP 321 (C) for operating temperatures 80 °C and 140 °C, respectively.

2.1.2.2 Detection of Short Cracks with a Tape Reading Head

It is the aim of DIAGNOSTIK-II to characterize the fatigue state of austenitic stainless steel (ASS) based on the appearance of short cracks. In principle microcracks (not exceeding one grain diameter) growing to short cracks (extension of 2 to 10 grains) can be detected by light or electronic microscopy. However, these methods are not appropriate for field application on technical components. Therefore, an alternative method for de-

tecting short cracks is in great demand. Since the magnetic methods tested in DIAGNOSTIK-I, which are based on Eddy Current Impedance, Remanence Field and Magnetic Permeability, are appropriate for detecting macroscopic martensite concentrations but not micro- or short cracks, we are seeking for alternative methods. A promising method for measuring the magnetic particles with high spatial resolution by the application of a reading head (tape sensor), widely used in electronic music devices, was tested. In Fig. 13 the principle of the

method is shown schematically. The reading head is moved over the specimen's surface feeling the magnetic stray field \mathbf{B} produced by the ferromagnetic particles (martensite) around the crack and leading to a magnetic flux ϕ through the surface \mathbf{A} . Following the law of Faraday the voltage \mathbf{U}_{ind} induced in the sensor is proportional to the strength of the stray field and the velocity of the scanning sensor. The amplified signal is measured, recorded and analysed with an oscilloscope.

In a preliminary step we tested this method to detect macroscopic (visual) cracks of a fatigue specimen. Fig. 14 shows the reading head while scanning the surface of an hour glass fatigue specimens. The result of such a scan is shown in Fig. 15, where the measured signal is visualized in a 3D plot versus longitudinal and circumferential coordinates. The cracks are clearly represented by the peaks appearing in the plot. In Fig. 16 an alternative presentation of the results is shown in a 2D plot, where in Fig. 17 the locations and lateral extensions of the visible cracks are indicated.

In a second step we applied the method to a fatigued specimen that contains short cracks which were found by microscopy. Unfortunately we could not uniquely detect these cracks with the prescribed method. At the moment it is not clear whether the amount of martensite around the micro cracks exists, what is a requirement of this magnetic method, or whether the signal to noise ratio of the sensor system is too small.

Preliminary conclusion: It was shown that macroscopic cracks surrounded by a martensite concentration can be detected by scanning the surface with a magnetic reading head. However, the same analysis performed on specimens with short cracks did not yet perform clear and conclusive results. Since the results are based on preliminary tests it is too early to make any conclusions with respect to the applicability of the method.

2.1.3 Thermomechanical Fatigue Tests

2.1.3.1 Set-up of Test Equipments

A thermomechanical fatigue (TMF) test equipment was set-up and developed to better simulate TMF damage under complex thermal-hydraulic mixing conditions. For this purpose two identical equipments were procured. Both of them consist of a low cycle fatigue testing system *Instron 8862* 100 kN with an axial servoelectric dynamic testing system having a two column load frame and compact digital control electronics. The fatigue specimen is heated in a suitably hand crafted induction coil supplied by a high frequency generator with a permanent high frequency (HF) power of 5 kW at a frequency between 30 and 150 kHz. The induction heating coil as well as the manual crosshead clamps is closed loop water cooled. The water temperature is controlled by a cooling unit. A digital universal proces-

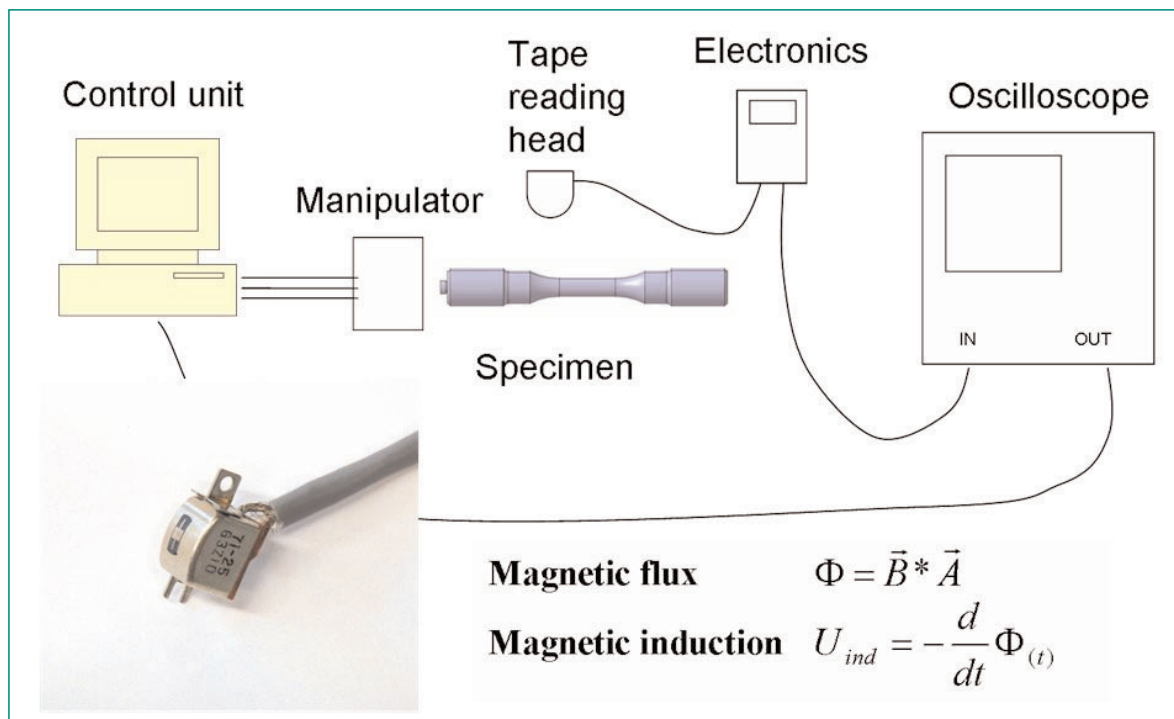


Fig. 13: Principle of the magneto-inductive method using a reading head.

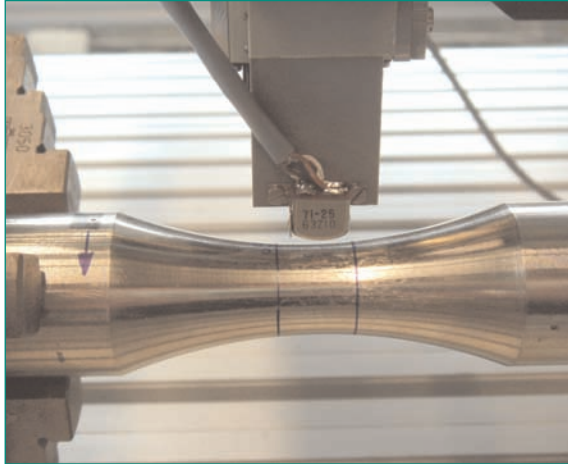


Fig. 14: Magnetic reading head used to scan the surface of a fatigued specimen for detecting cracks.

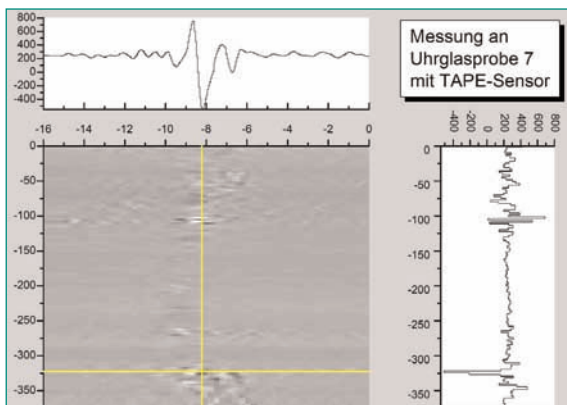


Fig. 16: Post processing allowing the data analysis by performing line scans in longitudinal or circumferential direction.

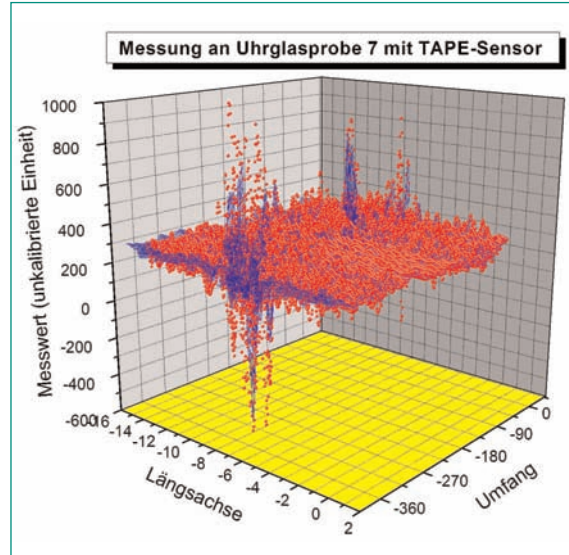


Fig. 15: Detected signal vs. coordinates. The cracks in the middle of the longitudinal coordinate are clearly detected.

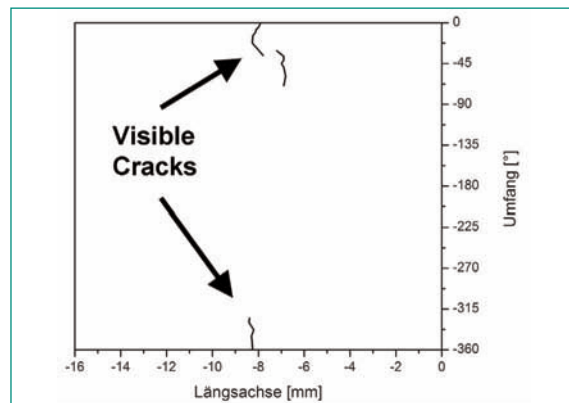


Fig. 17: Location of the optically detected cracks.

sensor controls the balance of induction heating and forced air cooling so that the ramps correspond to the desired experimental parameters. Fig. 18 shows the HF generator behind the load frame, the digital universal processor and the personal computer for command and record of test data. Fig. 19 illustrates the experimental chamber with the fatigue specimen fixed by water cooled grips, the induction heating coil, the extensometer as well as the thermocouple fixed onto the specimen and two of four nozzles for forced air cooling. The thermocouple fixed to the fatigue specimen serves to control and to monitor the temperature at any time of the experiment. Preliminary thermal cycles of a specimen with three thermocouples each inserted in a bored hole at the ends and in the centre of the gauge length permitted to determine the temperature uniformity or variation. A large effort was placed on the coil geometry in order to minimize the temperature variation over the

gauge length of the specimen. The temperature profile over the specimen can be admitted to be within ± 5 °C.

These facilities allow performing reproducible TMF experiments in air and in the range up to the primary circulation coolant temperature. The equipment can be extended to test hollow cylindrical specimens to investigate later the effect of reactor coolant or to perform cyclic thermal shock experiments.

2.1.3.2 Thermomechanical Experiment

TMF consists of periodic mechanical and thermal loading. In the case of the In-Phase (IP) TMF the maximum mechanical load of triangular waveform is reached at the highest temperature, whereas the minimum mechanical load coincides with the lowest temperature (Fig. 20). If maximum mechanical load were reached at the lowest temperature and the minimum mechanical load at the

highest temperature we would have the regime of Out-of-Phase (OP-TMF) [7]. Both kinds of tests correspond to usual experimental practice (ASTM E 2368-04, [8]).

The specimens for TMF have the same dimensions as those for LCF experiments and have been made by the same machining processes according to the ASTM E 606 standard. The diameter is of 8 mm, the gauge length of 20 mm. The mechanical strain ϵ_{mech} of the fully reversed (zero mean strain) strain controlled TMF experiments has a triangular waveform of 0.01 Hz. In the case of the chosen total mechanical strain amplitude $\Delta\epsilon_{\text{mech}}/2$ of 0.4 % the strain rate will be $\dot{\epsilon} = 1.6 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$. The calculated average inelastic strain amplitude $\Delta\epsilon_{\text{inelastic}}/2$ is between 0.25 and 0.27 %. Since low cycle fatigue (LCF) experiments within the DIAGNOSTIK-I project had a sine curve, complementary experiments with triangular waveform were run at the same frequency f of 0.5 Hz for a better comparison with the TMF cycles. Note that the strain rate $\dot{\epsilon}$ of the LCF experiments is 50

times higher than in TMF cycles. The temperature interval is between 100 and 280° C. In agreement with common and standardized TMF practice, the thermal dilatation and contraction of the specimen must not exert any mechanical stress and strain on the specimen during the fatigue cycles. Therefore, preliminarily pure thermal cycles in the given temperature interval were run so that the thermal strain ϵ_{therm} corresponding to the expansion or contraction could be measured. The thermal strain ϵ_{therm} has to be added at any time to the mechanical strain ϵ_{therm} .

2.1.3.3 First Results Compared to Isothermal Low Cycle Fatigue Experiments

The first results of IP-TMF experiments were obtained with specimens made out of the non-stabilized grade TP 316L (B) and of the Ti stabilized grade TP 321 (C), two heats investigated in the DIAGNOSTIK-I project. The minimum, mean and maximum stress, σ_{min} , σ_{mean}

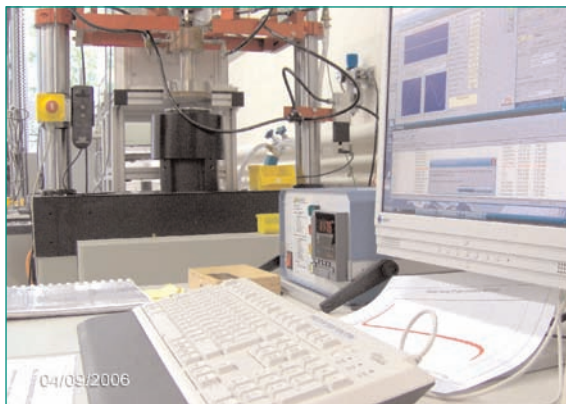


Fig. 18: General view of the TMF equipment. From back to front: Induction furnace, mechanical frame, T controller, PC command and analysis.

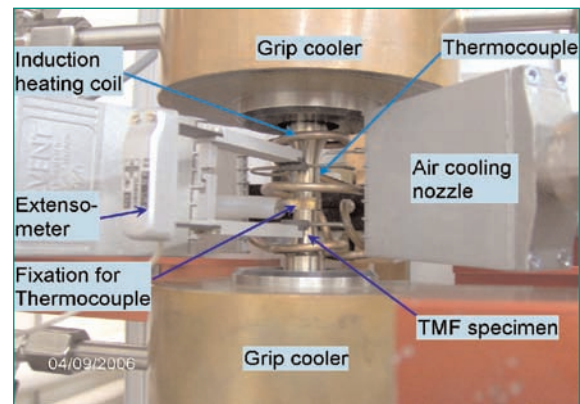


Fig. 19: TMF equipment: Fixed up fatigue specimen with induction heating coil, extensometer for strain control, cooling nozzle and thermocouple.

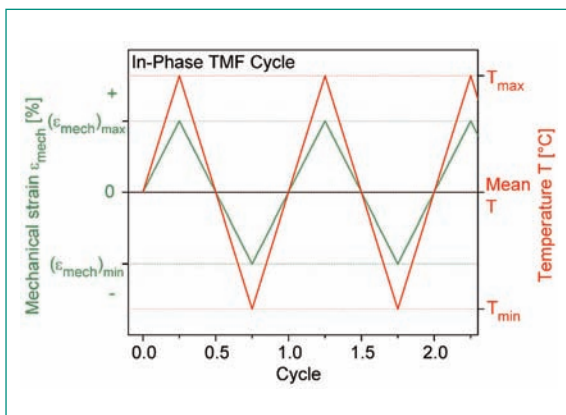


Fig. 20: In-phase TMF cycle: The maximum temperature coincides with the maximum strain and the minimum temperature with the minimum strain.

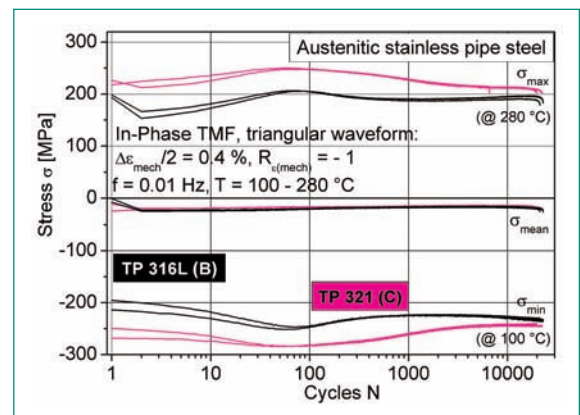


Fig. 21: Maximum, minimum and mean stress σ_{max} , σ_{min} and σ_{mean} vs. cycle number N obtained by IP-TMF experiments at the fully reversed mechanical strain amplitude $\Delta\epsilon_{\text{mech}}/2 = 0.4$ % between the temperature $T = 100$ and 280 ° C of the non-stabilized steel TP 316L (B) and of the stabilized TP 321 (C).

and σ_{max} , respectively, versus the IP-TMF cycles are plotted in Fig. 21. This corresponds to usual practice [9,10], because the maximum (tensile) stress, measured at highest temperature T of 280° C, is expected to be lower than the absolute value of the minimum (compressive) stress occurring at lowest temperature T of 100° C. Since the resistance to plastic flow is reduced with increasing temperature, the recorded tensile stress response is indeed lower than the compressive stress response (Fig. 21). This is also underlined by the negative mean stress σ_{mean} having a value of about -25 MPa. The stabilized grade TP 321 (C) in general reaches higher stress values than the non-stabilized TP 316L (B). This is in qualitative agreement with the results obtained by LCF experiments. It is also observed that the non-stabilized TP 316L (B) shows a secondary hardening, which was

stated in isothermal LCF experiments only at the temperature of 200° C and above. Since almost only very limited strain-induced martensite was observed at higher temperatures than 100° C, mainly in non-stabilized grades, the secondary hardening is rather supposed to be due to dynamic strain aging than to strain-induced martensitic transformation. The stabilized grade TP 321 (C) sensitive to secondary hardening during LCF cycles does not show it during TMF cycles. We experimented in both materials that higher mechanical strain amplitude $\Delta\epsilon_{mech}/2$ of 0.6 % gives higher tensile and compressive stress responses and lower fatigue life cycles as it is expected (Fig. 22 and 23).

Comparing the response of the two tested materials to TMF and LCF experiments we can state: The plot of the maximum stress versus the isothermal fatigue cycles at

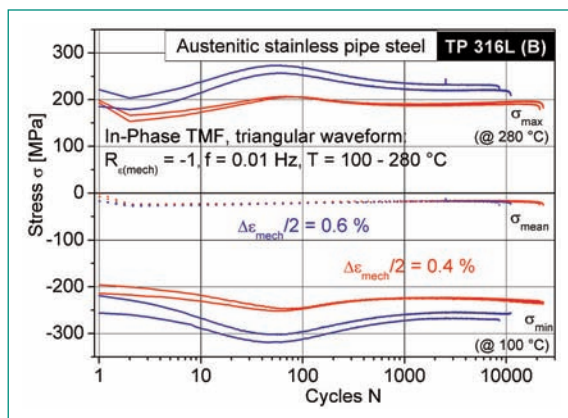


Fig. 22: Maximum, minimum and mean stress σ_{max} , σ_{min} and σ_{mean} , vs. cycle number obtained by IP-TMF experiments at the fully reversed mechanical strain amplitudes $\Delta\epsilon_{mech}/2 = 0.4$ and 0.6 % between the temperature $T = 100$ and 280° C of the non-stabilized steel TP 316L (B).

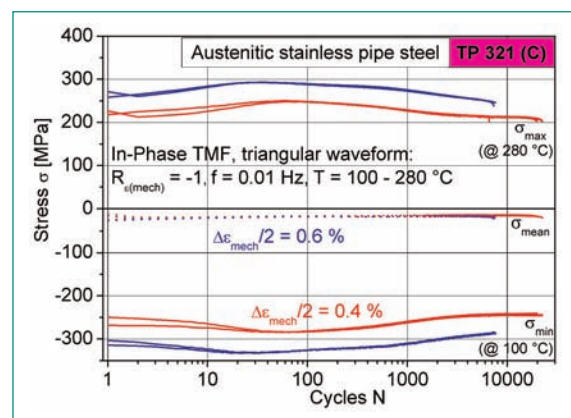


Fig. 23: Maximum, minimum and mean stress σ_{max} , σ_{min} and σ_{mean} , vs. cycle number obtained by IP-TMF experiments at the fully reversed mechanical strain amplitudes $\Delta\epsilon_{mech}/2 = 0.4$ and 0.6 % between the temperature $T = 100$ and 280° C of the stabilized TP 321 (C).

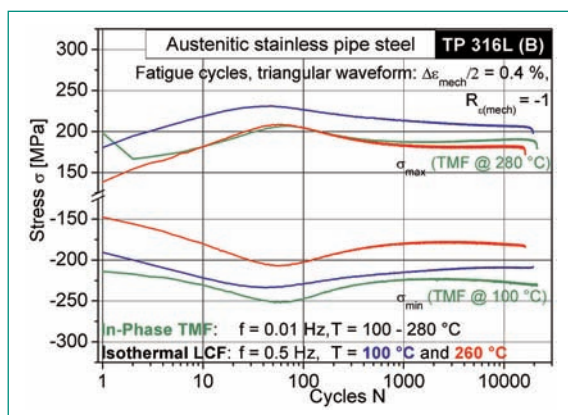


Fig. 24: Non-stabilized steel TP 316L (B): Maximum, minimum and mean stress σ_{max} , σ_{min} and σ_{mean} , vs. cycle number N obtained by IP-TMF experiments at the fully reversed mechanical strain amplitudes $\Delta\epsilon_{mech}/2 = 0.4$ between the temperature $T = 100$ and 280° C compared to isothermal low cycle fatigue data at $T = 100$ ° C and 260° C.

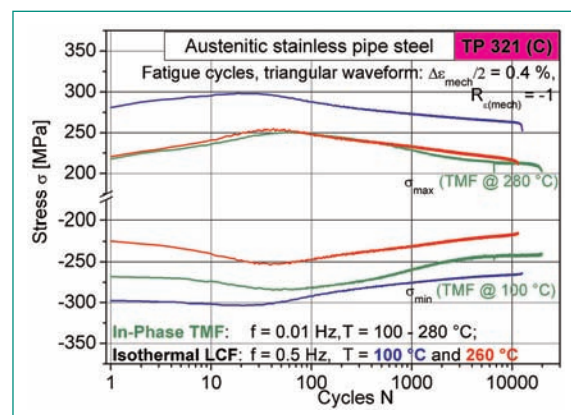


Fig. 25: Stabilized TP 321 (C): Maximum, minimum and mean stress σ_{max} , σ_{min} and σ_{mean} , vs. cycle number N obtained by IP-TMF experiments at the fully reversed mechanical strain amplitudes $\Delta\epsilon_{mech}/2 = 0.4$ between the temperature $T = 100$ and 280° C compared to isothermal low cycle fatigue data at $T = 100$ ° C and 260° C.

260° C is rather close to the maximum stress curve recorded from the TMF experiment. Remember that the maximum stress is reached at the temperature T of 280° C (Fig. 24 and 25). The minimum stress (or maximum compressive stress) is reached at the temperature T of 100° C. Its curve is rather close to that of the minimum stress recorded from the LCF experiment at the temperature T of 100° C. In the case of the TP 316L (B) grade the minimum TMF stress decreases again after about 30000 cycles, corresponding to the secondary hardening, whereas the minimum LCF stress at 100° C continuously increases from its lowest value reached at about 40 cycles. Fatigue life in both steel grades is the same regarding the experimental scatter (Fig. 25).

2.1.4 Microscopic Observation of Fatigue Cracks

2.1.4.1 Classification of Fatigue Cracks

Micro- and short cracks and can be defined as follows: The length of a *microcrack* does not exceed the diameter of a grain. *Short cracks* are formed by coalescence of two or more microcracks, of other short cracks or by growth of a sole microcrack. The length of a short crack is about 2 to 10 times the diameter of a grain [35]. Depending on loading, material or surface condition fatigue cracks may have specific or random orientation and arrangements [11-13]. They may be perpendicular or parallel to the tensile and compressive direction. Parallel cracks possess equal or different distances and/or equal or different lengths. Collinear cracks have a higher potential of coalescence, whereas non collinear cracks will mainly grow. Fatigue cracks basically grow through the grain (transgranular crack), whereby secti-

ons of cracks may coalesce or grow along grain boundaries (intergranular cracks). Cracks do not only grow in one direction, they also ramify so that real networks of cracks are formed. One extensively growing short cracks becomes a technical crack (stage II) having a length of several millimeters. The over all density of cracks in terms of their number per unit of surface represent also an important criterion.

2.1.4.2 Observation of Fatigue Cracks by the Replica Technique

In order to classify the fatigue cracks, the crack network is evaluated at the surface of the fatigue specimens after isothermal low cycle fatigue tests. The direct observation by light microscopy of the curved surface allows analyzing only a small region of the surface due to the small specimen diameter of 8 mm (Fig. 26). A replica taken from the cylindrical surface is unrolled and put into a plane. This procedure allows a faster mapping for quantification of the cracks. Fig. 27 shows the replica of the surface of a fatigued specimen in the as machined condition. Short cracks can be recognized whereas their contrast is rather poor because of the presence of grooves produced by the machining operations. On this picture the dimension of the cracks cannot be related to the grain size. A distinction between micro-cracks and short cracks according to their definitions is not possible, unless we know the grain size of the analyzed material. A promising way to improve the information about the extension and classification of cracks is an electropolishing of the specimen surface during about 20 s in order to remove most of the machining grooves. It is evident that excessive polishing at the crack edges will enlarge the cracks at the surface. Since the length



Fig. 26: TP 304L (A), low cycle fatigued: $\Delta\epsilon_f/2 = 0.3\%$, $T = 200^\circ\text{C}$, $D = 1.0$, $N = 29'740$ [1]. Machined surface. Machining grooves and short cracks. Poor contrast between grooves and cracks (\leftarrow).



Fig. 27: Same fatigued specimen as in Fig. 26: Replica from machined surface. Machining grooves and short cracks. Poor contrast between grooves and cracks (\leftarrow).

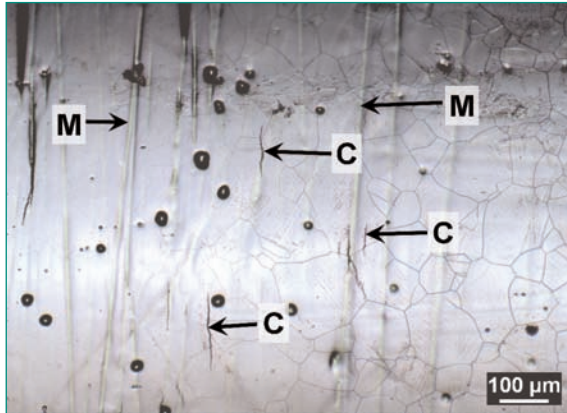


Fig. 28: TP 316L (B), low cycle fatigued: $\Delta\epsilon_f/2 = 0.3\%$, $T = 30^\circ\text{C}$, $D = 0.8$, $N = 28'775$ [1]. Electro-polished and electro-etched surface. Grain boundaries of austenitic matrix and short cracks (C) and remaining machining grooves (M).

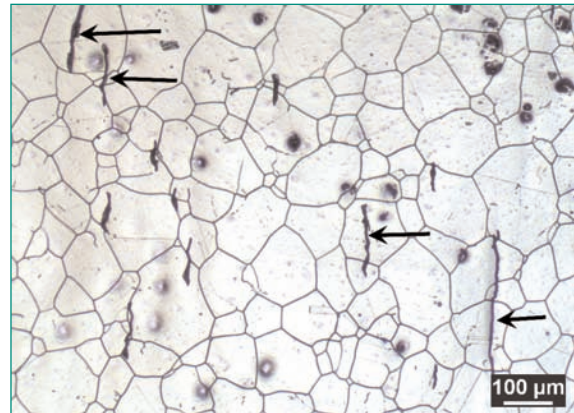


Fig. 29: Same fatigued specimen as in Fig. 28: Replica from electro-polished and electro-etched surface. Grain boundaries of austenitic matrix and short cracks (←).

of the cracks is more important than their opening this effect can be neglected. Furthermore a slight electro-etching of the grain boundaries follows the electropolishing. Fig. 28 shows the electro-polished and electro-etched surface of a fatigued specimen. A replica is also taken from the prepared specimen surface. Fig. 29 proves that the resolution of the replica allows to observe the granular structure of the specimen. The cracks can be related to the grain size, what permits to classify microcracks and short cracks. This technique allows to check the crack path (transgranular or intergranular). The replica may also be taken on a loaded fatigue specimen at a test break. Tensile loading while taking a replica from the fatigue specimen has the advantage that the cracks are slightly opened. This allows to recognize them more easily.

The evaluation of fatigue cracks depending on the fatigue data will include the number of microcracks, short cracks, their average length, their parallel, random or network arrangement, their ramification, their transgranular or intergranular crack path and the overall density per unit of surface.

2.1.5 Fundamental Aspects of Microstructural Changes Related to Microcrack Initiation

The PhD thesis covers the investigation of the fundamental aspects of the microstructural changes prior to and during crack initiation and growth. The literature research concerned the optimization of the surface and material conditioning for best observation of crystallographic phenomena due to fatigue. It was understood from the earlier low cycle fatigue (LCF) experiments at room temperature (RT) on the TP 316L and TP 304L gra-

des done at PSI [14] that the cracks originate from the free surfaces and propagate inside the specimen perpendicularly to the direction of the applied stress [15-20]. The high surface roughness on the sample (mean roughness $R_a = 0.33\ \mu\text{m}$), which itself may act as a crack initiation zone [16], makes the observation of the pure crystalline effect on crack initiation difficult. Henceforth LCF experiments at RT are planned with electropolished surface on specimens from the same heats, which facilitate characterisation of the above-mentioned phenomenon and also reduce the effect of residual stresses due to the machining of the samples [16, 18-24].

The surface of a TP 316L (B) fatigue specimen was analyzed in the Atomic Force Microscope (AFM). Fig. 30 shows the 3 D plot of the surface obtained by scanning. The surface topography is too much irregular due to machining and handling (grooves, scratches). Therefore, it is expected that crystallographic modifications leading to microcrack initiation, i.e. through the formation of persistent slip bands (PSB), cannot be detected in a sufficiently early stage.

A lot of work has been carried out in the past in understanding the crack initiation behaviour of the AISI 304L and 316L austenitic stainless steel (ASS) grades [18-21, 24]. Till date no such investigations have been done on stabilized steel grades. Another parameter affecting the microcrack initiation is the state of residual or internal stresses. Low load Vickers hardness testing shows that the bulk of the ASS TP 304L (A) pipe has a measured hardness value of $149 \pm 6\ \text{HV}\ 0.3$, which corresponds to a well solution annealed state. A somewhat lower value of $135 \pm 6\ \text{HV}\ 0.3$ was measured at the outer diameter. The surface layer at the inner diameter of the pipe reveals much higher hardness values of 312 – 397

HV 0.3 than the bulk. This result shows that the inner wall of the pipe is in a cold worked condition. Rapid temperature changes may lead to distortions of the lattice over the whole pipe wall, which are translated by residual and internal stresses. We also expect that machining operations of the fatigue specimen lead to a hardening of the surface layer by cold working. Both cold work hardening and residual or internal stresses have to be reduced to a level as low as possible, so that crystallographic studies can be made correctly. This will not exclude any experiments of pre-strained specimens. A heat treatment in the same temperature range as the solution annealing is tested. It must not produce any grain coarsening. A slow cooling rate will reduce residual stresses at the maximum. A fast cooling rate will minimize the risk of chromium carbide precipitation on grain boundaries leading to sensitisation for intergranular stress corrosion. The first check of the microstructure of the heat treated sample reveals that it did not undergo grain coarsening.

The use of two-dimensional Electron Back Scattered Diffraction (2D EBSD) in conjunction with atomic force microscopy (AFM) seems to be a right combination of

tools to characterize the crack initiation behaviour in piping materials from both topographic and crystallographic point of view.

The effect of different mechanical parameters on the evolution of the dislocation structure was the object of many studies for both of these alloys in the past [25-30]. For electropolished samples the dislocation structure is expected to be identical with the observations from the LCF experiments on the machined samples.

The three-dimensional orientation relationship of the slip planes in the grains involved in the crack propagation process turned out to be most significant. This relationship determines the barrier effect of grain and twin boundaries as well as the local crack propagation mechanisms, either operating crystallographically by single slip or perpendicularly to the applied load axis operating by double/multiple slip. Three dimensional (3D) EBSD technique seems to be a promising tool to study this phenomenon. With this technique successive sets of thin slices of material (minimum thickness ~ 50 nm) can be removed by sputtering with a high-energy ion beam operating at grazing incidence. Orientation

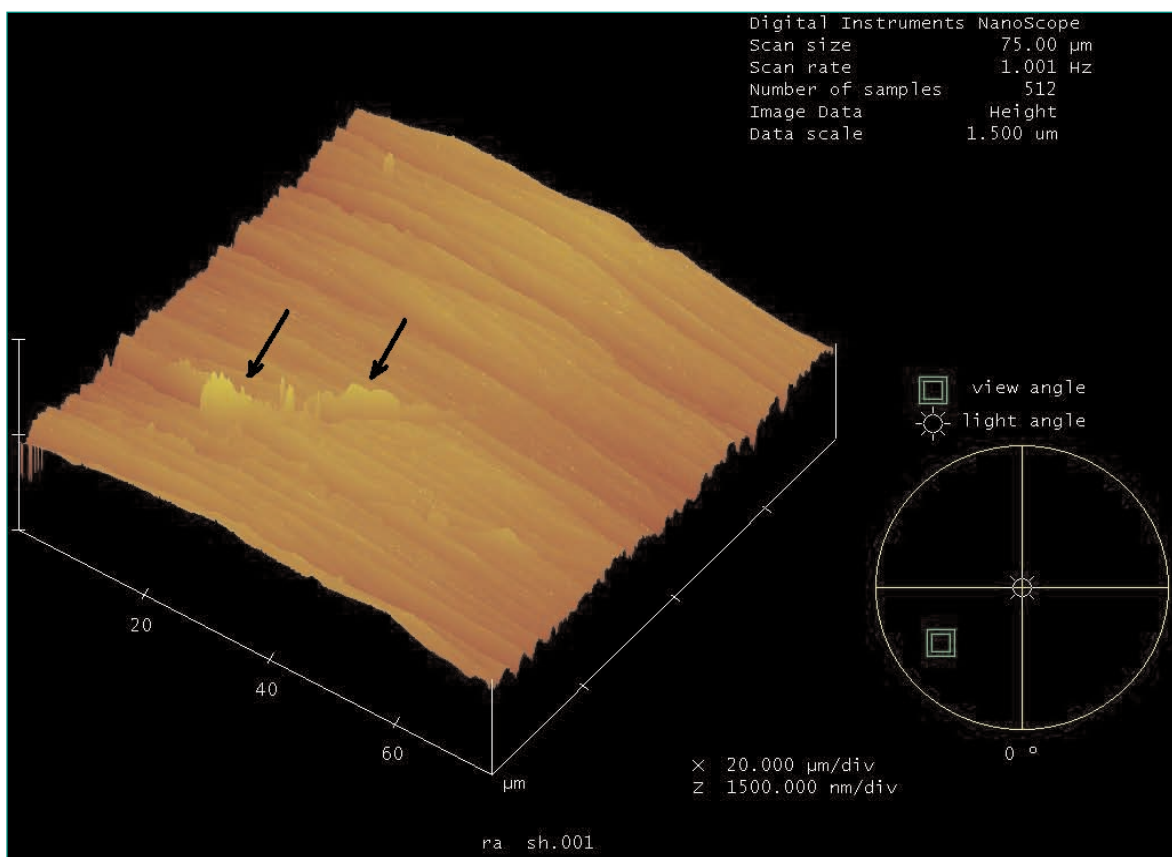


Fig. 30: TP 316L (B), surface of non cycled fatigue specimen, as-received machined condition: parallel machining grooves and one diagonal scratch (↖).

microscopy of the flat surfaces along the crack path in this case, so formed can be conducted by EBSD and Energy Dispersive X-Ray Spectrometry (EDX). The analysis results obtained for each serial section of the material are then used to reconstruct the original microstructure in three dimensions, including all features that can be jointly detected via EBSD and/or EDX mapping [31,32].

2.1.6 Modelling and Simulation

2.1.6.1 Evaluation of Models from the Literature

The literature research concerns the models proposed for the initiation of the crack and its growth up to Stage I having potential to be used to for thermomechanical fatigue (TMF).

The criterion for selection of the models deals with the following assumptions for the crack growth mechanism, considered as fulfilled for DIAGNOSTIK-II: (1) the sole contribution to the crack growth is mechanical and is not influenced by the temperature rate, (2) the contributions of creep and oxidation can be ruled out. This allows considering all models proposed for diverse materials for isothermal fatigue in the low temperature range in addition to those proposed for TMF. Only the models considering the damage in terms of microcrack or crack length will be considered, in agreement with the goals of DIAGNOSTIK-II, which is also the present trend of modelling for TMF. The models specifically developed for Finite Element calculations with crystallographic propagation of the crack through a network of grains will not be considered for instance.

All models consider the uniaxial case, no phase transformation, and require experiments for fitting of parameters. All are in agreement with the experiments of their authors, which are also their sole application known. This means that the reliability of these models cannot be ensured at this time. Note that the nucleation at stress heterogeneities (inclusions, precipitates, notches) drastically reduces the fatigue life of the specimen compared to the crack nucleation in the homogeneous material [33], a phenomenon explicitly considered by only one model [34].

Four models, each of different approach, will be considered and briefly described here:

Model of Bataille and Magnin (isothermal fatigue, diverse steels, 1994 [35]): This model considers the crack by its length at the surface of the grains, which

can be in-situ measured. The depth can be simply deduced. On the basis of observations, the model assumes for the formation of the Stage II crack the generation and growth of microcracks in the grains which result in longer cracks (classed in three types by their lengths) by coalescence (i.e. by local junction of their ends if the distance between them is smaller than a critical value). The application of the Monte-Carlo method as well as the growth laws of the cracks (determined by experiments for each type and for the crossing of grain boundaries) allows determining the kinetics of each crack within a network of grains up to the formation of the Stage II crack. The model was successfully applied to stress corrosion cracking in austenitic steels.

Model of Fissolo and Maillot (thermal fatigue, austenitic steels, 2003 [36]): The thermal loading is converted into an equivalent isothermal mechanical loading, which is converted into an equivalent strain range for the case of the stabilized cycle. The Coffin-Manson law is then successfully applied for providing the initiation of a crack with a length in the order of a grain size.

Model of Miller, Mc Downell, Oemhke and Antolovich (isothermal fatigue and TMF, superalloys, 1993 [37]): The model assumes the Paris law in terms of the J parameter. The J parameter is considered as a local parameter reflecting the crack tip opening behaviour in terms of micromechanical mechanisms. An analytical expression of ΔJ for a fatigue cycle is given in terms of stress and elastic and plastic strains and of the geometry of the specimen. The differential equation of the crack depth is given. Note that the model predicts the contribution of the elastic strain to the crack growth, a point raised by the authors that necessitates clarification.

Model of Chan (isothermal fatigue, diverse steels, 2003 [34]): The traction and compression cycles generate in the plastic domain persistent slip bands (PSB) characterised by the superposition of positive and negative dislocations, which can be described by a band of dislocation dipoles. The density of these dipoles increases with the cycles. The end of the band collapses into a microcrack if its energy becomes larger than the surface energy of the metal. The model gives the depth of the microcrack at its initiation as well the differential equation of its propagation up to Stage I in a continuum medium (see later). The variables are the resolved shear stress applied to the glide system of the PSB plane in the grain or the stress applied to the polycrystal for the Stage I propagation, with the use of the Taylor factor. Note that the equations for the case of the ini-

tiation of the crack at diverse stress heterogeneities are given and that the models provide equations of the same type as those of *Coffin and Manson*.

The model of *Chan* will be applied to the crack calculations of DIAGNOSTIK-II. The reasons for that are that the variables of this model are directly calculated by the model developed by Tirbonod for DIAGNOSTIK-I [38] and that it allows considering the initiation of the crack at stress heterogeneities. In addition, it allows calculating the effect of the strain-induced martensite on the crack initiation through the model for DIAGNOSTIK-I.

2.1.6.2. Modelling

The role of modelling is to predict the occurrence and growth of cracks in the grains and through the polycrystal for any thermomechanical test and to identify the influence of the eventual presence of strain-induced martensite on these phenomena. The model used for DIAGNOSTIK-II (model) is that developed for DIAGNOSTIK-I extended to the occurrence and growth of the cracks through the model of Chan. It will be tested with the particular experiments of DIAGNOSTIK-II. At room temperature, measurements on diverse steels and copper have shown that the cycles of failure of a specimen and of the initiation of the microcracks are in the ratio of about 10 [39]. This means that determining the cycle of initiation of the microcracks has potential to estimate the cycle of failure of the specimen. This will be a goal of the simulations to determine the cycle of initiation of the microcracks as well as the parameters and values controlling it.

The model calculates for a polycrystal the stress, martensite fraction, and nucleation and growth of cracks up to Stage I for isothermal fatigue or TMF, given the total strain applied uniaxially to the polycrystal as well as the temperature range and rate. It uses three models of the literature. The model of Cherkaoui et al. [40] calculates for a grain the stresses, the plastic and martensitic strains at the crystallographic level of the slip system and of the martensite variant, respectively, as well as the martensite fraction. The Hill-Hutchinson model [41] allows the transition from the grain to the polycrystal. The model of Chan [34] calculates the cracks in the grains or in the polycrystal. Simulations in the range of 1000 to 4000 cycles (0.4% and 0.17% strain amplitude, respectively) allow seizing the nucleation of the microcracks and their growth up to Stage I for computing times not exceeding one week with the HP work station J5000.

The computer program (Fortran), developed by Tirbonod, solves the equations of the model. It includes now

(1) the nucleation of the martensite (the positive and negative directions of the variants are considered) at the sole intersections of the active slip planes, as observed in experiments [1], (2) the description of the network of slips, particularly, of the PSB that are the nucleation sites of the cracks in homogeneous metals, (3) the description of the initiation and growth of the cracks, and (4) the on-line processing of the results to calculate variables related to the hysteresis cycle of the polycrystal and, at the level of the grain, to plasticity and martensitic transformation. All are necessary to the physical analysis of the results, particularly, to identify the variables controlling the formation of martensite and of the cracks, and for evaluation of the model.

Tests have allowed ensuring the reliability of the program for isothermal fatigue. For TMF, the tests will concern the routines related to the temperature rate (of low number).

The Fortran program was checked for a tensile test and with the assumption of a linear law for the plastic hardening stress as a function of the plastic strain (Fig. 31). The steel is an AISI 321 steel of Young modulus E (201 GPa) and shear modulus μ (77.9 GPa) with for the calculated martensite start temperature M_s -56°C [38]. The martensite fraction was measured by neutron diffraction. The parameters and values given on the figures, include the yield stress of the polycrystal Σ_y (310 MPa), the yield stress for a glide system ($0.5 \Sigma_y$), the hardening constant h_a ($0.5 \tau_y$), the chemical constant for the martensitic transformation B (0.4 MPa/K), and the two constants related to the strain-induced character of the martensite h_{af} ($10^{-4} \mu$) and h_f ($1.5 \times 10^{-2} \mu$). The stable austenite is defined by the value of zero of these three latter parameters.

The agreement is good for the stress and acceptable for the martensite fraction, for a strain up to 10%. The martensite fraction exhibits a rapid increase followed by a slow increase as a function of strain. This fact is under investigation. For instance, it will be attributed to the selection criterion of the activated slip systems and martensite variants (the number of possible combinations amounts up to several hundreds), which assumes that the dissipation must be maximum for the present simulations. It was imposed that at least one martensite variant will be activated if at least one variant is present in the combinations of potential active slip systems and variants. This is also the case for the simulations presented here. This constraint is now removed. Note that the selection criterion of the activated slip systems and mar-

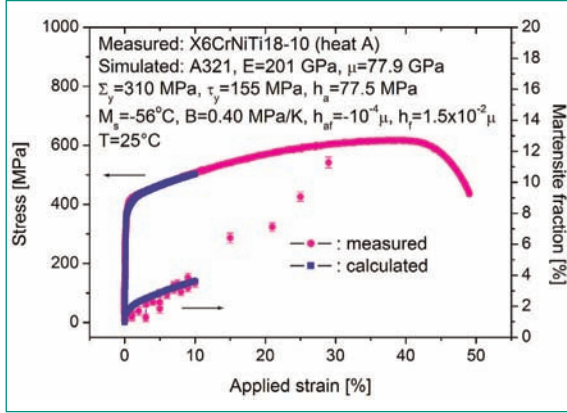


Fig. 31: Calculated stress and martensite fraction versus strain for a tensile test of a metastable austenitic stainless steel AISI 321 and comparison with measurements (courtesy of Niffenegger).

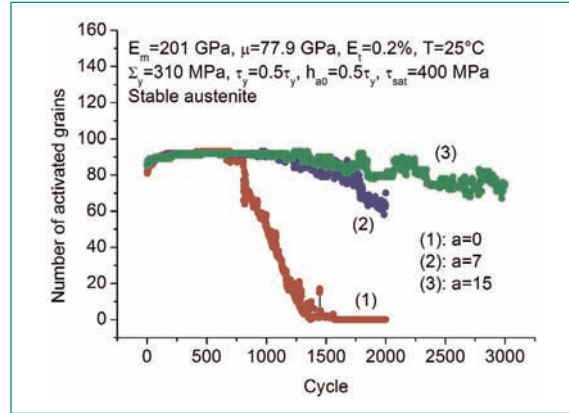


Fig. 32: Calculated number of plastically activated grains as a function of cycle at the strain amplitude of 0.2% for a stable AISI 321 steel for (1) the linear hardening law and for (2) and (3) the non-linear hardening law for two values of exponent a with $\tau_{sat} = 400$ MPa.

tensite variants appears as a non-solved problem, by referring to publications of similar simulations that do not mention this criterion.

An important result of the simulation of fatigue is the critical character of the plastic hardening law. A law for the hardening stress varying linearly with the total plastic strain of the grain results in elastic shakedown from cycles so small as 700, the larger the hardening constant, the smaller the cycle of occurrence of shakedown (the grains are no more plastically activated, Fig. 32). A non-linear law derived from experiments for tensile tests and used by other authors for simulation of fatigue [42] was applied. In addition to the total plastic strain, this law, not given here, includes for the hardening stress a saturation stress τ_{sat} whose effect is to make to decrease the hardening constant at increasing hardening stress with a rate controlled by an exponent a . An almost constant number of activated grains as well as stabilised hysteresis cycles up to the 4000 cycles investigated could be obtained with this law (Fig. 32). For the initiation and growth of the microcracks, the following equations of the model of Chan will be applied. The depth c_0 of the microcrack at its initiation is given by

$$c_0 = 0.005 \left(\frac{d^G}{h} \right)^2 \frac{\gamma_s}{\mu} \quad (1)$$

where d^G , h , γ_s are the grain diameter, height of the PSB and specific surface energy of the metal, respectively. The cycle N_i of initiation inside a grain is

$$\left(\frac{\Delta\tau - 2\tau_f}{\mu} \right) N_i^{1/2} = A(v, d^G, h) \left(\frac{c_0}{d^G} \right)^{1/2} \quad (2)$$

where $\Delta\tau$ is the shear stress range applied to the plane of the PSB (i.e. to the slip system of the PSB in this work), τ_f the fatigue limit for the strain amplitude and temperature considered and A a constant depending on v , d^G , which can be calculated. For the growth inside the grain (microcrack regime) or outside the grain (small crack regime) as a function of cycle, the equation, derived from Eq. (2), is

$$\frac{dc}{dN} = A(v, d^G, h, M, \alpha) \left(\frac{\Delta\sigma - 2M\tau_f}{\mu} \right)^{1/\alpha} c^{1-1/2\alpha} \quad (3)$$

where c is the crack depth, N the cycle number, α a constant ($0 \leq \alpha \leq 1$), M the Taylor factor (of values 1 for the microcrack regime and 2 for the small crack regime), and $\Delta\sigma$ the stress range, i.e. $\Delta\tau$ for the microcrack regime and $\Delta\Sigma$ for the small crack regime (Σ is the stress applied to the polycrystal). One notes the importance of the term $\Delta\sigma - 2M\tau_f/\mu$ in this model, which can relevantly vary with the temperature, and the absence of the plastic strain in the equation of the crack growth, a fact not discussed here.

All simulations presented here are conducted for the AISI 321 steel of the above-mentioned simulation of the tensile test with total strain amplitude of 0.2% over 2000 cycles at temperatures of 25, 150, 200, 250 and 300° C. This strain amplitude includes an inelastic strain, calculated by the model (mostly plastic), which varies between 0.05% and 0.085% from 25 to 300° C,

respectively. Note that these values do not fulfil the conditions of low cycle fatigue that require at least 0.1% for the plastic strain [43].

The values of the parameters are the same as above. For the plastic hardening law, the hardening constant at the beginning of the test is that of the tensile test ($0.5 \tau_y$) and the value of τ_{sat} and a are of 200 MPa and 15, respectively (in the future, the value of τ_{sat} will be scaled by τ_y). The thermal strain will be not considered for isothermal fatigue. Except the dilatation coefficient, all parameters depending on the temperature are scaled by either μ or Σ_y , whose dependence on temperature is known [38]. For the crack, and at any temperature, one will take for d^G 50 μm , for h 1 μm and for γ_s 10^4 J/m^2 (the lowest value given for steels [34]), yielding about 1.6 μm for c_0 (little varying with temperature), which can be easily measured. The fatigue limit τ_f will be of 100 MPa (from measurements of DIAGNOSTIK-I, [38]) and for α 0.51 and 0.50 for the microcrack and small crack regimes, respectively, all assumed not dependent on temperature.

Note that the sole assumptions of relevance of the model include the plastic hardening law, the expression of the nucleation energy of a martensite variant (constants h_{af} , h_f and B), the reaction of the grain in stress with the rest of the polycrystal [41], and for the crack, its initiation at persistent dipole bands by collapse and growth along these bands inside the grain.

Fig. 33 shows the stress amplitude as well as the martensite fraction as a function of cycle for the temperatures of 25 and 150° C. For both cases, the evolution of the stress amplitude exhibits a plastic hardening stage of relatively large rates up to cycle about 200, then of

decreasing rate, the rates being similar. The existence of this stage is in agreement with experiments for initially annealed steels [1]. As expected from the values of Σ_y , the stress of this stage is larger at 25°C than at 150° C. At 25° C, the martensite fraction increases at a large rate up to cycle about 200 then at a smaller rate that remains constant. This latter fact allows extrapolating the value of the martensite fraction of 1.5 % at 2000 cycles to 15 % at 20'000 cycles, a value in agreement with measurements of DIAGNOSTIK-I [38]. At 150° C, the formation of martensite is delayed by about 100 cycles. This delay is due to the fact that the stress and plastic strain must reach critical values to make positive the nucleation energy of the martensite. For activation of a given martensite variant in a given grain, the corresponding condition to be fulfilled is [40]

$$g\tau - B(T - M_s) - h_{af} \sum_s \gamma^s \geq 0 \quad (4)$$

where g is the transformation strain, τ the resolved shear stress applied along the habit plane of the variant, T the temperature and γ^s the plastic strain on glide system s (without possible confusion with the specific surface energy). For the present case, the critical values of τ , whose behaviour can be expected to be similar to that of Σ , and γ^s of were reached during the hardening stage, for the values of B , T and M_s considered. From cycle about 100, the martensite fraction increases at the similar rate than at 25° C after cycle about 200; it remains smaller than at 25° C for the 2000 cycles investigated. The decrease of the martensite fraction at increasing temperature for the same steel is a general observation reported in the literature [38], which remains not discussed. The main contribution to the smaller va-

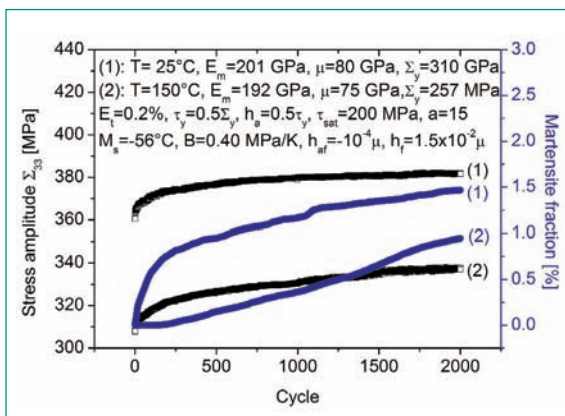


Fig. 33: Calculated stress amplitude Σ_{33} of the hysteresis cycle as well as the martensite fraction as a function of cycle for an AISI 321 steel fatigued at 0.2% (1) at 25° C and (2) at 150° C.

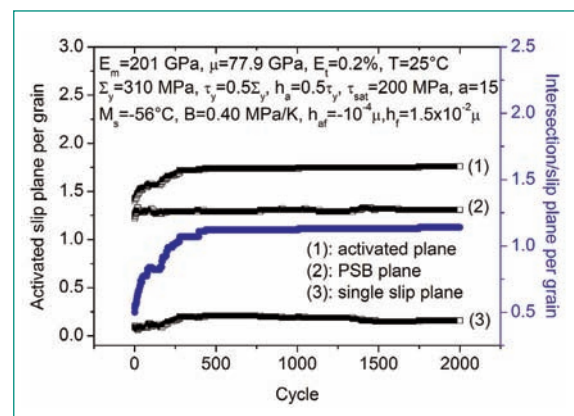


Fig. 34: Network of the slip planes per grain as a function of cycle calculated for an AISI 321 steel fatigued at 0.2% at 25° C. Shown are the number of activated slip planes, the number of plane including one PSB, the number of planes including only one single slip and the number of slip plane intersections.

lue at 150° C is the absence of the stage of large increase rate present at 25° C up to cycle 200, a point let for instance open.

Fig. 34 shows for 25° C that the number of activated slip planes per grain increases as a function of cycle from 1.3 then remains constant at about 1.7 from cycle about 400. This denotes multiple slip in about 70 % of the grains from cycle 400. Multiple slip is observed in fatigued polycrystals with a plastic strain smaller than 0.1 % [43]. The corresponding number of plane intersections per grain behaves similarly and stabilises at the value of 1.1. This latter value shows that only 10% of the grains include more than two activated slip planes, in agreement with results of the literature that report only 2 to 3 activated slip planes in a grain [1]. The number of planes per grain including a sole PSB is of about 1.3, indicating that about 30% of the grains include two planes with each one PSB (Fig. 34). Note that about 20 % of the grains include slip planes with two PSB.

The existence of PSB of different orientations in a grain or of different slip systems in a slip plane is not in agreement with the literature, which reports that the network of PSB in a grain is characterised by a sole orientation [44]. This shows that the slip systems including positive and negative dislocations, and termed here as PSB, have not the properties of the actual PSB, a question let for instance open. About 30 % of the grain exhibits slip planes with only one activated slip system (Fig. 34).

Fig. 35 shows that the number of PSB per grain at 25° C increases as a function of cycle, rapidly up to cycle about 250 then slowly up to the value of 1.9 PSB per grain. This latter number indicates that 90 % of the grains include more than one PSB, a not realistic result discussed above. The cycles of initiation of microcracks at PSB in each grain with the depth of about 1.6 µm scan the range from about 700 up to 2000, the maximum cycle investigated. Only 92 grains were cracked at

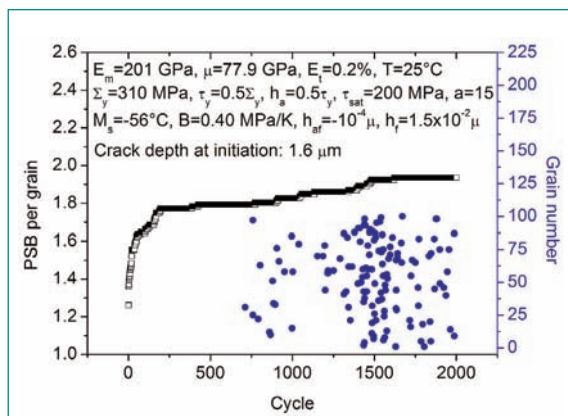


Fig. 35: Calculated number of activated PSB per grain and cycle of occurrence of microcracks for each grain with the length of about 1.6 µm as a function of cycle at 25° C.

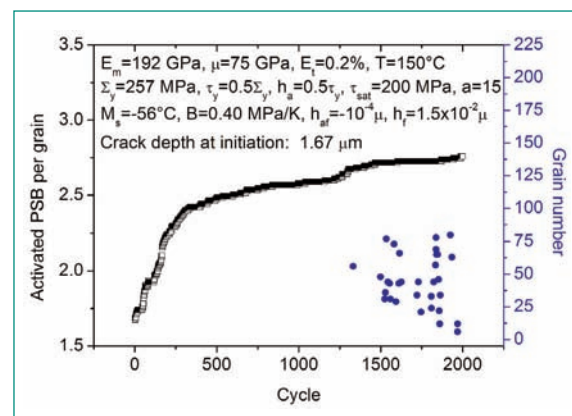


Fig. 36: Calculated number of activated PSB per grain and cycle of occurrence of microcracks for each grain with the length of about 1.6 µm as a function of cycle at 150° C.

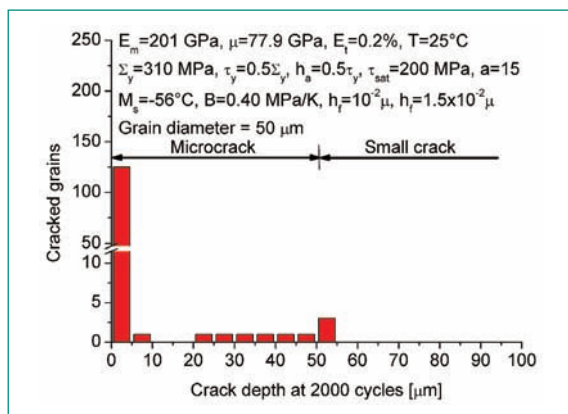


Fig. 37: Histogram of the number of calculated cracked grains (including grains with more than one crack) versus crack depth at 2000 cycles.

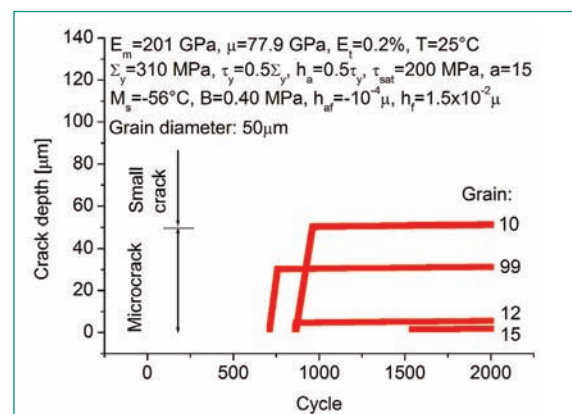


Fig. 38: Calculated crack depths versus cycle for four different grains.

cycle 2000, among which 25 with more than one microcrack (up to 4) with different orientations. This latter result will be compared with the literature. At 150° C (Fig. 36), the evolution of the PSB is similar to that at 25° C, but their number is larger. This is attributed to the fact that the plastic strain amplitude is larger at 150° C than at 25° C (0.070 % instead of 0.05 %, respectively). It also appears that the first microcracks are formed at a larger number of cycles (about 1300 instead of 700) and that the number of cracked grains, of 25, at 2000 cycles is much smaller.

At 25° C most cracks exhibit depths smaller than 5 µm; only three, with a depth larger than the grain dimension, fulfil the definition of the small crack (Fig. 37). This result is in agreement with results of the literature of low cycle fatigue for diverse metals among which an AISI 316L steel at room temperature, which show that, at the rupture of the specimen, most cracks exhibit depths not exceeding the micrometer [39]. Fig. 38 exhibits the growth of the cracks as a function of cycle for four typical cases up to cycle 2000. As soon as generated (from threshold depth of 1.6 µm), the crack can grow very slowly or rapidly and then slowly. Note that a crack can remain at rest over a large range of cycles. The results are similar at 150° C, at the number of microcracks.

Simulations at 200, 250 and 300° C under the same conditions as for 25 and 150° C (plastic strains of 0.075 %, 0.08 % and 0.085 %, respectively) show that the level of the stresses decreases at increasing temperature, as expected, and that there is no formation of martensite or of microcracks (for the initiation depth of 1.6 µm) in spite of the presence of intersections of slip planes and of PSB, respectively. The absence of martensite is in agreement with experiments [38]. It is due to the low level of the stresses and strains here, which do not fulfil Eq. (4). The absence of microcracks of depth larger than 1.6 µm at cycle 2000 will be compared to results

of the literature. In the model, this absence is due to the too small level of the stresses, which do not fulfil Eq. (2) at cycle 2000.

2.2 Sub-project SP2: Monitoring of RPV Embrittlement by Neutron Irradiation

2.2.1 Background

It is the aim of this sub-project to verify the results of the former measurements of JRQ-material and to investigate the application of the method on materials relevant for Swiss NPPs. To do so, in a first step, it was foreseen to repeat the former measurements and to include as many specimens into the investigations as possible. Furthermore, the accuracy, repeatability and limits of the method should be studied.

In addition, first TEP-measurements on selected Surveillance specimens were planned for 2006. The test matrix shown in Table 5 summarizes the available RPV-materials and actions performed on them.

2.2.2 Pre-study

Measuring the change of the Seebeck coefficient (SC) is a non-destructive method for the determination of material embrittlement due to neutron irradiation. This method, in the following called TEP-method (**T**hermo-**E**lectric **P**ower), was applied at PSI to a set of irradiated Charpy specimens made from JRQ-reference steel [45, 46]. In these investigations the SC was measured as a function of the neutron fluence (Φ) within a range from zero to $4.5 \cdot 10^{19}$ n/cm². The main conclusions of these preliminary studies were:

- The SC changes continuously in the range ($0 \leq \Phi \leq 4.5 \cdot 10^{19}$ n/cm²) by ca. 500 nV (Fig. 39).
- The relation $SC = 4914 + 7.4 \cdot 10^{-4} \times \Phi^{0.3}$ was found for the JRQ-material, wherein SC is measured in [nV/°C] and the fluence Φ in [n/cm²].

	Un-irradiated Material	Irradiated Charpy V-notch specimens	
Materials	Biblis C JRQ Incoloy 800	JRQ: About 100 specimens some of them tested (Charpy test) at ORNL	Surveillance: About 100 specimens Beznau I / Beznau II Gösgen
Action	Measuring Technique/Handling Reproducibility/ Accuracy	Seebeck Coefficient vs. Neutron Fluence	Seebeck Coefficient vs. Neutron Fluence

Table 5: Test matrix.

■ A linear dependence between the SC and the shift of the Brittle to Ductile Transition Temperature (DBTT) ΔT_{41J} and ΔT_{68J} was found (Fig. 40). This allows in principle the determination of material embrittlement by measuring the TEP.

The results of these investigations, which were published in [45,46], were rather promising and therefore motivating to analyse the Surveillance specimens of the Swiss nuclear power plants (NPPs) in SP2. This sub-project will clarify the applicability of the TEP-method for the determination of irradiation embrittlement/hardening of RPV-material and establish useful correlations between thermoelectrical and mechanical properties that allows diagnostics of material degradation.

2.2.3 Principle for Measuring the Seebeck Coefficient (SC)

The principle of measuring the SC is very simple and shown in Fig. 41. However, the difficulties lie in the magnitude of the changes of the Seebeck coefficient. These changes are in the order of a few hundred nano-volts.

For measuring the SC a temperature difference has to be applied to the specimen under investigation. This is done with the TEP device by means of a heated and cooled cooper support. The temperatures are controlled and held constant during the measuring process. With the same supports which also act as electrodes, the voltage U between the hot and cold location is

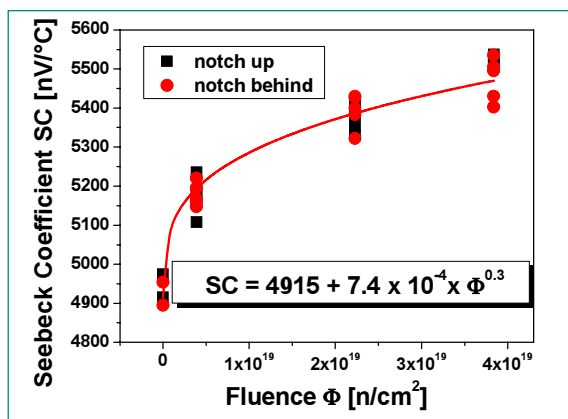


Fig. 39: Charpy-Energy vs. Temperature for un-irradiated and irradiated JRQ reference material.

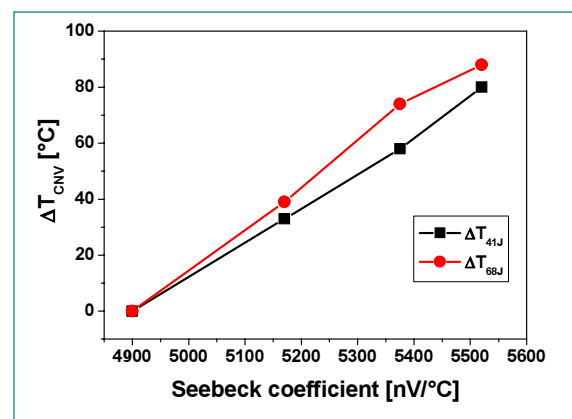


Fig. 40: Shift of the transition temperature ΔT_{CNV} vs. Seebeck coefficient.

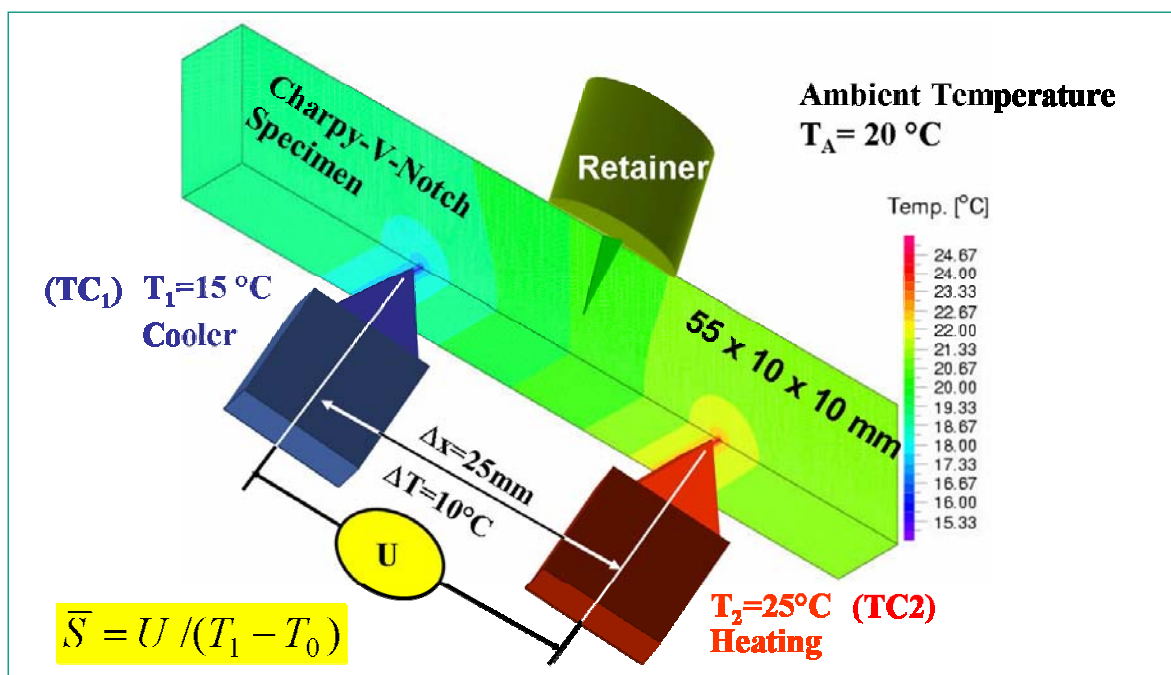


Fig. 41: Principle of measuring the Thermo-Electric Power TEP.

measured. The mean SC is determined by the coefficient U/DT. As shown in Fig. 41, the applied temperature gradients are closely located around the electrodes.

2.2.4 Preliminary Tests Performed on Unirradiated RPV Material

In order to determine the appropriate experimental conditions for successful TEP measurements, a couple of preliminary test measurements on unirradiated Charpy-specimens were performed. It turned out that the optimal temperature difference that has to be applied for the TEP measurements is 10° C.

Fig. 42 shows the experimental setup for measuring the SC. In order to assure a proper contact between sample and electrodes the sample is pressed against the electrodes by means of a pneumatic plunger. The minimal pressure needed in the plunger is 6 bar (0.6 MPa). If the pressure is below 6 bar, the measured TEP would depend on the pressure level.

After mounting the specimens in the sample holder, the temperature field needs some time to equilibrate before the SC can be read out. This time was determined by experiments and Finite Element calculations. For clean Charpy specimens a time of about 3 minutes is needed to stabilize the temperature profile. Cleaning of the samples was achieved by polishing them manually with grinding paper.

For the RPV-material the SC is in the order of 5000 nV and its change due to a fluence of $4.5 \cdot 10^{19}$ n/cm² is in the order of 500 nV (for the JRQ-material). Therefore the measurements must be carried out carefully and the repeatability of the results is of great importance. Measuring the same sample several times, without dismount-

ing it from the TEP-device, result in a standard deviation (STD) of 13 nV. Dis- and remounting for each measurement performed on different days yield a STD of 35 nV.

2.2.5 Measured Seebeck Coefficient of JRQ-Material

The SC of about 100 irradiated specimens made from JRQ material (labelled in Table 6), including the specimens already measured in the preliminary investigations, was determined. However, unlike to former investigations, many broken specimens, as shown in Fig. 43 were included in the investigation. These specimens, which were broken in order to determine the Charpy impact energy and the DBTT, are oxidized and deformed and therefore precise measurement difficult to perform.

Fig. 44 shows the SC plotted vs. fluence of the irradiated JRQ material. The results from 2001 are plotted in red circles and black squares, respectively; whereas the new results are indicated as open triangles. The results of the former measurements were confirmed. However, the huge scatter of the new results, which was much less in former measurements, is caused by the broken and oxidized specimens. In the case of the broken specimens, the contact for measuring the SC is not as well as required. It is obvious that such a scatter would be too large for the determination of the neutron embrittlement by measuring the change of the SC. Therefore the preparation of the specimens has to be changed for future measurements. In particular this means that at least one side of the specimens has to be grinded to achieve a flat and oxide-free contact surface. Unfortu-



Fig. 42: Clean, unbroken Charpy specimen mounted on the TEP device.

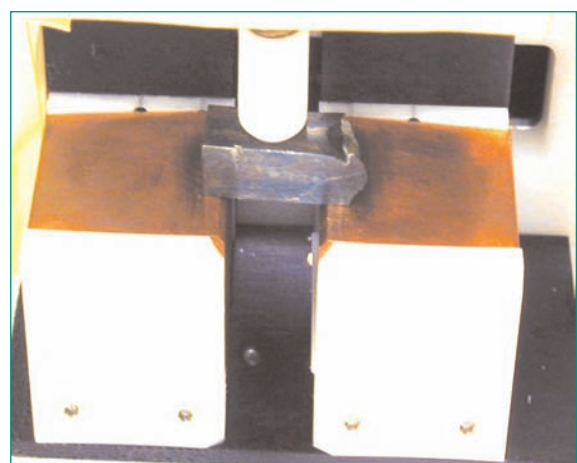


Fig. 43: Oxidized, broken Charpy specimen mounted on the TEP device.

Irradiated (I), T = 290°C, E > 1 MeV				Irradiated (50%), Annealed 18h x 460 °C, Reirradiated			
H	I	J	K	L	M	N	P
0.39×10^{19}	2.23×10^{19}	3.84×10^{19}	5.00×10^{19}	0.50×10^{19}	1.70×10^{19}	3.86×10^{19}	4.51×10^{19}
STILO 21	STILO 22	STILO 23	ORNL	ORNL	ORNL	STILO 37	STILO 38

H116 cv	I116 cv	J116 cv	K116 cv	L116 cv	M116 cv	N116 cv	P116 cv
H216 cv	I216 cv	J216 cv	K216 cv	L216 cv	M216 cv	N216 cv	P216 cv
H316 cv	I316 cv	J316 cv	K316 cv	L316 cv	M316 cv	N316 cv	P316 cv
H416 cv	I416 cv	J416 cv	K416 cv	L416 cv	M416 cv	N416 cv	P416 cv
H516 cv	I516 cv	J516 cv	K516 cv	L516 cv	M516 cv	N516 cv	P516 cv
H616 cv	I616 cv	J616 cv	K616 cv	L616 cv	M616 cv	N616 cv	P616 cv
H716 cv	I716 cv	J716 cv	K716 cv	L716 cv	M716 cv	N716 cv	P716 cv
H816 cv	I816 cv	J816 cv	K816 cv	L816 cv	M816 cv	N816 cv	P816 cv
H916 cv	I916 cv	J916 cv	K916 cv	L916 cv	M916 cv	N916 cv	P916 cv
	I146 cv	J146 cv		L146 cv	M146 cv	N146 cv	P146 cv
	I246 cv	J246 cv		L246 cv	M246 cv	N246 cv	P246 cv
	I346 cv	J346 cv		L346 cv	M346 cv	N346 cv	P346 cv
	I446 cv	J446 cv		L446 cv	M446 cv	N446 cv	P446 cv
	I546 cv	J546 cv		L546 cv	M546 cv	N546 cv	P546 cv
	I646 cv	J646 cv		L646 cv	M646 cv	N646 cv	P646 cv
		J746 cv		L746 cv	M746 cv	N746 cv	P746 cv
		J846 cv		L846 cv	M846 cv	N846 cv	P846 cv

H113 cv		J113 cv	K113 cv	L113 cv	M113 cv		P113 cv
H213 cv		J213 cv	K213 cv	L213 cv	M213 cv		P213 cv
H313 cv		J313 cv	K313 cv	L313 cv	M313 cv		P313 cv
H413 cv		J413 cv	K413 cv	L413 cv	M413 cv		P413 cv
H513 cv		J513 cv	K513 cv	L513 cv	M513 cv		P513 cv
H613 cv		J613 cv	K613 cv	L613 cv	M613 cv		P613 cv
H713 cv		J713 cv	K713 cv	L713 cv	M713 cv		P713 cv
H813 cv		J813 cv	K813 cv	L813 cv	M813 cv		P813 cv
H913 cv		J913 cv	K913 cv	L913 cv	M913 cv		P913 cv
H143 cv		J143 cv	K143 cv	L143 cv	M143 cv		P143 cv
		J243 cv		L243 cv	M243 cv		P243 cv
		J343 cv		L343 cv	M343 cv		P343 cv
		J443 cv		L443 cv	M443 cv	N443 cv	P443 cv
		J543 cv		L543 cv	M543 cv	N543 cv	P543 cv
		J643 cv		L643 cv	M643 cv	N643 cv	P643 cv
		J743 cv		L743 cv	M743 cv		
		J843 cv		L843 cv	M843 cv		

Table 6: Specimens made from JRO material. Fluences (3rd line) in [n/cm²]. I = Irradiated, IAR = irradiated, annealed and re-irradiated.

Color code of specimens foreseen for TEP-measurements:

I	IAR	ORNL-03-063 to PSI 2005	2. Measurement	If stored at PSI Hotlab
---	-----	-------------------------	----------------	-------------------------

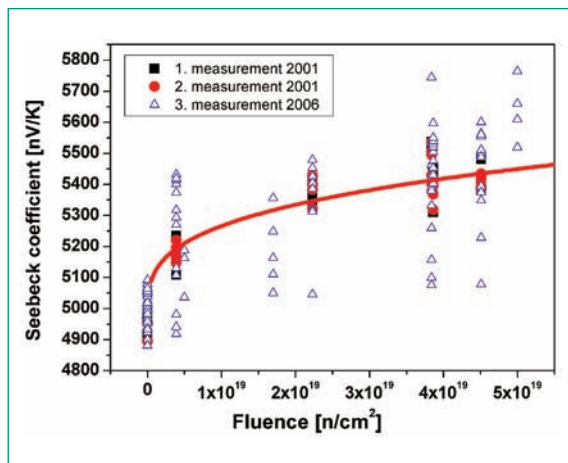


Fig. 44: Seebeck coefficient vs. fluence for irradiated I, IAR JRO Charpy V-notched specimens.

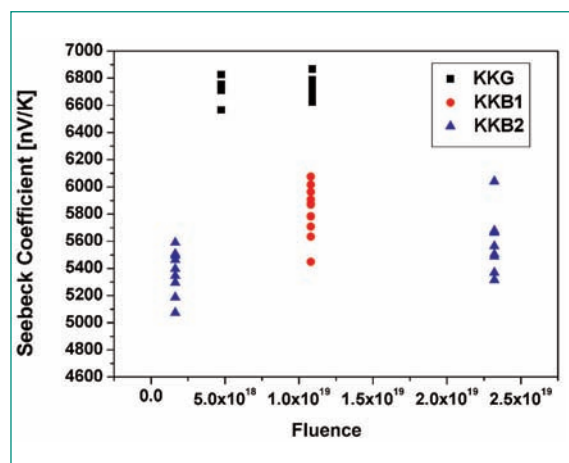


Fig. 45: Seebeck coefficient vs. fluence for V-notched Charpy specimens based from the NPPs KKG, KKB1 and KKB2.

Material	Capsule	Fluence [n/cm ²]	Specimens
C (G1-KP)	S2(R)	5.72 · 10 ¹⁸ 7.54 · 10 ¹⁸	C18, C19, C20
C (G1-KP)	S2(R)	5.72 · 10 ¹⁸ 7.54 · 10 ¹⁸	C11 - C15 Cut of 5mm
C (G1-KP)	S3(S)	1.8 · 10 ¹⁹ 8.94 · 10 ¹⁸	C31,- C42
C (G1-KP)	S3(N)	2.3 · 10 ¹⁹ 2.32 · 10 ¹⁹	C43, C44, C46 - C54

Table 7: Surveillance specimens from NPP Beznau I.

Material	Capsule	Fluence [n/cm ²]	Specimens
C (G1-KP)	S2(R)	1.64 · 10 ¹⁸ 1.97 · 10 ¹⁹	C13 - C24
C (G1-KP)	S3(S)	2.32 · 10 ¹⁹ 2.96 · 10 ¹⁹	C25 - C36

Table 8: Surveillance specimens from NPP Beznau II.

Material	Capsule	Fluence [n/cm ²]	Specimens
KP-G1 (B, GWII)	S0	0.0 · 10 ¹⁸	B58, B65, B76, B20, B86, B5, B78, B14, B44, B19, B74, B79, B27, B87, B83
KP-G1 (B, GWII)B	S1	4.75 · 10 ¹⁸	B85, B7, B82, B91, B88, B24, B71, B89, B60, B90, B26, B77, B81, B62, B80
KP-G1 (B, GWII)	S2	1.09 · 10 ¹⁹	B1, B2, B3, B42, B67, B48, B53, B25, B36, B29, B52, B61, B75, B18, B4
KP-G1 (B, GWII)	S3	2.6 · 10 ¹⁹	B45, B47, B55, B73, B31, B41, B17, B35, B28, B8, B32, B6, B49, B40, B12
KP-G1	S4		

Table 9: Surveillance specimens from NPP Gösgen.

nately this has to be done in the hot-cell and will therefore be very time consuming and expensive.

2.2.6 Measured Seebeck Coefficient of Surveillance Specimens

A set of specimens from the NPP Beznau I, Beznau II and Gösgen were measured, highlighted in Table 7, 8 and 9, respectively. Since all of these specimens are broken, we are faced with the same contact problems as mentioned above. The results of the first measurements are summarized in Fig. 45. Since the handling of the irradiated specimens in the hot-lab is very time consuming, it was only possible to measure a limited number of them. This is the reason for having the result only for a few fluencies.

Due to the lack of results at zero fluence and due to the large scatter, no trend can be derived from Fig. 45. However, it has to be kept in mind that further measurements are likely to change the picture.

3. National Cooperation

On the national level the co-operation and the technology transfer takes place in the field of the nuclear community. The regulatory authority HSK and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. The project team and HSK delegates discuss the

subsequent progresses within the semi-annual project meetings.

Exchange of information with the power utility representatives takes place within the steering committee «Forschung und Entwicklung Strukturmaterial KFES» of the Plant Life Management (PLIM) board. The PLIM-II project (2006 – 2007) is entitled «Thermomechanische Ermüdung bei zyklischen Thermoschocks». PLIM is financially founded by swissnuclear. Beside the thermal shock experiments, the numerical modeling of cyclic fatigue plays a central role in this project. In this interdisciplinary project also Computational Fluid Dynamic simulations will be performed and the fluid structure interaction will be considered. It represents a collaboration between Siempelkamp GmbH (DE) and PSI.

The PhD thesis on the topic of thermomechanical behaviour of austenitic stainless steels is supervised by Prof. Dr. R. Spolenak, Chair of the Laboratory for Nanometallurgy, ETHZ.

4. International Cooperation

In the frame of the DIAGNOSTIK-II project we are represented in the following European networks:

- **Network of Excellence NULIFE** (Nuclear Plant Life Prediction), EURATOM 6th Framework Program (Residual Lifetime Management), (VTT, JRC, Fors-

mark, Serco, BE, BNFL, CEA, Framatome ANP, KFKI, NRI, EDF, CEA, PSI, EON, FhG-IWM, Fortum, Studsvik, Tecnatom). Evaluation of harmonized rules for the lifetime prediction of nuclear power plants. This co-operation makes important contacts possible and facilitates the exchange of ideas and information.

- **NESC** (Network for Evaluating Steel Components), NESC-TF Thermal Fatigue Project (EDF, EON Kernkraft, DNV, VTT, FORTUM, PSI, JRC-IE, CEA). Definition and development of a European methodology for the assessment of structural integrity during thermal fatigue. The draft of the final report has been submitted for review to the team members.

5. Assessment of 2006 and Perspectives for 2007

5.1 Sub-project Monitoring of Fatigue

5.1.1 Early Detection of Thermomechanical Degradation

Magnetization curves of austenitic stainless steels

(ASS): The magnetic properties of the materials foreseen in DIAGNOSTIK-II were fully characterized by measurements with a Physical Properties Measuring Instrumentation (PPMS). Measuring the whole magnetization loop of the fatigued ASS TP 304L, 316L, 321 and 347, yield magnetic parameters, all of them being very sensitive to the strain induced martensite. This allows determining the fatigue state even for ASS with a low affinity for strain-induced martensitic transformation.

Among the evaluated parameters, the integral $\int \text{MdH}$ built over the hysteresis loop and the magnetization induced by the minor loops of a small amplitude, appeared to be the most sensitive indicators for the amount of strain induced martensite, i.e. to the degree of fatigue. We conclude that applying magnetic minor loops might be advantageous for the non-destructive evaluation of fatigue in ASS, especially in cases where very small amount of strain induced martensite is formed. For field application this fact is partially used in a technique called Micro-magnetic Multi-parameter Microstructure and Stress Analysis (3MA) and developed by Fraunhofer Institute. This method is now available at PSI and will be systematically used for the investigation of fatigue-induced changes of magnetic, electric or thermoelectric properties near the surface of tested specimens or exchanged components.

The detection method of short cracks with a **magnetic**

tape reading head has some potential for detecting short cracks if they are accompanied by martensite formation. However, further development of the measuring technique and data analysis is needed. In a next step it is planned to repeat the measurements with a modern reading head and electronic with better signal-to-noise ratio. Further investigations in the direction of data analysis are also planned. Modern analysing tools (e.g. based on the fractal dimension of the measured signal) may help to analyse the data gathered by the sensor.

5.1.2 Thermomechanical Fatigue Testing

Two identical test equipments have been set-up and optimized for strain-controlled thermomechanical fatigue (TMF) experiments. Much effort was invested into the optimization of the heating coil in order to minimize the temperature gradient over the gauge length of the specimen. The first so called in-phase TMF tests performed in the temperature range from 100 to 280° C are promising. The results of the reproducible and reliable TMF were compared to those of corresponding LCF experiments with the same triangular waveform, the same mechanical strain amplitude, but with a higher frequency.

Next year the TMF, also including out-of-phase (OP) TMF, will be systematically studied under plant relevant conditions in air. The refined test matrix will fulfil the requirements of the DIAGNOSTIK-II project as well as of the dissertation thesis. The crack initiation will be checked off-line after defined cycle numbers in the early stage of fatigue by microscopy of replica, by magnetic measurements and by 3MA.

5.1.3 Microscopic Observation of Fatigue Cracks

The extension of individual cracks as well as their density and the nature of their arrangement have to be determined on fatigued specimens. The developed crack network has to be related to the results of measured magnetic, electric, thermoelectric properties sensitive to the cracks. For this purpose a replica can be taken from the cylindrical surface of the fatigued specimen. The replica is unrolled and put into a plane so that quantitative measurements of the crack network can be realized. On the replica from the surface in the as-received i.e. machined condition, the short cracks may be overlapped by the machining grooves. A slight electro-polishing of the surface followed by an electro-etching of the grain boundaries allows to relate the extension of

the cracks to the granular microstructure of the fatigued specimen. Using this technique the quantification of crack networks on fatigued specimens will be performed.

5.1.4 Fundamental Aspects of Microstructural Changes Related to Microcrack Initiation

The literature research and the preliminary experiments for materials conditioning like the heat treatment for the reduction of internal or residual stresses and the analysis of the surface condition of fatigue specimens will allow optimizing the fatigue test specimen for improved crystallographic investigations of the phenomena related to the initiation of fatigue cracks. This concerns the *dissertation thesis*. Modern instrumentation will be used. The role of texture will be examined by electron back scattered diffraction (EBSD). The intrusion and extrusions of slip bands at the electropolished surface of a fatigue specimen will be observed in an atomic force microscope (AFM). Local changes of microstructure close to the crack tip will be investigated by scanning and transmission electron microscopy (SEM, TEM) and by nanoindentation.

5.1.5 Modelling and Simulation

As a conclusion, the few discussed results show that the model allows determining the occurrence of the microcracks in grains and their growth up to Stage I, given the conditions of the test (austenite stability, influence of the martensite fraction, strain amplitude and temperature), for the case of isothermal fatigue at the present stage. The stress appears as a controlling variable for the formation of martensite and initiation of the microcracks; its related threshold values are closely connected to temperature. The concept of persistent slip bands (PSB) used in the model might not be appropriate, since certain model predictions do not correspond to experimental observations.

For 2007, simulations of isothermal fatigue fulfilling the required value of 0.1 % for the applied plastic strain will be made for comparison with literature. The computer program will be tested for the routines related to the temperature rate, of low number (the rest of the program remains unchanged). Thermomechanical fatigue will be then investigated as described above for DIAGNOSTIK-II (steels and tests) and the results compared with the experiments for evaluation of the model.

5.2. Sub-project Monitoring of RPV Embrittlement by Neutron Irradiation

Most of planned measurements could be performed. Former investigations on JRQ material were confirmed. However, it turned out that the state of the broken specimens involved in the new investigation does not allow precise measurements of the TEP. Therefore the preliminary results show a large scatter which is unacceptable for the determination of the embrittlement state. For future measurements the specimen surfaces need to be prepared by a grinding process. This preparation has to be performed in the hot cell and is therefore very time consuming and expensive.

In 2007 the Seebeck coefficient of a further set of Surveillance specimens will be measured. However, for these further measurements, the above-mentioned preparation of the specimen surfaces has to be performed. It is also necessary to repeat the old measurements according to the changed procedure. Critical points of this project are the availability of the hot-cells, technical staff that is trained to handle irradiated material and the lack of un-irradiated surveillance material.

6. Publications and References

6.1 Publications in Scientific Journals

- [1] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Microstructural aspects of low cycle fatigued austenitic stainless tube and pipe steels, submitted to Materials Characterization.
- [2] *M. Grosse, D. Kalkhof, M. Niffenegger, L. Keller*: Influencing parameters on martensite transformation during low cycle fatigue for steel AISI 321, Mater. Sci. and Eng. A 437 (2006) 109-113.

6.2 Conference Proceedings

- [3] *M. Niffenegger, H.J. Leber, M. Stricker*: Influence of Cycle Strain Loading on the Magnetization Curves of Steel AISI 321, 321H, 347, 304L and 316L, 5th International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, May 10-12, 2006, Paradise Resort & Spa, San Diego, USA.

6.3 References

- [4] *M. Niffenegger, D. Kalkhof, H.J. Leber*: Determination of deformation-induced martensite in aus-

- tenitic stainless steel, 4th International Conference on NDT in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurised Components, London, JRC/EPRI (2004).
- [5] <http://www.qdusa.com>.
- [6] *H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod*: Diagnostik – Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung, Abschlussbericht, Teil 1: Experimentelles (2006).
- [7] *S.Y. Zamrik, D.C. Davis, L.C. Firth*: Isothermal and thermomechanical fatigue of type 316 stainless steel, in Thermomechanical Fatigue Behaviour of Materials: Second Volume, ASTM STP 1263, 1996.
- [8] *ASTM Standard E 2368-04*: Standard Practice for Strain controlled Thermomechanical Fatigue Testing, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA, 2005.
- [9] *S.L. Mannan, M. Valsan*: High-temperature low cycle-fatigue, creep-fatigue and thermomechanical fatigue of steels and their welds, Int. J. of Mech. Sciences 48 (2006) 160 – 175.
- [10] *Z. Zhang, D. Delagnes, G. Bernhart*: Anisothermal cyclic plasticity modelling of martensitic steels, Int. J. of Fatigue 24 (2002) 635–648.
- [11] *V. Maillot*: Amorçage et propagation de réseaux de fissures de fatigue thermique dans un acier inoxydable austénitique de type X2CrNi18-9 (AISI 304L), Rapport CEA-R-6041, 2004, ISSN 0429–3460.
- [12] *N. Haddar*: Fatigue thermique d'un acier inoxydable austénitique 304L: Simulation de l'amorçage et de la croissance des fissures courtes en fatigue isotherme et anisotherme, thèse de doctorat présentée et soutenue à l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris, 2003.
- [13] *C. Chauvot*: Rissbildung und Risswachstum in dem Rohrleitungsstahl X6CrNiNb18–10 unter plastischer Wechselverformung – Experimentelle Untersuchungen und Modellierung, Dissertation genehmigt von der Fakultät für Maschinenbau der Universität Karlsruhe, 2001.
- [14] *M. Niffenegger, M. Grosse, D. Kalkhof, H. Leber, A. Vincent, L. Pasco, M. Morin*: Material Characterization of Fatigue Specimens made from Metastable Austenitic Stainless Steel, PSI-Bericht Nr. 03-17 (2003).
- [15] *P. Marshall*: Austenitic Stainless Steels, Elsevier Applied Science Publishers (1984).
- [16] *S. Suresh*, *Fatigue of Materials*, Cambridge Univ Press, Cambridge (1998).
- [17] *J.L.S. Chopra et al.*: Crack Initiation in smooth fatigue specimens of austenitic stainless steel in light water reactor environments, U.S Department of Energy (1999).
- [18] *P. Villechaise, L. Sabatier, J.C. Girard*: On slip band features and crack initiation in fatigued 316L austenitic stainless steel: Part 1: Analysis by electron back-scattered diffraction and atomic force microscopy, Materials Science and Engineering A323 (2002)377 – 385.
- [19] *J. Man et al.*: Atomic force microscopy of surface relief in individual grains of fatigued 316L austenitic stainless steel, Acta Materialia 50 (2002) 3767-3780.
- [20] *J. Man, K. Obrtlík, J. Polák*: Study of surface relief evolution in fatigued 316L austenitic stainless steel by AFM, Materials Science and Engineering A351 (2003) 123–132.
- [21] *C. Blochwitz, J. Brechbühl, W. Tirschler*: Analysis of activated slip systems in fatigue nickel polycrystals using the EBSD-technique in the scanning electron microscope, Materials Science and Engineering A210 (1996) 42–47.
- [22] *R. Alain, P. Violan, J. Mendez*: Low cycle fatigue behaviour in vacuum of a 316L type austenitic stainless steel between 20 and 600° C – Part I: Fatigue resistance and cyclic behavior, Materials Science and Engineering A229 (1997) 87–94.
- [23] *M. Gerland et al.*: Low cycle fatigue behaviour in vacuum of a 316L-type austenitic stainless steel between 20 and 600° C -Part II: Dislocation structure evolution and correlation with cyclic behaviour, Materials Science and Engineering A229 (1997) 68-86.
- [24] *M. Mineur, P. Villechaise, J. Mendez*: Influence of the crystalline texture on the fatigue behaviour of a 316L austenitic stainless steel, Materials Science and Engineering A286 (2002) 257– 268.
- [25] *S. Majumdar*: Thermomechanical fatigue of type 304 Stainless steel, in ASME PVP Vol. 123, ed. by K. Makhlof and J.W. Jones, (1993) 31– 36.
- [26] *H. Abdel-Raouf, A. Plumtree, H. Topper*: Temperature and Strain Rate Dependence of Cyclic Deformation Response and Damage Accumulation in OFHC Copper and 304 Stainless Steel, Metallurgical Transactions 5 (1974) 267–277.
- [27] *M.W. Brown et al.*: Cyclic Strain Hardening of 316 Stainless Steel at Elevated Temperatures, Fatigue of Engineering Materials and Structures 4 (1981) 377–388.

- [28] F.K. Ibrahim, J.C. Thompson, T.H. Topper: A study of the effect of mechanical variables on fatigue crack closure and propagation, *International Journal of Fatigue* 8 (1986) 135–142.
- [29] A.F. Armas, I. Alvarez-Armas, C. Petersen: Thermal Fatigue behaviour and dislocation substructure of 316-type austenitic stainless steel, *Journal of Nuclear Materials*, 191–194 (1992) 672–675.
- [30] H.-J. Shi, Z.-G. Wang, H.-H. Su: Thermomechanical fatigue of a 316L austenitic steel at two different temperature intervals, *Scripta Materialia* 35 (1996) 1107–1113.
- [31] J. Konrad, S. Zaefferer, D. Raabe: Investigation of orientation gradients around a hard Laves particle in a warm-rolled Fe3Al-based alloy using a 3D EBSD-FIB technique, *Acta Materialia* 54 (2006) 1369 – 1380.
- [32] N. Zaafarani et al.: Three-dimensional investigation of the texture and microstructure below a nanoindent in a Cu single crystal using 3D EBSD and crystal plasticity finite element simulations, *Acta Materialia* 54 (2006) 1863 – 1876.
- [33] K. J. Miller: Blind alleys on the Route to Fatigue-Failure Solutions: a Historical Perspective, *Fatigue* 200 (2000) 3 – 14.
- [34] K. S. Chan: A microstructure-based fatigue-crack initiation model, *Metallurgical and Materials transactions A* 34A (2003) 43 – 58.
- [35] A. Bataille, T. Magnin: Surface damage accumulation in low-cycle fatigue: physical analysis and numerical modelling, *Acta Metallurgica and Materialia* 42 (1994) 3817 – 3825.
- [36] A. Fissolo, C. Robertson, V. Maillot: Prediction of crack initiation and growth under thermal fatigue, in *Thermomechanical Fatigue and Fracture*, WIT Press (2002) 67 – 105.
- [37] M. P. Miller, D. L. McDowell, R. L. T. Oehmeke, S. D. Antolowich: A life prediction model for thermomechanical fatigue based on microcrack propagation, in *Thermomechanical fatigue behaviour of materials*, ASTM STP 1186 (1993) 35 – 49.
- [38] H. J. Leber, M. Niffenegger, B. Tirbonod: Diagnostik – Diagnostik für Werkstoffschädigung durch Ermüdung, Abschlussbericht, Part 2: Modelling (2006).
- [39] T. Magnin, C. Ramade, J. Lepinoux, L. P. Kubin: Low-cycle fatigue damage mechanisms of f.c.c and b.c.c. polycrystals: homogeneous behaviour?, *Material science and Engineering A318* (1989) 41– 51.
- [40] M. Cherkaoui, M. Berveiller, X. Lemoine: Micro-mechanical modelling of martensitic transformation induced plasticity (TRIP) in austenitic single crystals, *International Journal of Plasticity*, 14 (1998) 597 – 626.
- [41] J. W. Hutchinson: Elastic-plastic behaviour of polycrystalline metals and composites, *Proceedings of the Royal Society of London A319* (1970) 247– 272.
- [42] L. S. Toth, A. S. Monilari, N. Zaouhal: Cyclic plasticity phenomena as predicted by polycrystal plasticity, *Mechanics of Materials* 232 (2000) 99-113.
- [43] P. Lukas: Microstructural aspects of low cycle fatigue, in *Low cycle fatigue and elasto-plastic behaviour of materials*, Elsevier Science LTd (1998) 267 – 277.
- [44] S. Suresh: *Fatigue of materials*, Cambridge University Press, Cambridge (1998), Ch. 1.
- [45] M. Niffenegger et al.: Application of the Seebeck effect for monitoring of neutron embrittlement and low-cycle fatigue in nuclear reactor steel. *Nuclear Engineering and Design* 235 (2005) 1777 – 1788.
- [46] R. Nanstad, M. Niffenegger, D. Kalkhof, M.K. Miller, M.A. Sokolov, P. Tipping: Fracture Toughness, Thermo-Electric Power, and Atom Probe Investigations of JRQ Steel in I, IA, IAR and IARA Conditions, *Journal of ASTM International (JAI)*, Vol. 2, No. 9 (2005).

STARS

Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

Author and Co-Author(s)	Martin A. Zimmermann and collaborators from the project team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail	+41 (0) 56 310 27 33, Martin.Zimmermann@psi.ch
Internet address	http://stars.web.psi.ch
Duration of the Project	January 1, 2006 to December 31, 2008

ABSTRACT

STARS continues to actively develop uncertainty evaluation for best-estimate applications: The PhD-thesis on objectively deriving uncertainty characteristics of important model parameters (e.g. void, CHF) is close to completion. Work on the application of the uncertainty evaluation methodology applied in STARS to a PWR scenario (BEMUSE phase IV) has started. Furthermore, work towards developing a similar methodology for fuel behavior analysis was initiated.

The analysis of the Halden LOCA-experiment IFA-650.4 successfully demonstrated the capability to analyze fuel behavior transients in an integrative manner. The on-going coupling of a modern FG-behavior model to FALCON enhances its analysis capabilities in a very attractive manner for both RIA and base irradiation.

The continued assessment of TRACE focused again on PWR-related problems. The successful analysis of selected transients from the PKL- and the ROSA programs documented good performance of TRACE. Also, good results were obtained in general for a wide range of CHF experiments. However, the results obtained to date from a set of condensation

experiments indicate that the respective TRACE models need careful review and model improvement. In terms of BWR-analysis, no progress could be made.

Considerable effort was spent on defining the (statistical) elements of a modern PSI criticality safety evaluation methodology, and the set of benchmarks was extended to include MOX configurations. The work on fast fluence evaluation was consolidated, assessing the impact of several nuclear data libraries.

Good progress was achieved with CFD-modelling of single-phase mixing in the lower plenum of a PWR, in the analysis of the UMSICHT water hammer benchmark as well as in developing a new pre-CHF HT correlation. A comparative analysis of PWR MSLB documented the quality of the thermal-hydraulic aspects of the RETRAN-model. Progress in the NURESIM related work was rather slow to date, due to the late delivery of the respective French codes.

The expertise of the STARS team is recognized internationally by the fact that two members were mandated with task co-ordination in the IAEA uncertainty CRP and one member was selected member of the scientific board of the NSC UAM benchmark.

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 2006 were grouped under 4 major headings representing somehow main directions of the research work of STARS, in addition to selected topics that currently are more of an exploratory character or help to extend the project infrastructure.

- Continue research on uncertainty assessment:
 - Continue participation in CSNI/GAMA/BEMUSE Phase IV-VI (application to a reactor).
 - Further development and application of uncertainty methodology to simple reactor physics problem.
 - Evaluate the participation in new NSC task group on uncertainty modeling.
- Enhance fuel modeling capability:
 - Participation in the Halden LOCA-experiments (IFA-650.3, 4) with TH and thermo-mechanical analysis to assess the axial relocation phenomenon.
 - Initiate analysis of selected RIA experiments from the ALPS program.
 - Analyze selected CABRI RIA experiments (UO₂ and MOX) using FALCON and SCANAIR.
- Continue development of Monte Carlo methodology:
 - Initiate implementation of burnup credit for criticality safety assessment.
 - Complete Neutron fluence calculations for KKG and perform supporting benchmarks.
 - Initiate shielding applications through analysis of selected benchmarks.
- Continue with TRACE assessment

- Analysis of selected tests from the PKL and the ROSA programs.
- Assessment of condensation models.
- Assessment for BWR stability applications in combination with PARCS.

- Initiate assessment work aiming at the analysis of wave-induced loads in piping systems and the primary system.
 - Continue development of CFD application for geometries representative of nuclear reactors:
 - Apply CFD to lower plenum mixing in the KKG reactor.
- Evaluate enhancements to the core analysis methods:
 - Assessment of SIMULATE-3K.
- Continue participation in NURESIM (EU 6th FW):
 - Explore coupling capabilities of new integrated platform for safety analysis codes.
 - Develop open-core analysis for KKG.
- Develop new PhD-topics.

Work Carried out and Results Obtained

Research on Uncertainty assessment

Participation in BEMUSE (CSNI/GAMA)

BEMUSE-III was conceived as an application of the code propagation uncertainty methodologies selected by the countries and organizations taking part in the Programme to the analysis of the LOFT L2-5 LBLOCA test that was prepared during the development of BEMUSE-II following a set of specifications to be used by all participants. The objective of BEMUSE-III was to compare the different uncertainty methods and their application to a commonly defined transient analysis. In this way, it was expected to draw significant conclusions about the state-of-the-art of uncertainty analysis in the thermal-hydraulic field as applied to system codes, as well as to carry out a study of important aspects of uncertainty calculations. Such aspects, for instances, included those related to the validity of the assumptions applied by each method for the quantification of the uncertainty in the code's outputs of interest, the degree of accuracy and statistical significance of the uncertainty measures generated by the different methods, and, finally, the application and usefulness of the accompanying sensitivity analysis to identify those sources of code uncertainty with a larger impact in the variation of the code's outputs. The results of these studies and of the conclu-

sions produced by the discussions during the different meetings during BEMUSE-III and by the comparisons of the results obtained by the participants are collected in a Summary Report for BEMUSE-III, which accompanies the final BEMUSE-III report submitted by the organizers of this phase, CEA-Grenoble, to the GAMA group of the CSNI. This report has already been finalized and is expected to be officially issued in 2007.

Related to the results obtained by STARS, a detailed description can be found in the aforementioned report. A summary of the main conclusion indicates that the code uncertainty propagation methodology for thermal-hydraulic calculations used by STARS produced results of a comparable quality and consistency as those reported by all the participants, in general, and by those that used a similar approach, in particular. The methodology used currently by STARS is based on the statistical approach proposed by GRS (Germany), which makes use of tolerance intervals and non-parametric sampling methods supported by the Wilks formula, to determine the minimum number of code executions needed to produce uncertainty bands with a pre-defined level of probability coverage and confidence. STARS applied such methodology to the NRC sponsored code TRACE v4.05, based on the developments carried out in 2005, which set-up an automatic computation framework to do uncertainty analysis with TRACE. The resulting tolerance intervals for the PCT and the upper plenum pressure were reasonably well established

and covered the LOFT L2-5 experimental measurements during most part of the transient. Only in the case of the second PCT peak, was the experimental value outside of the tolerance intervals. This was traced to a probable mis-prediction of the interfacial drag which, as already observe in the results of BEMUSE-II, resulted in too low vapour content during the second core dry-out, which reduced the maximum fuel clad temperature in the second peak. On the other hand, a detailed sensitivity analysis identified the most important sources of uncertainty in system description parameters and code physical models, which influenced the values of the output safety variables of interest, ie, first and second PCTs, time to complete quench of the core and time to initiate accumulator injection. The results were mainly consistent with those found by most of the participants.

The BEMUSE-IV Programme [1] has been started as a follow-up of the BEMUSE-III activities. All participants have been asked to apply their own uncertainty methodology to the simulation of a LBLOCA in the Zion nuclear power plant. The preliminary reference transient LBLOCA calculation, common to all the participants, will be the subject of BEMUSE-IV.

To minimize the impact of the nodalization on the results of the uncertainty analysis, a reference RELAP input deck as well as a TRACE input deck of the Zion nuclear power plant have been provided by the project organizers.

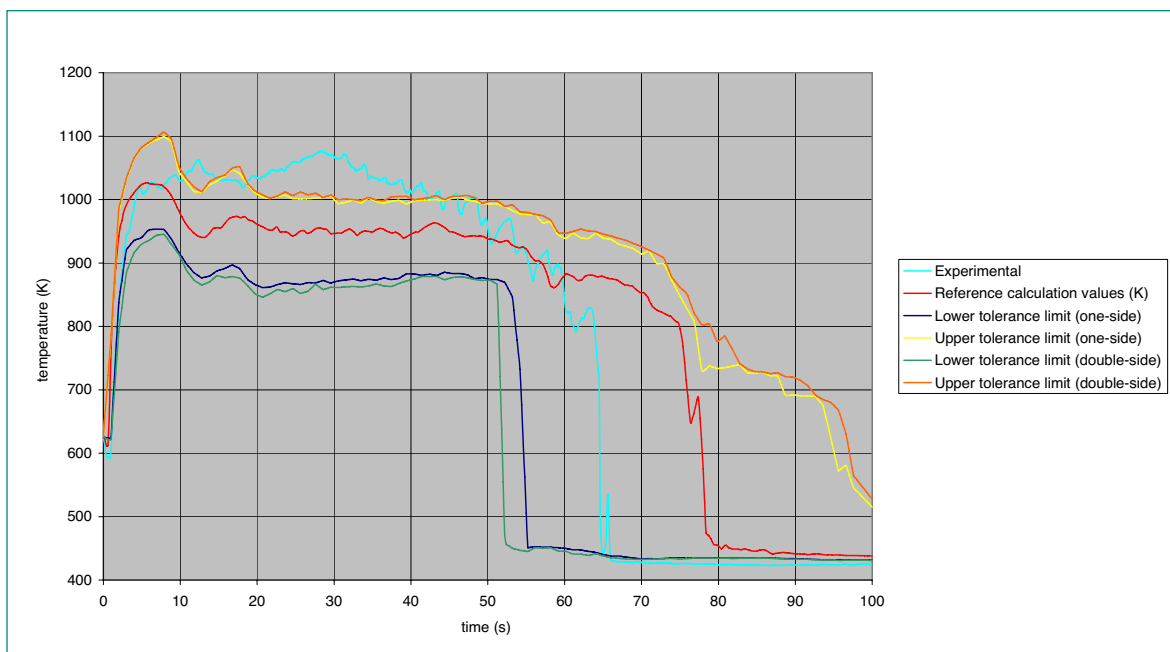


Figure 1: Uncertainty analysis for the maximum cladding temperature: double-side 95% tolerance interval versus 5% and 95% one-side tolerance limits

Unfortunately, it has been found that severe deviations exist between the TRACE and the RELAP input decks, both in terms of geometry parametrization and nodalization strategy. Therefore, it has been necessary to start the development of a new TRACE input deck.

Uncertainty Analysis of a Nuclear Power Plant Transient

A novel methodology that can objectively quantify the uncertainty in the predictions of physical models used in system codes, based on a statistical non-parametric treatment of model assessment data, has been developed in the framework of a STARS PhD thesis. The methodology achieves quantification of code physical model uncertainty by making use of model performance information obtained from studies of appropriate separate-effect tests addressing the physical phenomenon modeled by the physical model of interest. Uncertainties are quantified in the form of estimated probability density functions (pdfs) calculated with a newly developed non-parametric estimator. The new estimator objectively predicts the probability distribution of the model's 'error' (its uncertainty) from databases reflecting the model's accuracy, treated as a stochastically distributed variable, on the basis of available experiments. The methodology is completed by applying a novel multi-dimensional clustering technique based on the comparison of model error samples by using an extended multidimensional version of the Kruskal-Wallis test developed in the course of this PhD research. The clustering method takes into account the fact that a model's uncertainty depends on system conditions, since the model is a function of local values of system variables,

eg pressure, mass flux, etc., and can give predictions for which the accuracy is affected by the regions of the physical space in which the experiments occur. The final result is an objective, rigorous and accurate manner of assigning uncertainty to code physical models, i.e. the input information needed by code uncertainty propagation methodologies used for assessing the accuracy of best estimate code results in nuclear systems analysis.

The above described methodology has been applied for evaluating the accuracy of the Critical Heat Flux (CHF) correlations implemented in the best-estimate TRACE computer code. The models studied are the Biasi and the CISE-GE correlations. The database of separate effect tests includes experimental data for maximum and minimum power at several values of pressure, as well as the relative TRACE predictions of these values. An example of results is shown in Fig. 2, where \hat{A} is the relative discrepancy between experimental and calculated values and for each value of pressure a sample of \hat{A} is available; comparing the samples from the lowest to the highest value of pressure through the clustering technique, two regions in which the Biasi correlation at maximum power is characterized by a different degree of accuracy with respect of pressure are determined; then, applying the density estimator for each region, pdfs are estimated quantifying the model uncertainty.

An analysis of the effect of the drift-flux model uncertainty in the prediction of the core void fraction distribution during a Nuclear Power Plant transient has been carried out with RETRAN-3D. The uncertainty in the model has been obtained by applying the methodology

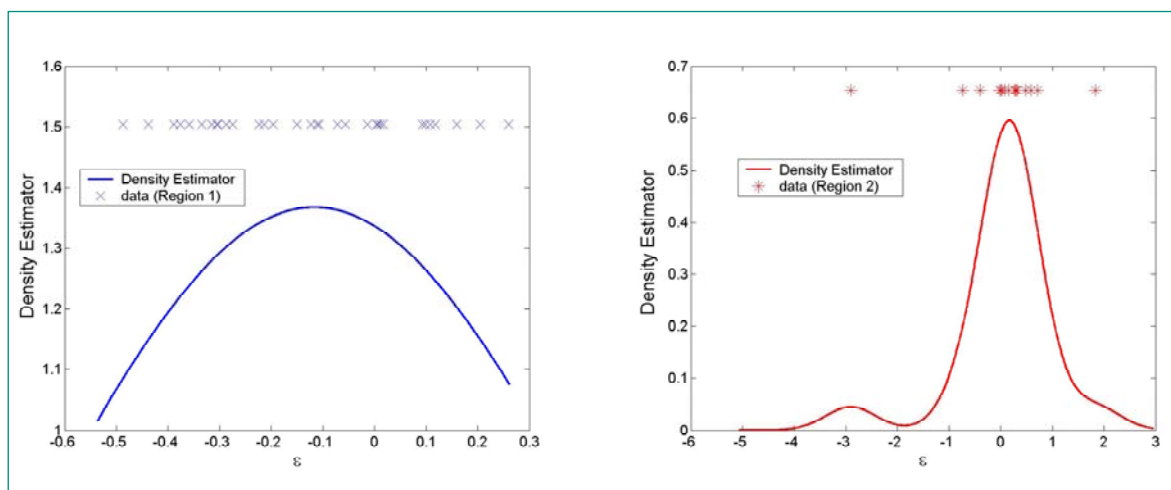


Figure 2 Biasi Correlation at Maximum Power. Partition of the State Space defined by pressure: pdfs for Region 1 and 2. The level of significance α is equal to 0.1.

described above to the void fraction predictions yielded by the RETRAN-3D Chexall-Lellouche drift flux model. The data base used for the determination of the uncertainty pdf's and the clustering of the data into regions determined by pressure and mass flux, was described in [2]. The plant transient that has been chosen for the system analysis is the Peach Bottom Turbine Trip transient that was part of an international benchmark in which STARS participated in the past [3]. A RETRAN-3D input model of the Peach Bottom plant prepared according to the benchmark specification was modified to add a one-dimensional neutronics description of the core based on cross-section data obtained from the benchmark organizers. The transient was initiated by a trip of the turbine (when the turbine stop valve is closed, the turbine bypass valve begins to open). The sudden pressure increase in the core collapsed the void fraction, increasing the liquid mass content. The result-

tant increase in the core density produced an insertion of positive reactivity that led to a significant power rise. Triggered by the rapid increase of neutron flux, a SCRAM occurred and the reactor was effectively shut-down in a few seconds. The analysis also considered the case in which the SCRAM failed as an example of an extreme transient, so that the power stayed about nominal value regulated by the reactivity feed-back mechanisms in the core. Based on the uncertainty quantification of the void fraction models, an uncertainty propagation calculation by using a modified version of the GRS code uncertainty propagation methodology as applied in the context of the STARS project was carried out to quantify the uncertainty in the RETRAN-3D prediction of the maximum peak power. Only the uncertainty in the void fraction was considered in the analysis. Figure 3 shows the results achieved for the two scenarios. It can be observed how the uncertainty in the

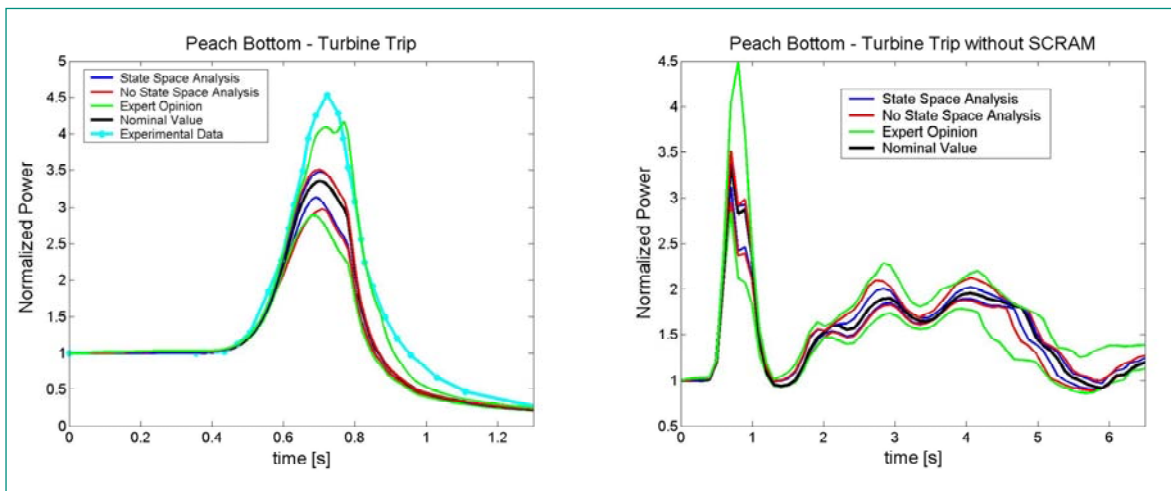


Figure 3 RETRAN-3D results for uncertainty propagation of drift-flux model in the Peach Bottom Turbine Trip transient (left) and in the Peach Bottom Turbine Trip without SCRAM (right).

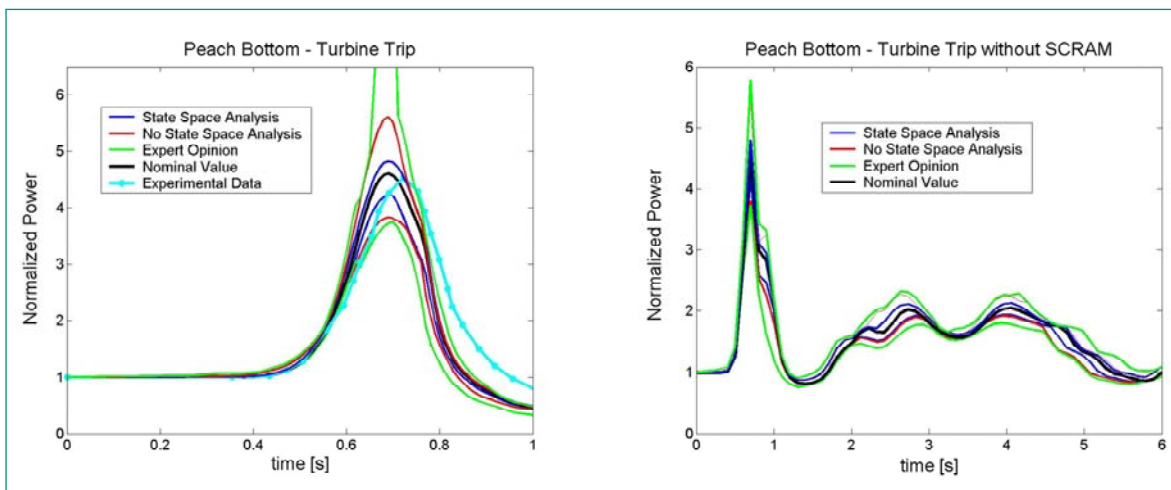


Figure 4 RETRAN-3D results for uncertainty propagation of drift-flux model in the Peach Bottom Turbine Trip transient (left) and in the Peach Bottom Turbine Trip without SCRAM (right) with modified Cross-Sections.

void fraction have been quantified with three different approaches, i.e. with objective uncertainty measures (*pdfs*) obtained from the novel methodology developed in the context of the PhD work, and an estimation of the Chexall-Lellouche model uncertainty on the basis of an «expert opinion» with a normal distribution and 2σ of 20%. The different quantifications can affect the uncertainty in the power, and, thus, the quantification of the drift flux model uncertainty with *pdfs* based on void fraction assessment studies, and also considering how the model accuracy can vary through the state space determined by pressure and mass flux, produces narrower output uncertainty bands than a typical expert opinion assessment.

As mentioned above, the reactor neutronic behaviour is modeled with one-dimensional kinetics. The discrepancy observed between the predicted and the measured power is due most probably to the cross sections used in the neutron kinetics model. In order to improve the agreement between measurement and simulation, the thermal fission cross sections have been modified so that the nominal RETRAN-3D power profile (without uncertainty in void fraction) is close to the experimental profile. The results confirm that the tolerance bands that quantify the uncertainty in the power predictions based on the application of the methodology developed is more accurate even when the possible inaccuracies in cross-section information are considered as a bias (Figure 4).

Enhance Fuel Modeling Capability

Analysis of Halden LOCA-Experiments IFA-650: Assessment of the Axial Relocation Phenomenon

The Halden LOCA experiments are designed as integral in-pile tests to study the ballooning behavior of high burnup fuel during LOCA-scenarios. Axial fuel relocation

into the ballooned region, thereby locally increasing the linear heat rate, is an important question for which experimental answers are sought.

The LOCA-experiment IFA-650.3 (the first of this series performed with irradiated fuel) suffered from pre-damaged cladding and ended with an early failure at the location of the weakened cladding. Hence, this test will not support code validation in a straight-forward manner. Much before the test execution, it was selected to become the object of an International Benchmark that initially focussed on code-to-code comparisons. PSI/STARS participation in this benchmark [4] indicated that the code predictions were reasonable; sample results [5] of the second benchmark phase (thermo-mechanical calculations based on thermal-hydraulic boundary conditions as provided by GRS using ATHLET) are given in Table 1.

ORGANISATION – CODE	BURST TIME (sec)
GRS: CD	No prediction
IRSN: ICARE	356
TUEV: TRANSURANUS	305
CEA: METEOR	285
PSI: FALCON	245
MEASURED	267

Table 1 Benchmark results for predictions of cladding Burst Time [5].

The subsequent IFA-650.4 LOCA test exhibited temperatures of the fuel rod cladding and the heater sleeve (simulating the fuel rod surrounding structures) that were not observed in the previous tests and were challenging to analyze without information from Post Irradiation Examination (PIE) tests results. Thermal-hydraulics simulations with TRACE were ran with judiciously selected hypothetical boundary conditions concerning the heat sources and associated heat transfer coefficient

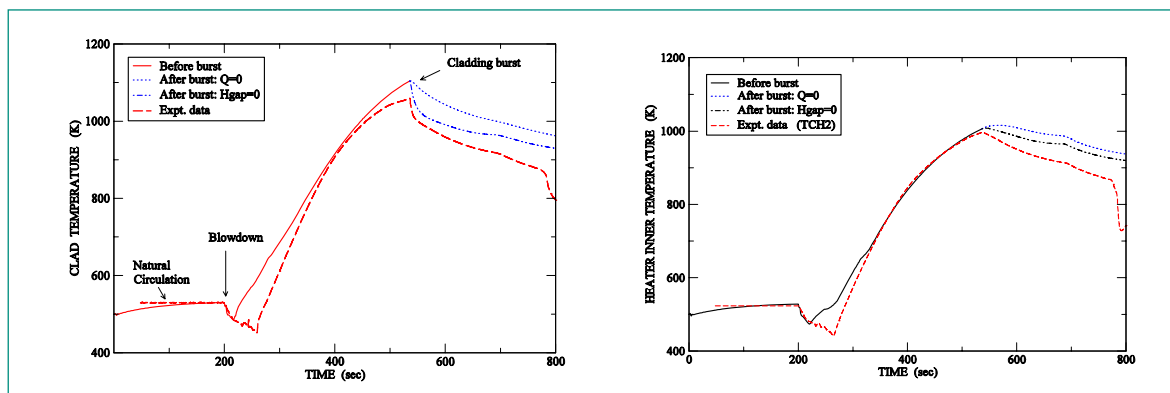


Figure 5 TRACE predictions of cladding temperature (top) and heater temperature (bottom).

cient. They showed unequivocally that the only explanation for the observed temperatures, as illustrated in Figure 5, is the fuel axial (downward) displacement («slump») from the top part of the (0.5 m long) fuel rod segment. Scoping calculations on internal cladding cooling due to the evacuation of «cold» gases from the top plenum during blow-down indicated a too poor effectiveness of this process to be considered as a plausible contributing factor.

Thus, the phenomenon of axial fuel relocation was becoming the main candidate for «explaining» the available thermometry data. However, since, for this experiment measurements of the cladding temperature were only available at one axial location z_0 above the balloon region ($z_0/L \sim 0.8$), the extent of fuel relocation could not be determined. Only the minimum amount of fuel, corresponding to a fuel stack about 10 cm high, could be shown. This volume could easily be accommodated by the balloon size, estimated to be about 12 cm³, based on the existing FALCON results for IFA-650.3 [6]. A rather systematic sensitivity study was undertaken in order to scope the parameters influencing cladding behavior during IFA-650.3 and to assess the robustness of the hypothesis of axial fuel relocation [7]. This was done because at the time of the study, none of the expected PIE-data for IFA-650.4 was available. (Rather late in the year and well after this study has been performed, γ -scan data of the test-rig became available, corroborating the main conclusions.)

It was found that high-temperature plasticity and appropriate temperature-dependent mechanisms of damage accumulation in the cladding were the overwhelmingly important factors in terms of the prediction of the time of failure, asking for a very accurate prediction of the cladding temperature. In addition, assumptions

on the status of fuel-cladding bonding and the degree of axial mechanical constraint were found to be of relevance for the prediction of the measured cladding elongation (Figure 6). Furthermore, the fuel cracking pattern appeared also to be of importance in case pellet-cladding bonding was assumed.

The assumption of pellet-cladding bonding (subject to an appropriate choice of the cracking pattern modeling) improves the qualitative agreement with the experimental data for

- the character of cladding failure;
- the time evolution of the measured gas pressure;
- the time evolution of the measured cladding elongation.

An analytical stand-alone model was further developed in order to investigate the effects of several scenarios in relation to the axial fuel relocation phenomenon with the thermal response measured during the IFA-650.4 test. Equations for axial mass conservation and radial radiation heat transfer are introduced to predict the time evolution of the axial power profile and specific linear heat stored by the fuel during the test. The model is based on the assumption that the cladding balloon can accommodate the fuel mass relocated (or slumped) from the upper fuel stack.

The model was applied to parametrically study key relocation factors, such as the length of relocated fuel column and the filling factor in the balloon volume (Figure 7 left), by assessing their thermal effect on the fuel rod and comparing the predictions to the observed cladding and heater surface temperature histories (Figure 7 right). The model predictions are in satisfactory agreement with the thermocouple signals if the balloon filling ratio is assumed to be relatively low. Given that PIE (γ -scan) has evidenced a large reduction of the fuel

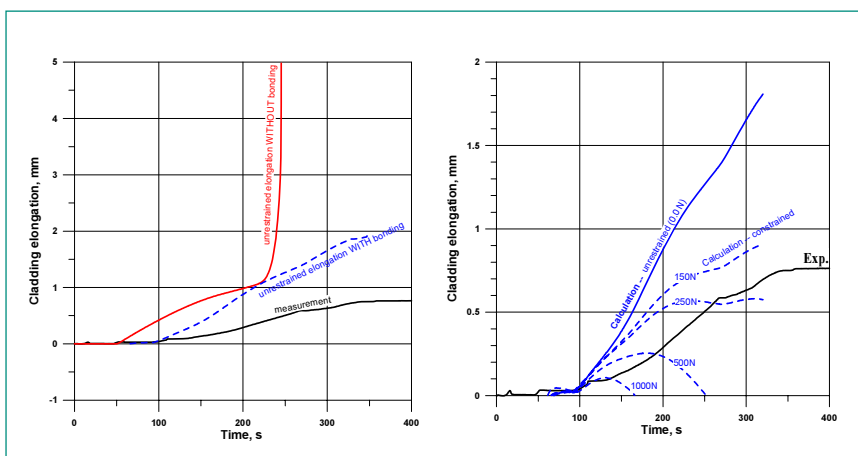


Figure 6 Effect of pellet-cladding bonding (left) and axial mechanical constraint (right) on the predicted evolution of cladding elongation.

stack length due to axial relocation above the balloon location, the model results indicate the possibility of fuel mass dispersion outside of the rod after cladding burst.

In summary, the computational approach adopted (including the stand-alone analytical model) allows for reasonably accurate simulation of the Halden LOCA tests and furthermore helps to identify likely ranges of certain parameters that have not been measured on-line (e.g. filling factor) [8]. This is of importance since the transport of the test rig from the Halden-reactor to the hot cells (to perform the destructive PIE's) introduces uncertainties in relation to the location of the fuel fragments due to the shaking.

Also, the TRACE simulations of the Halden IFA-650 tests have been fruitful in the perspective of code assessment and indicated, to date, a good performance of TRACE capability, including the new «Generalized Radiation Heat Transfer Model».

Enhance Fission Gas Release Modeling for FALCON

Recent analysis of measured fission gas release (FGR) data from modern BWR fuel pins revealed deficiencies of the related modeling in FALCON. Therefore, the initiation of work on coupling of the FALCON code with a mechanistic model for fission gas (FG) behaviour and evolution of the microstructure in Uranium Dioxide fuels [9],[10],[11] addresses the identified weakness, hopefully improving the FALCON analysis for both base load operation and thermal transients, including accident conditions.

The new FG-model covering a wide range of unsteady

processes in fuel under irradiation is realised as sub-code. Specifically, it accounts for the following processes:

- Thermal and irradiation-induced point defects of crystal lattice;
- The kinetics of intra-granular FG (mono-atomic FG, non-equilibrium bubbles...);
- Inter-granular processes (gaseous porosity, gas percolation to the open surfaces...);
- Low-temperature restructuring (HBS);
- High-temperature restructuring (equi-axial grain growth);
- Evolution of as-fabricated sinterable porosity (low-temperature densification and high-temperature sintering of pores).

Currently, the primary coupling of the FALCON code with the FG-model is being worked on: All the necessary input data from FALCON is retrieved and adopted in the FG sub-code, while its output returning to the FALCON is currently limited to the FGR-related characteristics affecting gap conductivity and pressure and gaseous porosity affecting fuel thermal conductivity and swelling.

The present status of the coupling allows, however, for implementing the very important steps of numerical adaptation for robust and fast-running work of the modified code, as well as for qualitative and, in a way, preliminary quantitative verification of the results. A few test calculations of conceptual in-pile transients typical for analysis, i.e. long-term steady-state operation (Figure 8, column a) followed by either a power ramp (Figure 8, column b) or a RIA-type pulse (Figure 8, column c) were performed with the enhanced FALCON code.

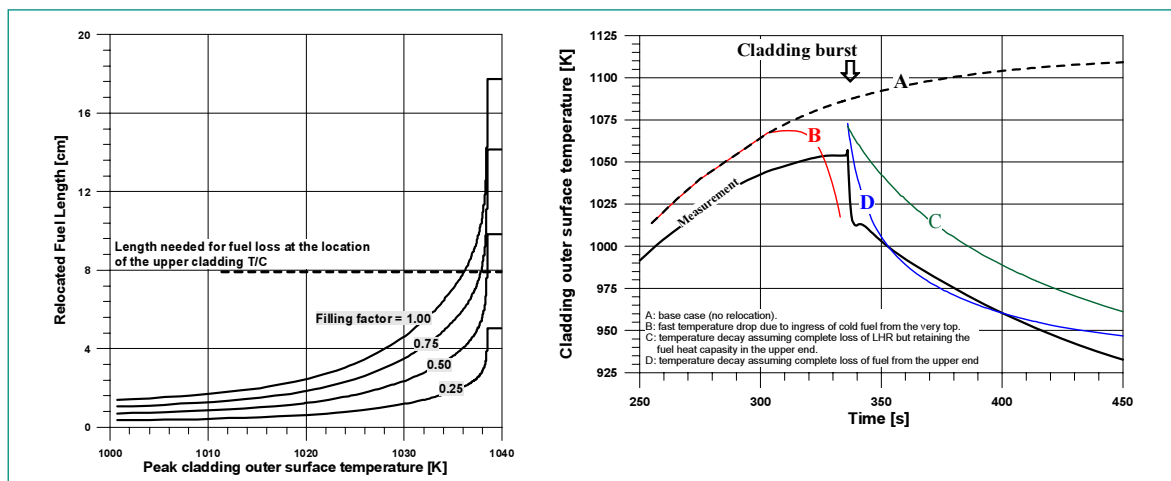


Figure 7 Left: Calculated length of relocated fuel as a function of peak cladding temperature during the heat-up phase of Halden LOCA test IFA-650.4. Right: Calculated and measured cladding outer surface temperature at the level of upper T/C for different assumptions of axial fuel relocation.

Currently, the results and conclusions from the ongoing work are the following:

- The FALCON code and the mechanistic FG-model are fully compatible with respect to the transfer of the necessary parameters (input/output between the models);
- Robust combination of the coupling parameters with the parameters of the numerical solver of the set of rate equations has been found, allowing for considerable speed-up. It renders the enhanced FALCON code useful for applications of practical interest;
- The results from the partly coupled code and the new FG-model are very reasonable and show that a considerable effect may be expected from the account of non-steady swelling and FGR.

Development of Monte Carlo Methodology

Criticality safety

The criticality safety research activity is aimed at developing a criticality safety evaluation (CSE) methodology for LWR compact storage pools and transport casks using modern Monte Carlo based neutron transport methods. The current approach is based on the application of the official release of the MCNPX code (2.5.0 at present) [12] and a modern standard point-wise neutron data library [13]. The approach is oriented to meet the widely accepted general requirements to establish subcriticality, such as those formulated in the ANSI/ANS-8.1-1998 [14] and ANSI/ANS-8.17-2004 [15] Standards.

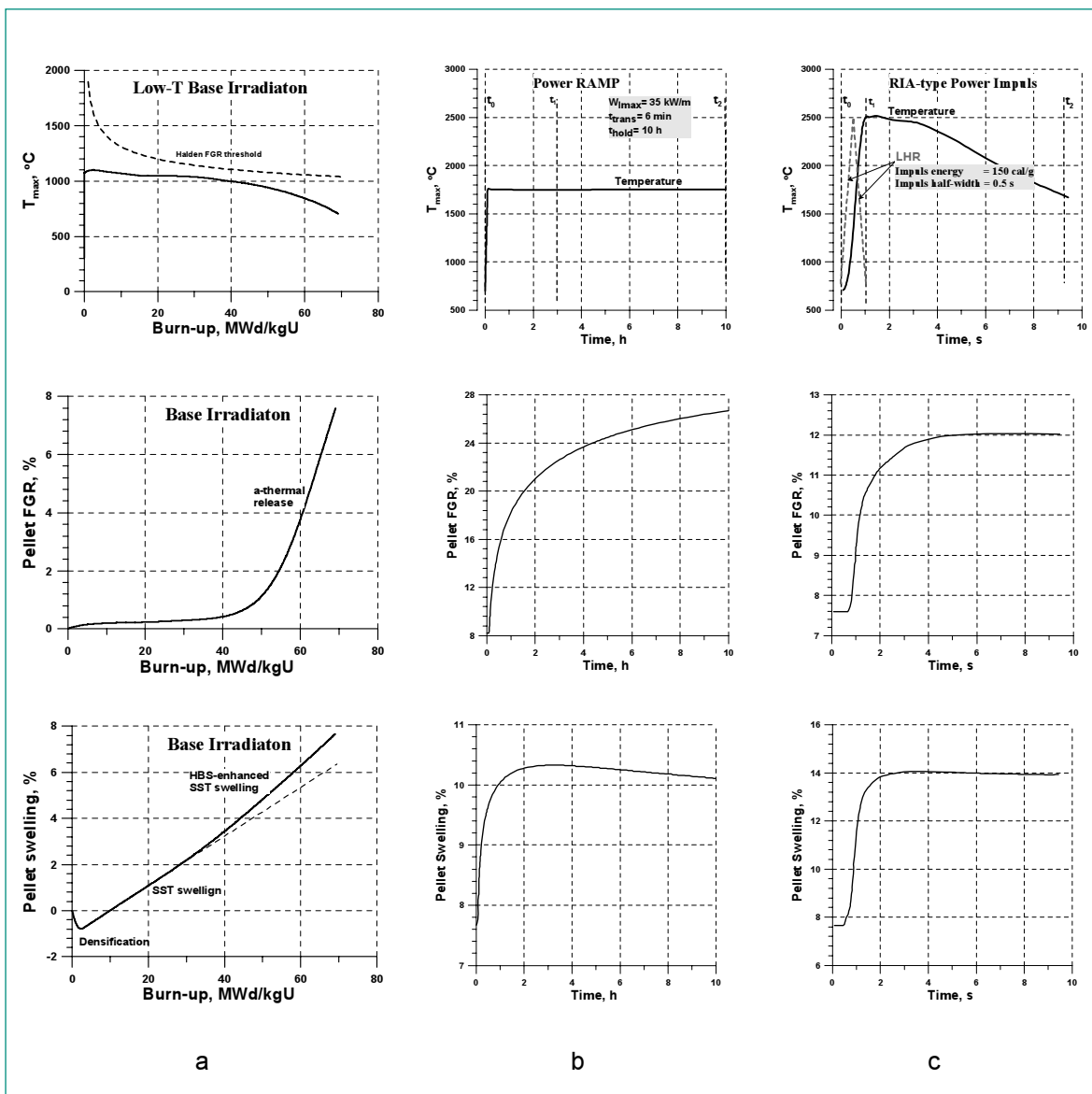


Figure 8 Calculated maximal fuel temperature (top), pellet FGR (middle) and swelling (bottom) during conceptual base irradiation (column a), during conceptual power ramp (column b) and during conceptual RIA-type power pulse (column c).

The assessment of standard neutron data libraries is performed on this background, based on the statistical analysis of the calculation results obtained for a set of evaluated criticality benchmark experiments. Estimates of library-related uncertainties in the calculated effective multiplication factor k_{eff} as well as the inspection of k_{eff} trends versus a set of parameters characterizing the benchmark configurations in terms of system design and benchmark physics have been produced and the definition of the area of applicability of the methodology has been derived.

The final goal of the present development is the establishment of acceptance limits for the calculated k_{eff} giving due allowance for all foreseen uncertainties with a specified confidence level and also including an additional «administrative» margin.

The assessment of the standard neutron data libraries JEF-2.2 (NEA-1616), JENDL-3.3 (NEA-1424) and ENDF/B-6.8 (NEA-1669) [13] for LWR criticality safety applications has been performed using MCNPX-2.5.0. For this purpose, benchmark calculations were performed for a suite of benchmarks from the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments [16], selected based on their representativity to designs currently found in today's LWR compact storage pools and transport casks.

Spectrum-related characteristics of the modeled benchmark configurations have been estimated along with the k_{eff} values [17]. Subsequent analyses of trends in the calculated $k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ samples have been performed in order to define the range of applicability and to investigate possible cross-sections related deficiencies that would cause the calculations to underestimate the benchmark k_{eff} -values. The basic calculational results are presented in Table 2. In addition, no statistically significant spectrum-related or design-related trends in the $k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ values were found.

Usage of JEF-2.2 and JENDL-3.3 lead essentially to the same mean $\langle k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}} \rangle$ value; however, the spread of the $k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}}$ distribution is slightly smaller when applying the JENDL-3.3 library. In contrast, the re-

sult for $\langle k_{\text{eff}}^{\text{calc}}/k_{\text{eff}}^{\text{bench}} \rangle$ obtained with ENDF/B-6.8 is approximately 370 pcm lower than for the other libraries and on average underestimates the benchmark cases by 720 pcm.

The performed library assessments form a necessary step towards the establishment of a modern CSE methodology being developed at PSI.

Neutron Fluence Calculations for KKG and Perform Supporting Benchmarks

A methodology for an accurate analysis of the fast neutron fluence at the Reactor Pressure Vessel (RPV) of Light Water Reactors (LWR) is being developed within the STARS project [18]. Conceptually, it is based on the transfer of CASMO-4/SIMULATE-3 core-follow results (power distribution, fuel composition) into a 3D volumetric (pin-by-pin, axially distributed) fixed neutron source for ex-core neutron transport simulations using the state-of-the-art Monte Carlo MCNPX code.

An important part of the methodology development consists in the selection of the most appropriate neutron data library for posterior validation and qualification studies to evaluate the uncertainty of the fluence calculations. To date, such a pre-assessment of neutron data libraries for routine usage has been performed based on comparative analysis of the KKG reactor pressure vessel (RPV) scraping test data [19],[20] using the standard neutron data libraries JEF-2.2 (NEA-1616), JENDL-3.3 (NEA-1424) and ENDF/B-6.8 (NEA-1669) [13]. Calculations were performed with the CASMO-4/SIMULATE-3/MCNPX system of codes. The experimental scraping test data provide estimates of the fast neutron fluence ($E > 1\text{MeV}$) at different locations of the inner wall of the reactor pressure vessel after the first 10 reactor cycles [19],[20]. The comparative calculations, displayed in Figure 9, show that the agreement between the calculated fast neutron fluence and the reference data is around $\pm 5\%$ using the ENDF/B-VI.8 or JEF-2.2 libraries, representing a very satisfactory result. However, using the JENDL-3.3 library leads to an overestimation of the fast neutron fluence by around

Libraty	$\left\langle \frac{k_{\text{eff}}^{\text{calc}}}{k_{\text{eff}}^{\text{bench}}} \right\rangle \pm \sigma'$	$\text{Min} \left(\frac{k_{\text{eff}}^{\text{calc}}}{k_{\text{eff}}^{\text{bench}}} \right) \pm \sigma$	$\text{Max} \left(\frac{k_{\text{eff}}^{\text{calc}}}{k_{\text{eff}}^{\text{bench}}} \right) \pm \sigma$	Sample standard deviation	Sample Size
JEF-2.2	0.9964±0.0002	0.9881±0.0018	1.0026±0.0020	0.0031	105
JENDL-3.3	0.9966±0.0002	0.9903±0.0018	1.0022±0.0020	0.0028	105
ENDF/B-6.8	0.9928±0.0002	0.9874±0.0018	0.9998±0.0020	0.0028	105

Table 2 Statistical description of the calculated results.

~10% compared to the ENDF/B-VI.8 and JEF-2.2 results.

This discrepancy problem was further investigated, and its cause was found to be the lower neutron absorption in the water due to a lower O-16 (n, α) reaction cross-section. In this context, it should also be mentioned that JENDL-3.3 is found to be the library containing the least detailed evaluation of the high-energy neutron cross-sections (up to 20 MeV) for O-16, e.g. for (n, α) and inelastic scattering reactions. In order to corroborate this assertion, the JENDL-3.3 based calculation has been repeated exchanging the O-16 related data with the ones taken from the ENDF/B-VI.8 evaluation (see curve labeled JENDL-3.3* on Figure 9). As one can see, the new results are very close to the results obtained with the JEF-2.2 and ENDF/B-VI.8 libraries. Hence, a deficiency in the O-16 (n, α) data in the JENDL-3.3 library is shown to be likely.

Simulation of Boron Dilution Transients in a PWR Using the CFD-code CFX

Following the activity initiated in 2005 that explored the use of computational fluid dynamics (CFD) codes for applications related to nuclear systems transient analyses in collaboration with the Labor for Thermal-Hydraulics (LTH) at PSI, it was decided in 2006 to concentrate the efforts on the development of a model of the vessel of KKG that can be used with the CFD code CFX-5. The main objective was to create a model sufficiently detailed that could serve as a basis for further studies related to turbulent mixing processes in the

down-comer and lower plenum of PWR vessels. Such processes become safety relevant for a certain class of transients in which masses of coolant are rapidly injected in the vessel through the cold legs, and are pushed into the core. If the mass of coolant has a low concentration of boron or low temperature, the core reactivity will increase when the coolant traverses it, which can lead to a return to power scenario, or produce large local surges of power in the core regions through which this coolant circulates. The severity of the reactivity insertion depends, to a large degree, on the mixing suffered by the original deborated coolant mass in its way from the location where it was generated in the primary side, to the core inlet. Thus, the mixing will determine the boron concentration, or the coolant temperature, at this location, which, in turn, will determine the reactivity insertion through the neutronic feedback mechanisms involved.

Accurate simulation of mixing in a three dimensional flow configuration with current system codes is difficult at best, and not feasible in most cases due to simplifications made in the flow field equations and to the numerical characteristics of their solution method. In general, they lack an appropriate treatment of turbulence, and suffer from numerical diffusion for the convective transport of solute or energy fields. For these reasons, it is important to investigate the use of CFD codes in the simulation of these kinds of system transients, so that more accurate treatments of the flow field can deliver better predictions for the mixing of the coolant masses. The developed KKG vessel model is a refined one with 6 million cells and includes a detailed description of the

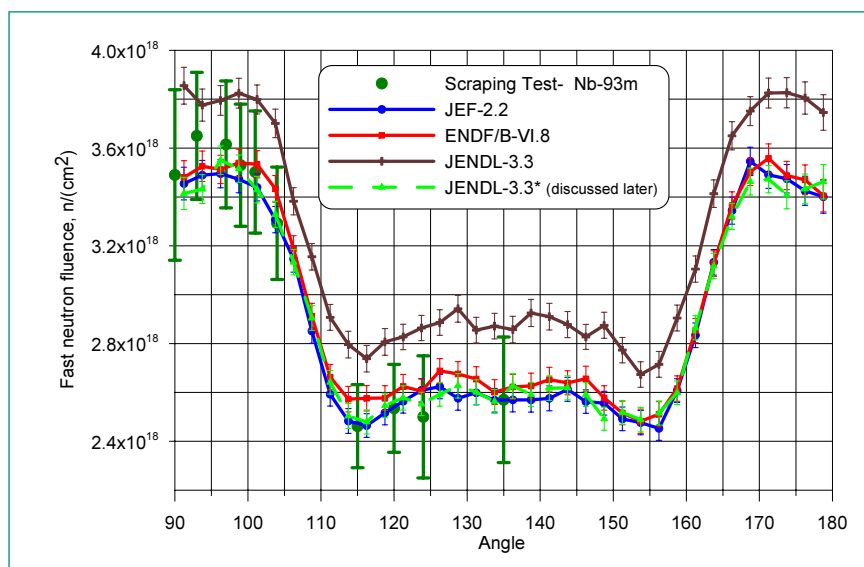


Figure 9 Fast neutron fluence calculation results, obtained with three modern and well-established neutron data libraries.

internals. The large number of cells permits the correct use of turbulent models near solid surface boundaries. The sieve located in the lower plenum, and the core have been modelled based on the porous medium approach, in order to reduce the complexity of the final mesh; appropriate friction loss coefficients were calculated for the sieve and for the core flow channels, with additional input from loss coefficients used in the KKG model developed for the system code RETRAN-3D.

A steady-state flow distribution, with no additional flow resistances in the model has been calculated with the new implementation of CFX-5 on the new Merlin parallel cluster configuration at PSI with 16 processors in order to check that the model has no errors in the geometry and mesh distribution. Internal flow resistances will be added to this steady state model to complete its development.

The current model may be further refined (more cells), in order to demonstrate the level of fineness at which there are no mesh effects on the results. After this is achieved, it is planned to simulate a boron dilution transient with the injection of low boron-concentration water into one of the loops from the cold-leg trap, and perform a CFD transient calculation.

Analysis of UMSICHT Water Hammer Experiments

A variety of plant transients can induce rapid and large local pressure changes that propagate through the hydraulic system at the speed of sound. For instance, in boiling water reactors (BWRs) the rapid closure of the Turbine Inlet Stop Valve or of the Main Steam Isolation Valve (MSIV) can lead to a pressurization wave entering the vessel from the main steam line, which – upon collapsing vapor – generates a positive reactivity insertion resulting in a rapid power increase [3],[21]. Another example is the depressurization wave that forms following a Loss of Coolant Accident (LOCA) and propagates from the pipe break to the reactor pressure vessel where it induces important loads onto the vessel internals. Pressure waves can also affect other parts of the nuclear system, especially pipes, where they appear and propagate as a result of water and cavitation hammers (e.g. [22]). During these types of transients, large pressure surges – challenging the mechanical component integrity – develop as a result of momentum changes in the fluid or of the formation of cavitation induced vapor pockets that collapse upon refilling with sub-cooled flow [23],[24],[25].

The assessment of the system code's capability to reliably represent pressure wave propagation is, therefore, very important, and consequently, the system transient codes TRACE and RELAP5 regularly applied in the STARS Project have been assessed by analyzing the UMSICHT PPP cavitation water hammer experiments 329 and 135. The Fraunhofer UMSICHT PPP facility consists of a 170 m long test section of 0.11 m diameter. A large pressure vessel connects both extremes of the test section and maintains test pressure and temperature at the desired values. The flow is established by a pump. Water and cavitation hammers can be produced by the fast closing valve located downstream of the pump. The piping includes two so-called bridges with related changes of the piping elevation. Interaction of the fluid flow with the pipe structures (fluid-structure interaction) are expected to be largest at these locations.

Based on a detailed multi-parameter analysis that considered the time-dependent behaviour of pressure, void

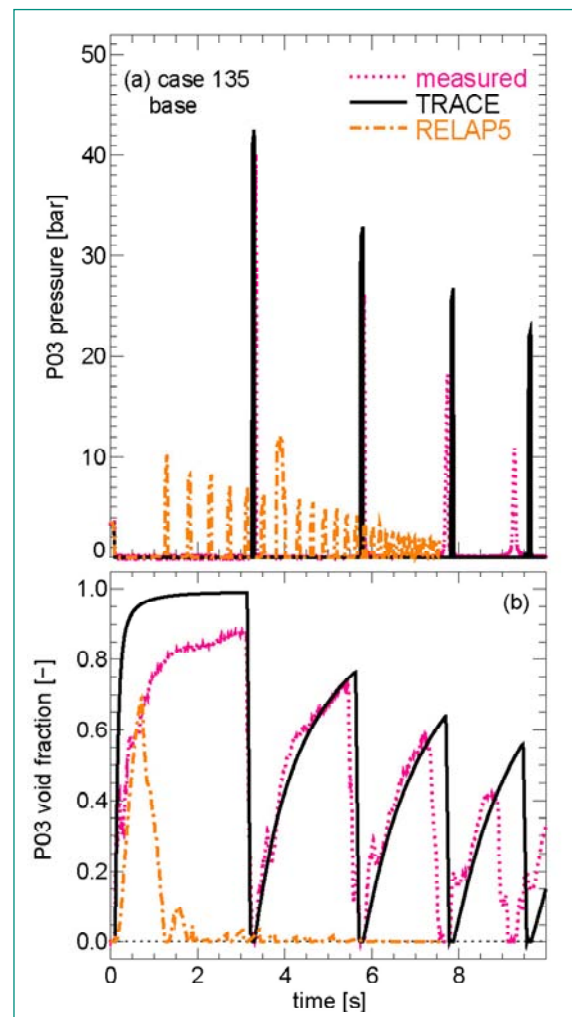


Figure 10 Pressure (a) and void fraction (b) versus time as calculated by TRACE and RELAP5 at 0.2 m downstream the valve are compared with measured data of UMSICHT experiment 135.

fraction and flow rate at different positions along the test pipe, the following conclusions about the quality of both codes' results of the UMSICHT PPP water hammer experiments 329 and 135 can be drawn [26],[27],[28]:

- For the lower pressure and temperature Case 135 (initially 1-4 bar and 294 K), the TRACE code was able to well calculate both the pressure and void fraction behaviour (see Figure 10). The values for maximum pressure and oscillation period are well captured. The damping of the peaks is less effective than in the experiments, most likely because of the lack of fluid-structure-interaction (FSI) modeling.
- The RELAP5 predictions for Case 135 showed local vapor generation at different positions along the pipe immediately after the valve closure. An investigation showed that the RELAP5 code fails for the combination of low pressures and high sub-cooling occurring during Case 135 [26],[28]. As a consequence, the pressure amplitudes of the first pressure peak as well as the time between the pressure peaks are considerably under-predicted (see Figure 10).
- Also for the high pressure and high temperature Case 329 (initially 10-13 bar and 420 K), the flow behaviour was well predicted by both codes. During the first seconds of the transient, the cavitation-induced generation of vapor downstream of the valve is also well predicted by both codes, as can be inferred from the comparison with the void measurement located adjacent to the valve and with the pressure measurements at different positions along the test pipe.
- However, as the accuracy in the prediction of the collapse of the cavitation-induced steam bubble is very important for the prediction of the maximum pressure value, tuning of the condensation heat transfer model parameters was needed since the original models in both codes yielded results considerably underestimating the effectiveness of the condensation process during the collapsing of the vapor bubble [26],[27],[28].
- The analysis of the results also showed that neither code was able to accurately reproduce the experimentally observed dispersion and damping of the pressure peaks. Although the calculated damping ratio appears to be close to the experimental data, further study is needed in light of the fact that neither code accounts for the effects of Fluid-Structure Interaction (FSI).
- Further investigations in relation to alternative condensation models and interfacial area density correla-

tions applicable to highly transient conditions occurring during a cavitation process appear as interesting research topics that will lead to further improve the TRACE code.

In summary, best estimate system codes such as TRACE and RELAP5 are potentially useful tools for the analysis of cavitation water hammer and pressure wave propagation transients in one-dimensional flow geometries. Shortcomings of the interfacial transfer models in the predictions of the on-set of cavitation induced vapor bubbles and their water hammer inducing collapse have been identified.

TRACE Assessment

The transient system code TRACE is obtained from US NRC via the CAMP agreement. This code is currently only available with so-called beta-versions. Validation of the different versions is crucial before this code can be reliably applied to safety analysis problems. Occasionally, the results obtained with different code versions differ significantly in certain parameters. Hence, STARS has continued its considerable validation efforts during 2006, using experimental data sets covering several phenomenological areas.

Analysis of Selected Tests from the PKL Program

The simulation of selected PKL experiments allows the performance assessment of TRACE under low pressure conditions (similar to plant shut-down conditions) as well as for Small Break Loss Of Coolant Accident (SB-LOCA) situations.

The benchmark internal to the PKL project on calculations of test E3.1 «Loss of Residual Heat Removal (RHR) system» was revised and new experimental data on heat losses at low temperature as well as on pressure losses at low flows were supplied to the benchmark participants in April 2006. Also, a new set of boundary conditions was issued. In this respect, the TRACE input deck for the E3.1-test developed previously was modified accordingly to meet the new benchmark specifications and a new set of calculations was performed. The results obtained compare very well with the ones of the other benchmark participants [29]. TRACE (v4.160) was found to correctly reproduce all important heat and mass transfer phenomena that took place during test E3.1.

The analysis of Test F1.2 was finalized and the results of the simulations were published [30],[31]. Test F1.2 was designed as a parametric study to determine the prima-

ry coolant inventory at which onset of full reflux-condensation occurs in the test facility. This experiment allows for a performance evaluation of TRACE at various flow regimes: Single-phase natural circulation, two-phase natural circulation, transition to reflux condensation and pure reflux condensation. An example of mass flow rates calculated by TRACE is presented in Figure 11. In general, TRACE yielded a very good estimation of the main parameters and to correctly simulate the main thermal hydraulic phenomena that occurred during test F1.2.

The simulation of Run 1 and 2 of test F2.1 was also carried out. The test F2.1 was setup in a similar way as test E3.1 – Loss of Residual Heat Removal (RHR) system. For Run 1 of test F2.1, two steam generators were simulated to be in a stand-by mode as compared to one SG in reference test E3.1, thus providing higher heat removal capacity. For the Run 2 of the test F2.1, the initial primary level was set below mid-loop, close to the lower edge of the cold leg. Simulation of these cases with TRACE had provided extra confidence in the capabilities of the code to simulate the Loss-of-RHR transients and furthermore provided more insight into this complex transient due to the systematic variation of the boundary conditions complementing reference test E3.1.

Analysis of the ROSA SBLOCA Tests 6-1 and 6-2

The simulation of the OECD-NEA ROSA Project experiments allows for the assessment of the performance of the TRACE code for the analysis of various types of PWR operational and accidental transients. The tests of the ROSA Project are conducted using the Large Scale Test

Facility (LSTF), which is located at the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) in Japan. The LSTF simulates a Westinghouse-type four-loop 3423 MW_{th} PWR by a full-height and 1/48 volumetrically-scaled two-loop system [32]. Two SB-LOCA tests were executed in 2006, namely the tests 6-1 and 6-2, where the break was postulated at respectively the bottom and the upper head of the Pressure Vessel (PV), and where the high-pressure injection system was assumed to fail. The object of these tests was to better evaluate the efficiency of the accident management procedures that are based on a controlled reduction of the primary pressure using the steam generators in order to reach the pressures of both accumulator injection and low-pressure injection. During 2006, work started with the development of a TRACE input deck describing the ROSA experimental system. The geometry part of the input deck file was converted from a TRAC-PF1 input deck provided by JAEA. Then, the heat structures of the pressure vessel were added and a new control system was included, based on the new specifications of the LSTF facility [32]. Moreover, the nodalization of the steam generators needed to be revised.

A first series of simulations of Tests 6-1 and 6-2 were executed with TRACE. The Test 6-1 actually simulated a PV upper-head break with a break size equivalent to 1.9% of the size of a double-ended cold leg break, whereas the break was assumed at the bottom of the PV for Test 6-2 and the relative break size was only 0.1%. The results were compared with the measurements provided by JAEA ([33] and [34]). These experiments actually enabled to evaluate the performance of

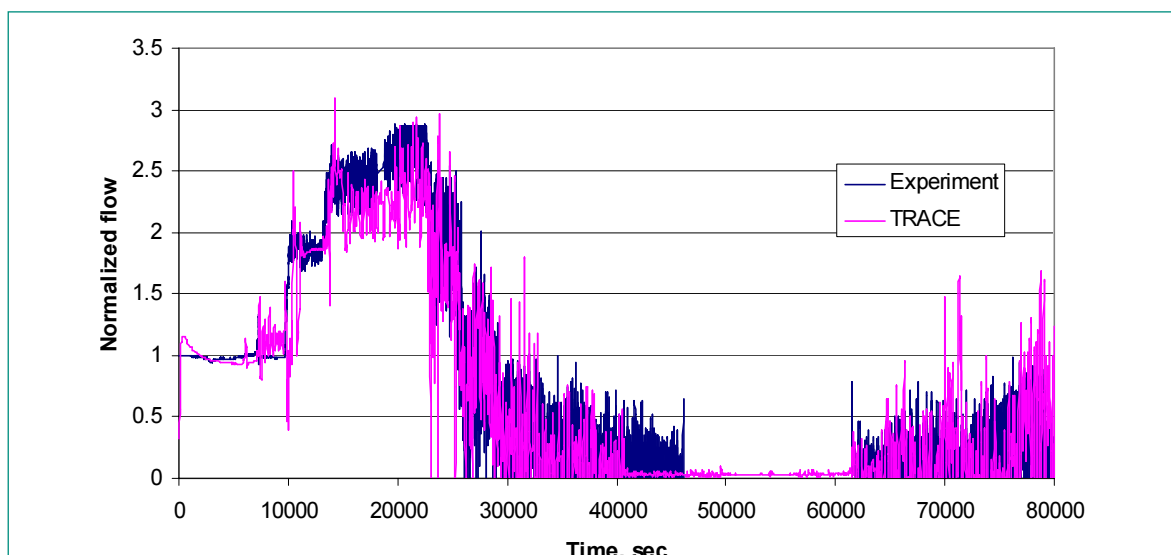


Figure 11 Mass flow rates in one loop of the PKL facility during test F1.2.

TRACE in simulating various important phenomena: Critical mass flow rate at the break for various flow regimes (single phase liquid, two-phase liquid/steam), single and two-phase natural circulation (after the automatic trip of the primary pumps), accumulator injection and associated condensation effects. In general, TRACE was able to reproduce reasonably well the evolution of the break mass flow rate during the first phase of the tests (before accumulator injection) also after two-phase flow conditions were reached at the break (see Figure 12).

Assessment of Condensation Models

Previous calculations with the TRACE code for the experiments performed at the PKL test facility and also earlier plant applications indicated that there are shortcomings in the predictions of the condensation heat transfer for both wall and direct-contact condensation (DCC) cases. Therefore, a detailed assessment of the TRACE condensation models was initiated, directed at assessing the TRACE predictions against results obtained from Separate Effect Test (SET) facilities for both wall condensation and direct contact condensation.

An experimental database of 57 measurements on DCC for steam/water flow in a 200 mm diameter, 9 m long vertical pipe have been obtained from TOPFLOW at the Research Center Rossendorf (Germany) [35]. Experi-

mental series are available at 10 and 20 bars. A clear underestimation of the condensation rate has been found for all 57 analyzed cases. A similar tendency was noted for the DCC experiments performed at Northwest University (NWU) for horizontal stratified flow in horizontal 6.35 cm high, 30.48 cm wide and 160.1 cm long channel and co-current steam and water flow conditions [36]. The results of the TRACE calculations clearly indicate a need to revise and further improve the interface area and/or interface heat transfer models present in the current versions of the TRACE code.

Up to date, two sets of experiments addressing wall condensation were simulated. The MIT condensation test-section [37] consists of a 2.5 m long central tube, with a inner diameter of 46 mm, in which a mixture of steam and non-condensable flows downstream, cooled by water flowing upwards in an annulus concentric to the central pipe. Experimental pressures were ranged between 1 and 4.5 bars. Up to now, 52 tests for a steam-air mixture have been analyzed with TRACE. In general, it can be concluded that the wall condensation model implemented in TRACE gives good results for low values of non-condensable mass fractions. An example ($M_{air} = 0.09$) is given in Figure 13 (bottom). For higher non-condensable mass fraction ($M_{air} = 0.33$), TRACE over-predicts condensation (Figure 13, top).

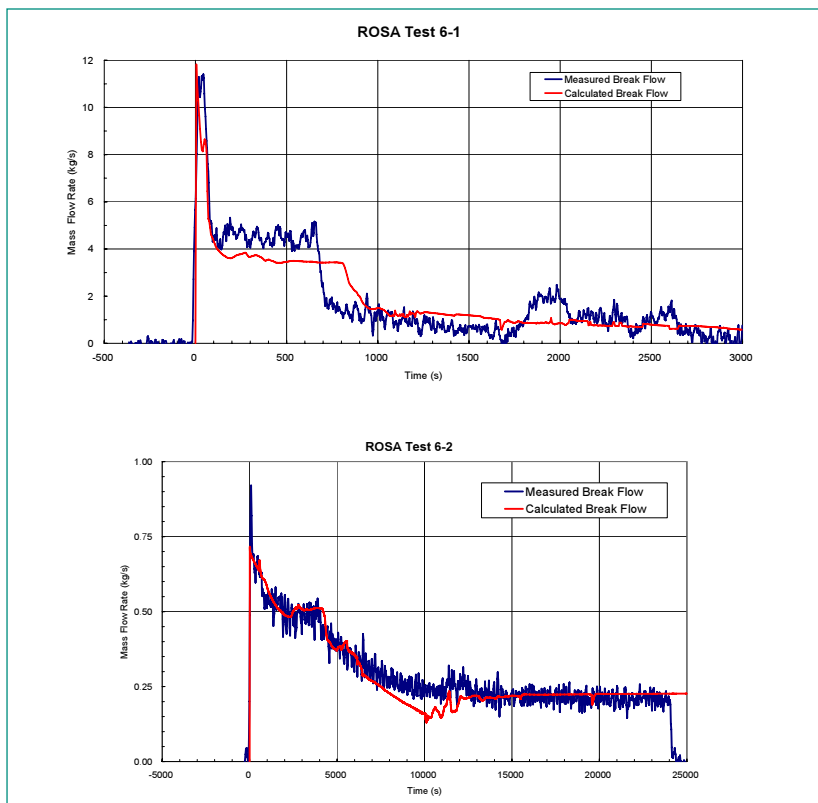


Figure 12 Comparison of measured and calculated break mass flow rate of ROSA Tests 6-1 (top) and 6-2 (bottom), using TRACE (v5.000).

The experiments at the Korean Institute of science and Technology (KAIST) were performed in a single actual height U-tube at various steam flows and different wall coolant temperatures, as well, the non-condensable gas (air) content was varied during the tests [38]. In total, the available KAIST database consists of 81 experiments. The common trend of the TRACE results confirms the findings of the MIT test simulations: the code provides close predictions for the wall condensation for low non-condensable content flows, and starts over-

predicting the heat transfer with increasing gas content.

Hence, the results of the two series of tests on wall condensation also support the need to improve the fluid-to-wall condensation heat transfer package in TRACE.

Assessment of CHF Models

The simulation of the RIT experiments with TRACE allowed a comprehensive validation of the CHF-models for

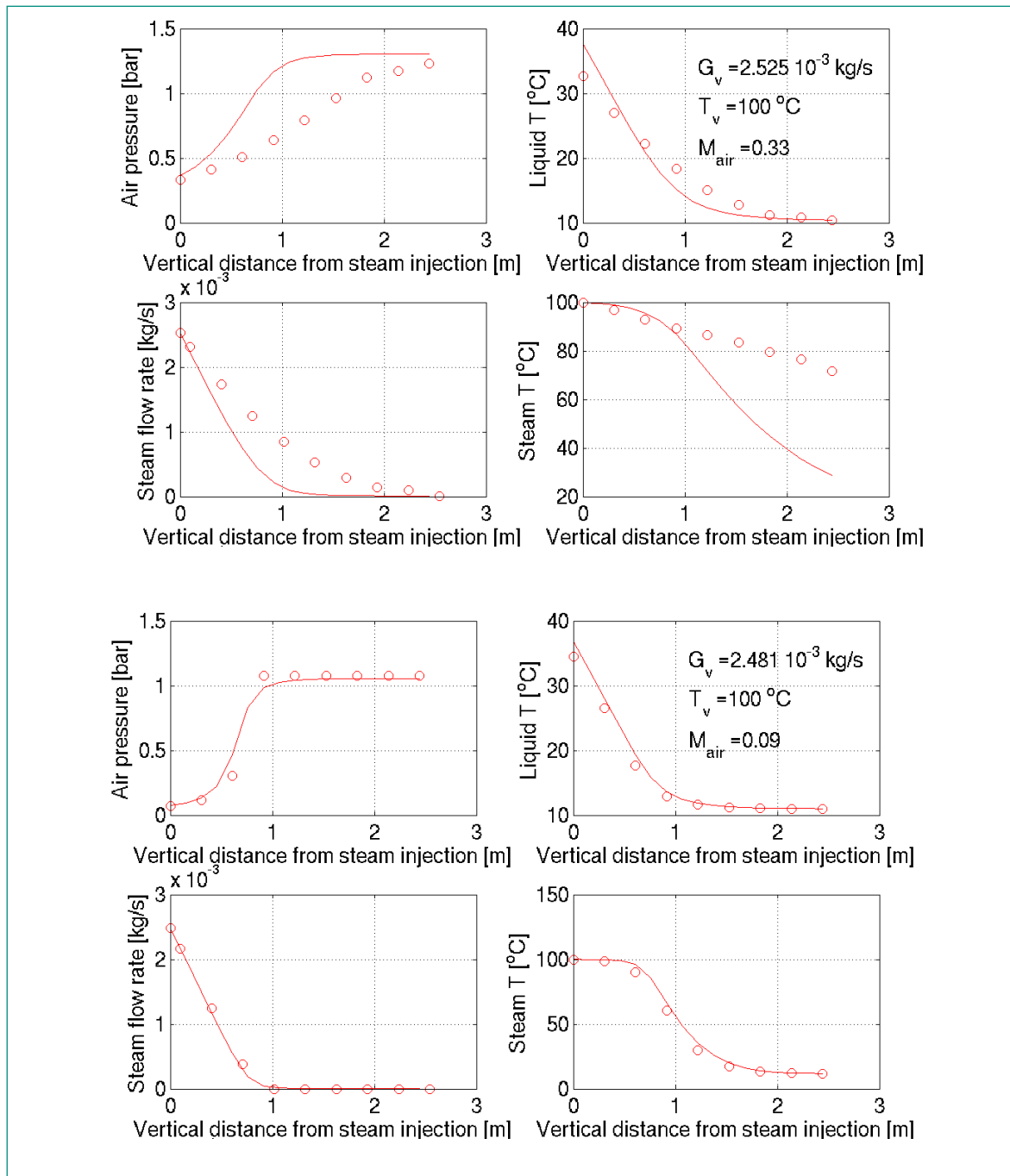


Figure 13 Comparison between experimental data (circles) and TRACE simulations (solid lines). Two cases, respectively for low (left) and high (right) air mass-fraction are shown.

the flow in single tubes. During 2006, the assessment of TRACE CHF model was extended to annular flow situations as well as to fuel bundle geometries as well as to low-pressure, low-flow (LPLF) conditions as found in experiments performed at KAERI.

The TRACE CHF models in the second beta-release of the code (version v4.160) were assessed against the experiments in annular tubes performed at the Royal Institute of Technology (KTH) in Stockholm, Sweden. The experimental database includes data for coolant mass fluxes between 250 and 2500 kg/m²s and inlet sub-cooling values of 10 and 40 K at a pressure of 70 bar. The analysis of the performance of the standard TRACE CHF correlations shows that the CISE-GE correlation yields critical qualities (quality at CHF) closer to the experimental values at 70 bar than the Biasi correlation for annular flow conditions [39],[40],[41]. Regarding the power profile, the results of the TRACE calculations seem to be very sensitive to its shape, since, depending on the profile, different accuracies in the predictions were noted. The value of the inlet sub-cooling was also an important factor in the accuracy of TRACE CHF predictions. Thus, an increase in the inlet sub-cooling led to a clear improvement in the estimation of the critical quality with both Biasi and CISE-GE correlations.

The TRACE code CHF models were also assessed against four sets of bundle experiments. The experiments were performed at RRC Kurchatov Institute (2 sets of experiments, with 19 and 36 heated-rod bundles), V-200 facility at IPPE (Institute of Power and Physics Engineering) in Obninsk, Russia for 7 heated-rod bundle and at SKODA Large Water Loop Test Facility at NRI (Nuclear Research Institut) in Czech Republic for 19 heated-rod bundle. Figure 14 presents the combined results of the TRACE calculations that are only for Biasi CHF correlation, but the trends in the errors, as well as the magnitude of the error are similar for the CISE-GE correlation as well. The results of the assessment clear-

ly indicate that the largest errors are obtained for low pressures, low flow and low inlet sub-cooling cases. Increase in pressure leads to a decrease in error, although the low mass flow-low inlet sub-cooling region still provides the worst results with TRACE. In general, the error trends along pressure and coolant mass flux for the TRACE-predicted CHF in rod bundles are similar to the trends observed for RIT experiments in single tubes. The simulation of the rod bundle cases as well provided additional insight on the behaviour of TRACE predictions at different inlet sub-cooling values.

The simulation of KAERI experiments for low-power low-flow conditions had resulted in a relatively good agreement with the experimental data, the error for most of the cases being +/- 40% for pressure 1-10 bar and coolant mass flux 50-250 kg/m²s in single tubes.

Development of a New Pre-CHF HT Correlation

A single correlation, the one developed by Chen, has been implemented in TRACE to cover the several flow regimes that develop in (pre-CHF) diabatic flows. This constitutes a modification to the established methodologies¹ for the pre-CHF (Critical Heat Flux) wall-to-coolant heat transfer. While this approach allows for consistency and smooth transition between the wall heat transfer coefficients, its perceived high accuracy² has remained mostly uncharted for the wide range of applica-

¹ Most thermal-hydraulics codes have implemented (i) either a pre-determined flow-regime-dependent boiling curve (as in most system codes), or (ii) have left the responsibility to the code user to «build» a dedicated/specific boiling curve depending on the situation at hand (as in sub-channel codes).

² A component for the apparent success of the correlation, is that, statistically, the experimental database in saturated flow boiling, would tend to be more representative of the annular flow regime data (for which the Chen correlation was developed) where boiling does not provide an important contribution to the wall heat transfer. Based on this success, the correlation has been extended to the near-saturation (bubbly-flow regime) and sub-cooled boiling conditions. (The correlation has also been split in certain mechanistic sub-cooled boiling models).

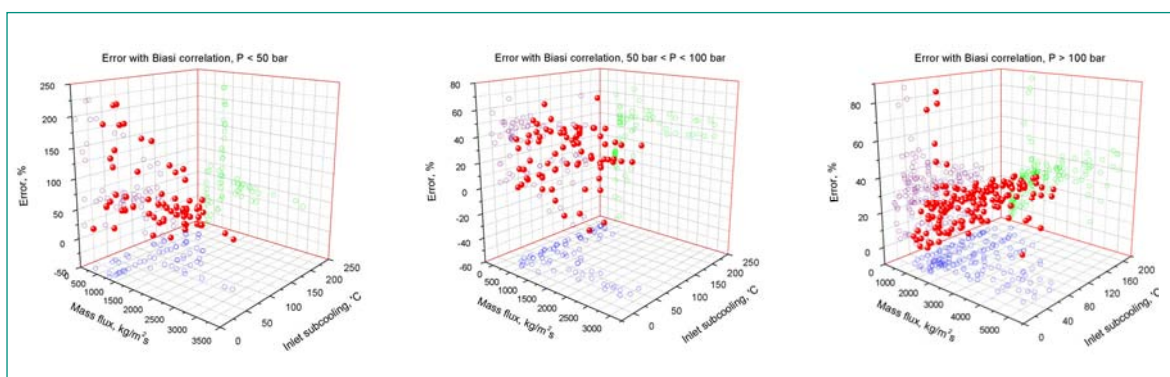


Figure 14 Error in CHF predicted by TRACE, stratified into three pressure ranges for rod bundle experiments.

tions expected to develop in LWR transient simulations. Previous work [42],[43],[44] identified the thermal-hydraulics conditions under which the correlation predictive capability deteriorates, due to the unanticipated growth of compensating errors, and the pitfall of splitting the correlation in mechanistic sub-cooled boiling models. The present follow up study consists in an attempt to develop a new correlation based on the segregation of the heat transfer mechanisms.

The new approach developed here is being based on identifying and quantifying the separate-effect contributions of the heat transfer mechanisms at work in diabatic (pre-CHF) two-phase flow, i.e. convection and boiling. This heat transfer segregation was based on experimental data obtained (under fixed hydrodynamic conditions) at 7 MPa.

Thus, a base-case formulation for a wide range of flow rates ($1100 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$ to $3900 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$) and qualities (0 to 0.8) at 7 MPa has been developed in the following form,

$$h_{TP} = h_{conv} + a(\Delta T_{sat} - \Delta T_{sat,o})^n$$

The convective component h_{conv} (an empirical function of the Lockhart-Martinelli parameter) is the one used in the Chen correlation, while the second component, h_{boil} replaces the original boiling term,

$$h_{boil} = S h_{F.Z.}$$

where S is the «so-called» (purely empirical) «boiling suppression» factor, and $h_{F.Z.}$ the Foster and Zuber pool boiling heat transfer coefficient.

A unique feature of this formulation is the introduction/implementation of a wall superheat offset, $\Delta T_{sat,o}$. It must be stated that this formulation is also consistent with heterogeneous nucleation models, not included in most, if not all, two-phase heat transfer correlation. Prediction improvement can be seen in Figure 15 for the base-case formulation at 70 bars.

The additional challenge is to develop a correlation which is valid over a wider range of thermal-hydraulic conditions. In this framework, a database for pre-CHF heat transfer has been developed. In its present size, it may represent the (bare) minimum necessary to develop basic formulations for the three «adjustable» quantities (or «free parameters»), the leading coefficient a , the wall superheat offset $\Delta T_{sat,o}$ and the exponent n . A certain degree of iteration remains necessary. Good results have been obtained to date, as shown for example in Figure 16 for sub-cooled boiling at 150 bars. (One can see that Thom's correlation yields excellent predictions since it is dedicated to high-pressure sub-cooled boiling.)

Thus, the domain of application of the Chen correlation is being extended, through the modification of its boiling component, in two ways: (i) first, by extending the correlation application domain over a wider range of thermal-hydraulics condition (Chen's database extended only to 30 bars), and (ii) by extending the application to the pre-annular flow regimes, when the correlation was developed solely for the (convection-controlled) annular flow regime. This limitation, recognized among others by the TRACE code developer, is being addressed through this work.

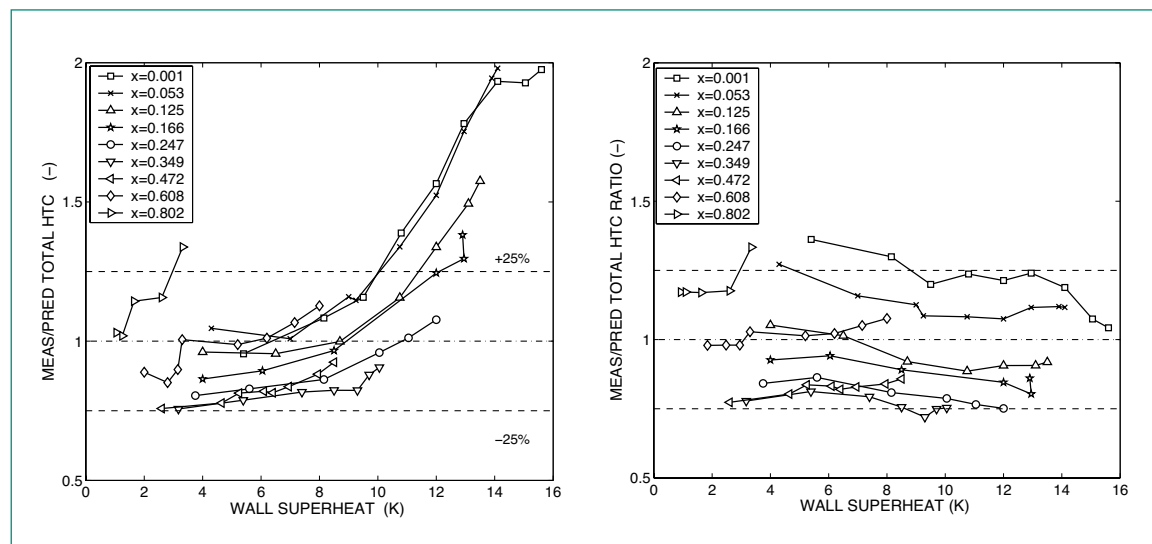


Figure 15 Measured-to-predicted HTC ratio for CISE experimental data (70 bars): Obtained with original Chen correlation (left) and with the modified Chen correlation (right).

Furthermore, this approach can allow the identification of functional relationships that could allow improvement of increasingly more mechanistic (detailed) two-phase flow modeling.

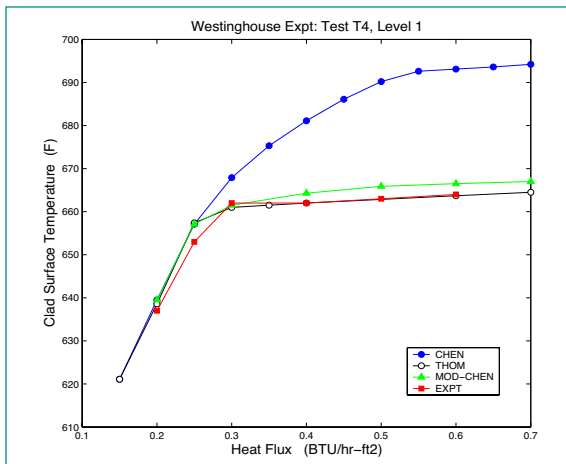


Figure 16 Comparisons of predicted cladding temperatures against Westinghouse sub-cooled boiling data ($P=152$ bars).

Core Modeling

The 3-D steady-state core analysis of the Swiss Light Water Reactors (LWR) represents a central part of the core physics activities within the STARS project. The objective is to ensure that for each plant, accurate 3-D core models up to the last completed operated cycle are developed and assessed against plant data. These core models are then intended to serve as basis for all other activities within the STARS project that require the use

of 2-D/3-D neutronic data. At PSI, the steady-state core analyses are performed using the CASMO-4/SIMULATE-3 state-of-the-art codes and within the CMSYS core management system. This system was developed at PSI and serves as a central data environment where all steady-state models of the Swiss plants are developed, validated and periodically updated.

A major activity was the consolidation of the CMSYS system through the development and implementation of automatic task modules (ATMs) aimed at ensuring a secure data handling as well as efficient procedures for automatised computations. In particular, an archival structure was introduced that allows to use CMSYS as a database of reference models/calculations, each one assigned through the automatic modules, a unique identifier and stored accordingly at each model update. The CMSYS system is shown in Figure 17.

With regards to modeling and analyses within CMSYS, efforts were undertaken during 2006 to update the models for the Boiling Water Reactor (BWR) plant Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) and for the Pressurized-Water Reactor (PWR) plant Kernkraftwerk Beznau 1 (KKB-I). For KKL, the models for cycles 19-21 were developed and assessed against plant data. Among others, all cold critical tests including both local as well as in-sequence (global) tests were analysed in order to verify the capability of the 3-D code system to predict the cold critical reference level, recalling that this is a central quantity in the perspective of core design of subsequent operating cycles. The results obtained for the global tests using the JEF-2.2 library show that the reference level cold cri-

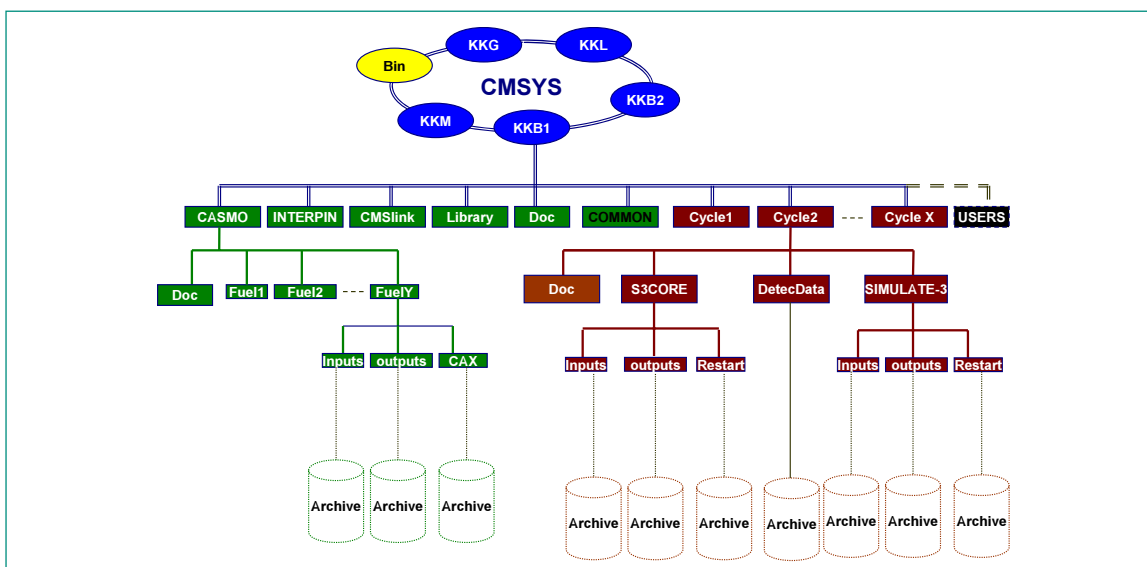


Figure 17 PSI Core Management System for Core Analysis.

tical tests increases from Cycle 17 to 19 and is stabilised thereafter, showing a variation of less than 200 pcm between Cycle 19 to 21, indeed a very satisfactory outcome. Although the reason for the increasing trend during Cycle 17 to 19 has not been investigated in detail, it is hypothesized to be caused by the transition from core loadings consisting of fuel assemblies with full-length fuel rods to core loadings with an increased number of fuel assemblies featuring partial-length fuel rods.

The core follow analyses of all three cycles 19–21 were performed and the preliminary results compared against TIP measurements. The differences between calculations and measurements with regards to axial, radial as well as total (nodal) power distributions are shown for each cycle and measurement in Figure 18. It is seen that the results in terms of axial power distributions are usually not as satisfactory, due to local differences (nodal), than those with regards to the assembly-average radial power distributions (which are usually very good). The RMS values are moreover seen to increase towards Middle-of-Cycle (MOC) and decrease again thereafter. Although this remains to be investigated in more details, the average total RMS difference obtained for these preliminary updated models is around 5 % which although not fully satisfactory can be considered as acceptable.

For Kernkraftwerk Beznau 1 (KKB-I), models for cycles 30–35 were developed and implemented in CMSYS. The models and analyses were performed using the two

neutron data libraries ENDF-B/IV and JEF-2.2. The comparison in terms of calculated versus measured assembly-average power distributions is shown in Figure 19 where the differences between SIMULATE-3 calculations and the measured flux map values are shown for Cycle 35, noting that this is actually the currently operated cycle in KKB-I. These results illustrate that the level of accuracy achieved in the core modeling of KKB-I can be considered as very satisfactory.

KKB MSLB Analysis Using RETRAN-3D

The Main Steam Line Break (MSLB) accident represents a good example of a PWR transient for which a state-of-the-art analysis requires a coupled thermal-hydraulic/neutronic calculation. Indeed, for such an accident, reactivity is inserted into the core by the overcooling of the primary fluid, which is a direct consequence of the blow-down of the steam generator (SG) connected to the broken steam line. Before the assessment of the coupling capabilities of the RETRAN-3D/CORETRAN code system that provides the possibility to represent the core with a three-dimensional neutron kinetics model, it was necessary to first verify that RETRAN-3D is able to appropriately describe the plant-system response during a MSLB transient.

The PWR selected for the verification of RETRAN-3D is the KKB-I Nuclear Power Plant, which is based on a two-loop Westinghouse 1130 MW_{th} Reactor Coolant System, and for which a RETRAN-3D input model exists in the STARS project [45]. The MSLB analysis demon-

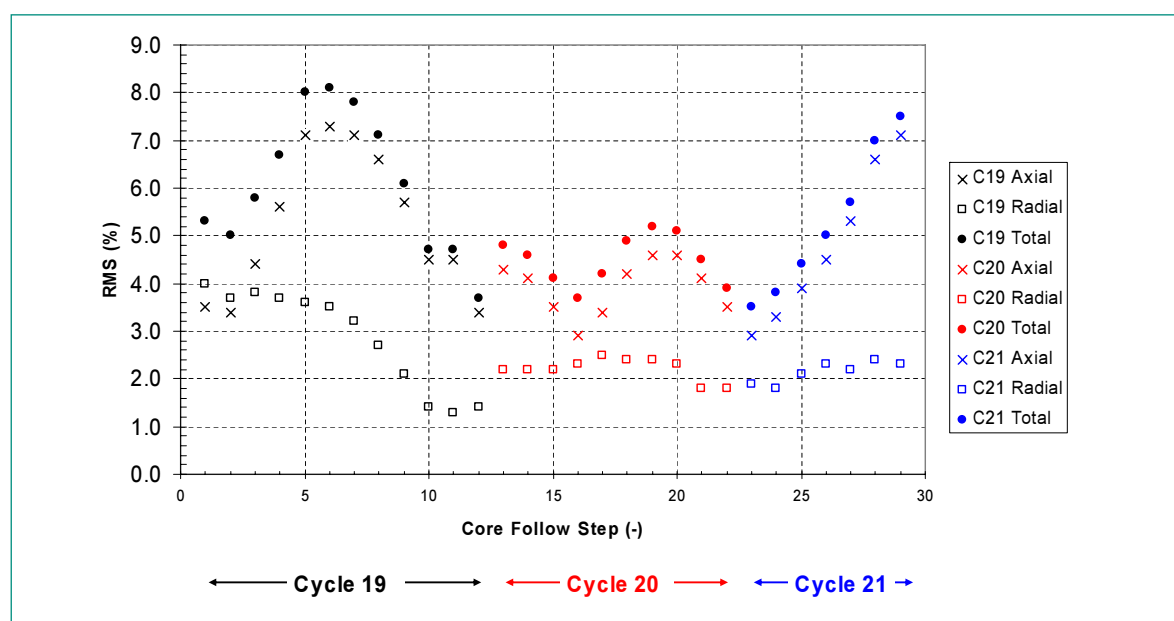


Figure 18 CMSYS Calculations versus TIP Measurements for KKL Cycles 19–21.

trated the ability of RETRAN-3D to predict the KKB-I plant system response to a MSLB accident from Hot Zero Power conditions. In comparison with the results from a similar analysis based on the vendor code (NLOOP), the RETRAN-3D model results showed only very limited differences [46]. In order to reduce errors of interpretations to a minimum and to allow for the most consistent comparison between the two codes, the plant system assumptions selected for the analysis with RETRAN-3D were kept as similar as possible to the ones specified in the reference analysis [46].

The steady-state was correctly calculated with RETRAN-3D and provided an excellent agreement with the reference data in terms of system pressures, temperatures, mass flow rates and water mass inventories. The transient analysis showed the consistency of the RETRAN-3D model, which could accurately reproduce the different stages of the MSLB transient, such as the blow down in the two SGs before the closure of the MSIVs, the thermal contraction of the primary fluid and the re-establishment of a water level in the pressurizer after the SIS injection. The model could also correctly predict some local effects that are important to appropriately characterize the plant system behaviour, like the development of a steam bubble in the upper head of the RPV which can significantly affect the system pressure evolution. One could also verify that the specific flow mixing model used in the RETRAN-3D allowed obtaining a fairly good description of the mixing phenome-

non, in comparison to the results obtained in the reference analysis.

Although the overall agreement between the two code models was very good, the transient analysis results showed some discrepancies that were investigated in some detail. Most of these differences were limited in amplitude and could be actually related to some uncertainty that still existed between the specifications of the two analyses. Thus, it was shown that the small divergences observed in the primary flow rate could be related to small variations of the primary pump speed for instance (less than 2,5% over 600 s), as illustrated in Figure 20. Differences in the predictions of the water level and the pressure in the pressurizer could be related to some uncertainties with respect to the characteristics of some auxiliary systems like the accumulators, the SIS or the CVCS.

The more relevant discrepancy observed between the two analyses is related to the prediction of the cooling efficiency of the SG connected to the intact Loop A, traced back to a modeling deficiency of RETRAN-3D to account for thermal non-equilibrium in the upper part of the SG.

In summary, the RETRAN-3D model showed very satisfactory prediction capabilities, especially with respect to the main plant system parameters affecting the core response after an MSLB accident, namely the core mass flow rate, the core inlet temperature, the core inlet boron concentration and the system pressure.

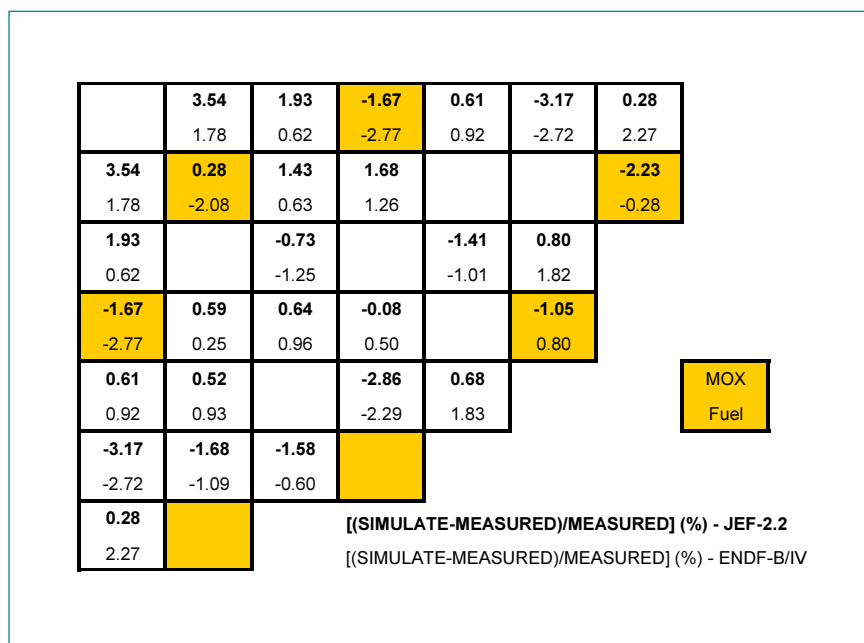


Figure 19 Differences between Calculated and Measured Radial Power Distribution for KKB-I Cycle 35.

Participation in the NURESIM European Project

NURESIM is one of the Integrated Projects of the 6th Framework Programme offered by the European Union. The overall objective is to establish a common European numerical simulation platform based on the integration of state-of-the-art simulation methods associated with the different disciplines relevant to the steady-state and transient analysis of nuclear reactors (PWR, VVER, BWR). The disciplines were divided into 5 subprojects of which STARS contributed to two: Subproject SP1 «Core Physics» and subproject SP3 «Multi-Physics». The latter focuses on the development and the integration of advanced coupling techniques for the analysis of LWR cores using coupled neutronics and thermal-hydraulics simulation tools.

Although the long-term goal of the multi-physics activities initiated within the NURESIM project should be to

combine a pin-based Monte Carlo or deterministic transport calculation with a full CFD thermal-hydraulics (2-phase) core-wide sub-channel simulation code, such a goal is far beyond the current NURESIM project. However, it is important to demonstrate a series of steps in this direction as soon as possible, in particular with regard to the development of consistent methodologies and tools to couple the different codes and solvers of the future European platform.

The underlying principle of any coupling technique is to iteratively use the results from one solver as the boundary condition of another solver until convergence of the solution of the simulated problem. In the framework of NURESIM, the coupling of separated codes/solvers inside one common simulation platform can be decomposed in four main issues:

- Ensure consistency between the input specifications and assumptions used by the different solvers,

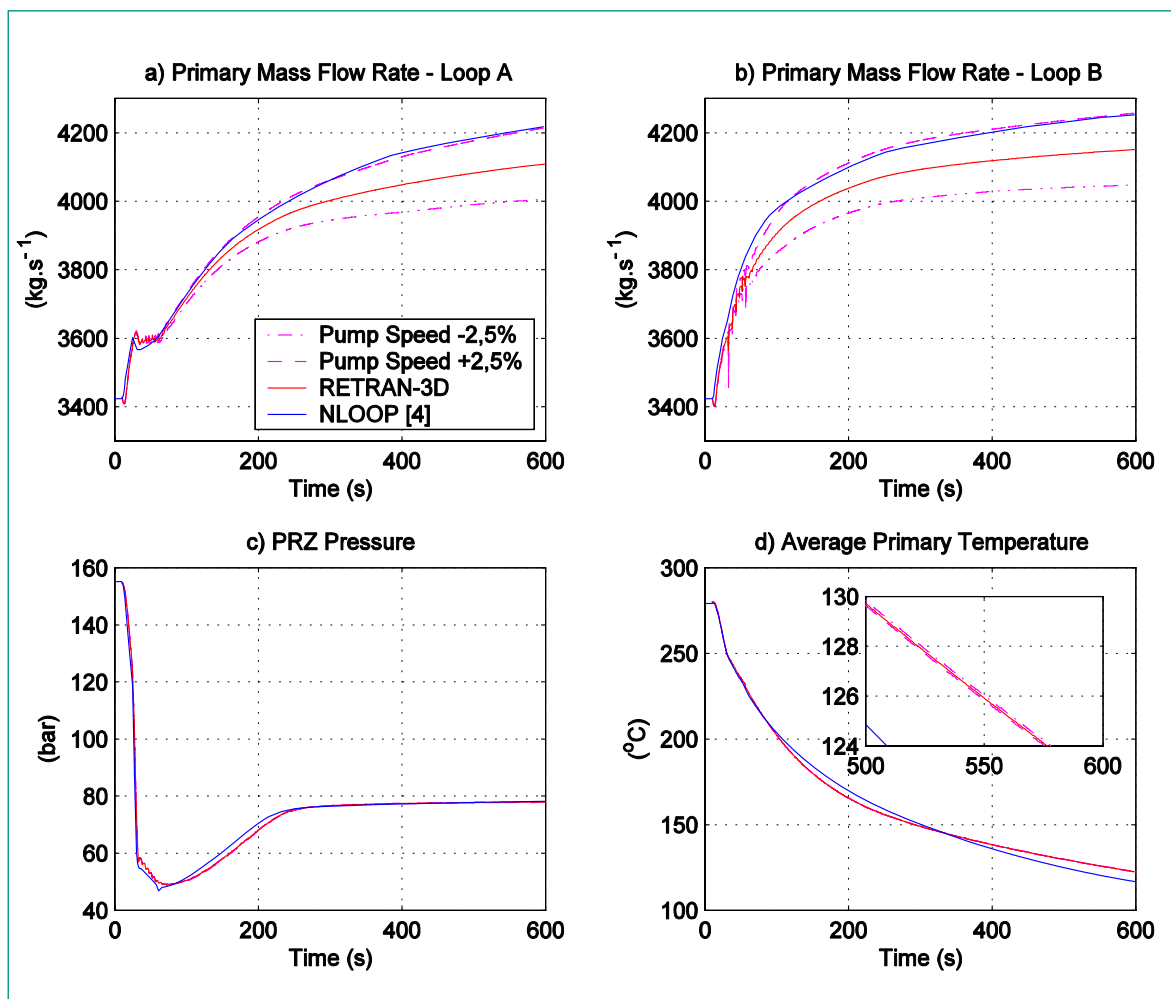


Figure 20 TMI Core asymmetrical overcooling transient – Radial power distribution at end of transient (calculated with the CRO-NOS2/FLICA4 coupled component of SALOME).

- Establish standard methods for interpolation or averaging operations from the simulation domain of one solver to another,
- Integration of the data transfer between the different solvers,
- Definition of the calculation route for steady-state and transient analyses.

Two French codes were used in order to address these issues in a practical manner. Thus, the neutron diffusion code CRONOS2 and the thermal-hydraulic code FLICA4 were coupled and integrated in the NURESIM platform, which is based on the SALOME scientific workshop software [47]. The integration work is the preliminary work that has to be made in order to allow the code/solver taking advantage of the different features of SALOME.

A multi-physics 3D interpolation/averaging tool has been developed in the SALOME platform, in order to allow two solvers using different meshing schemes to ex-

change result fields during a steady-state or a transient coupled analysis [48]. All the interpolation and averaging operations are based on the data structure of the platform in order to reduce to the minimum the dependency of the tool upon the two codes used and thus to ensure re-usability of the tool for other solvers that will be later integrated in the platform.

Also, a common input data pre-processing application for CRONOS2 and FLICA4 has been developed using the GUI (Graphical User Interface) and data exchange capabilities of SALOME. The concept is to provide the user with a tool that allows specifying the input data that are common to CRONOS2 and FLICA4 (e.g. geometry, initial and boundary conditions, etc.) only once during the study, in order to avoid any inconsistency between the two codes in the specifications of the coupled problem [48].

The different tools and applications described above have been successfully tested inside the SALOME plat-

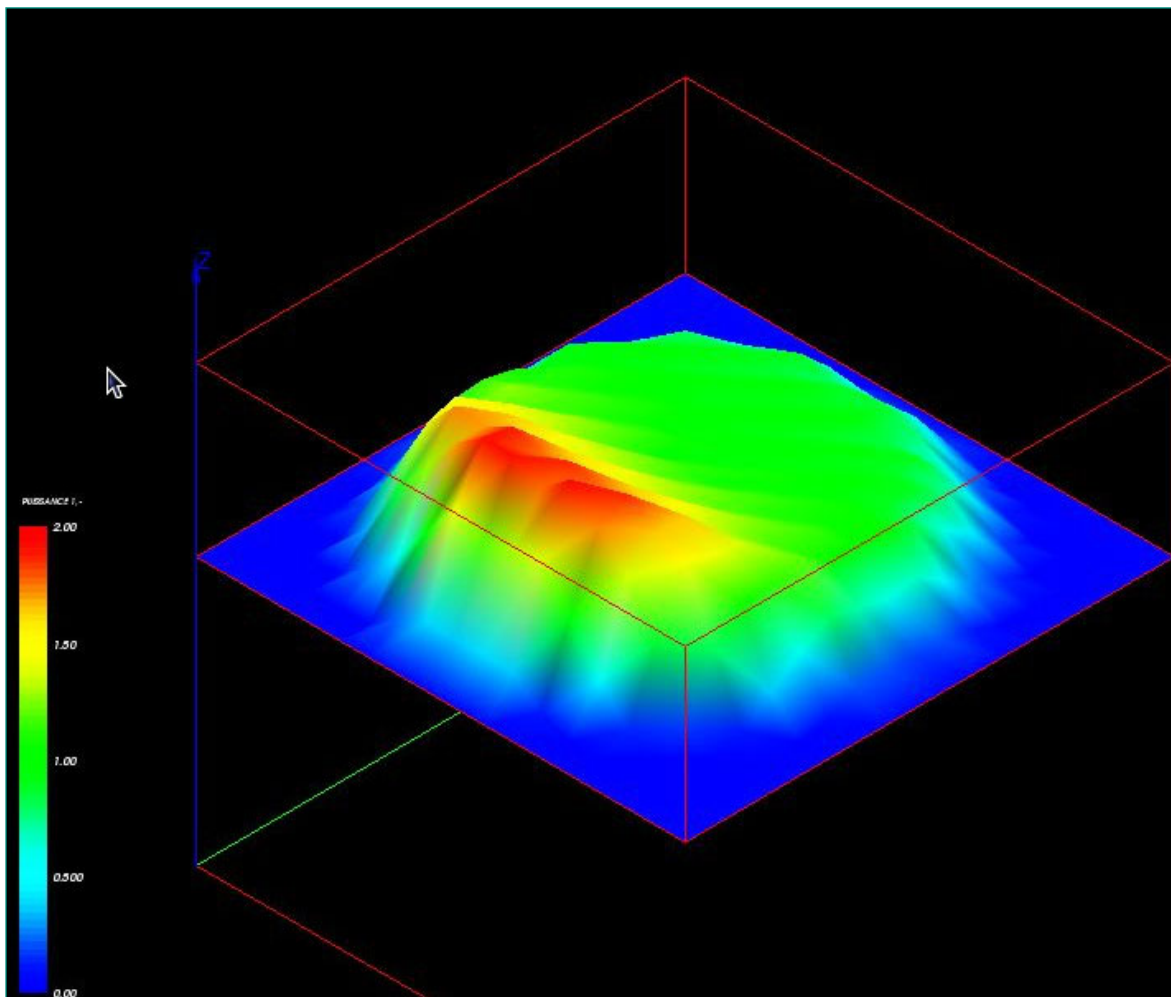


Figure 20 KKB-1 MSLB transient calculated with RETRAN-3D and compared with reference NLOOP results. Sensitivity to variations of the primary pump speed.

form (version 3.2.1) with a coupled CRONOS2/FLICA4 analysis of a transient with specifications derived from the OECD/NEA PWR MSLB Benchmark [49]. The calculated radial power distribution following a postulated transitory decrease of the core inlet temperature for a group of 35 selected fuel assemblies located at the core periphery is displayed in Figure 21.

National Cooperation

Beside the active PSI-internal collaboration within the department of Nuclear Energy and Safety (NES), STARS also enjoys substantial funding support from HSK and to a lesser degree from *swissnuclear*. The latter support the work based on higher-order neutronic methods, e.g. Monte Carlo analysis (ANSR), while HSK is supporting the remainder of the project.

Two doctoral students registered at EPFL's newly created Doctoral Programme in Energy are working on topics related to STARS: One student (as described above) is completing research on uncertainty analysis and its application to nuclear safety calculational methods. The second student works on the development of a new fission gas model to investigate the role of different phenomena related to high burnup. Both PhD-studies are performed under the supervision of the head of the Laboratory for Reactor Physics and Systems Behaviour, who is professor at EPFL, with significant support from STARS experts.

International Cooperation

During 2006, 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*, *SIMULATE-3K*.
- 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).
- US-NRC through the CAMP-agreement, for TRACE assessment and development. Several code errors have been identified and communicated to the code development team.

In the context of uncertainty analysis applied to thermal-hydraulic calculations, STARS continues to participate in the CSNI-OECD sponsored **BEMUSE** Programme.

In addition, it has started a participation in an IAEA **CRP on uncertainty**. The two Swiss representatives from STARS were selected coordinators for two tasks: One task involves an application of current uncertainty methodologies to the determination of code uncertainties in the simulation of two experimental LOCA integral tests for both a VVER and a PWR. The second task looks at developing a merged uncertainty propagation methodology, attempting to integrate the best features of the two well known methodologies from GRS (Germany) and from Univ. Pisa (Italy).

The **NSC benchmark on Uncertainty analysis in the coupled multi-physics and multi-scale LWR modeling (UAM)** has not yet been offered for participation. One member of STARS has been selected as member of the UAM scientific board.

Also, participation in the CSNI task group on the **Action Plan for Safety Margin (SMAP)** was active during 2006.

STARS also participated in several international research programs:

In the framework of the collaboration with the **OECD HALDEN** Project, a joint publication on the preliminary analysis of IFA-650.4 using TRACE and FALCON was the main achievement of 2006.

The **OECD CABRI-Waterloop** Project first provides STARS access to the CABRI RIA-experiments with UO₂-fuel and the SCANAIR code. Technical exchange on the modeling of the different experiments is ongoing. During 2006, no new experimental data set became available.

The **OECD PKL** and **ROSA-V** projects both provide very valuable data for the TRACE assessment. One collaborator is member of the ROSA-V project management board.

The collaboration with the German research center Rosendorf (**FZR**) was focusing on partially supporting PhD work at U Dresden that extends the PSI reduced-order model on BWR-stability.

The 6th FW EU Integrated Project **NURESIM** continued during 2006 with contributions to the two subprojects «Core-Physics» and «Multi-Physics», the latter also being coordinated. Collaboration work with the Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA, France) and the Universidad Politécnica de Madrid (UPM, Spain) was of

special relevance to the work described in this report. It should be mentioned, though, that overall progress was rather slow to date, due to the late delivery of the respective French codes.

Assessment 2006 and Perspectives for 2007

Assessment 2006

Most of the goals specified for 2006 could be reached, and some work not foreseen at the time of the writing of the last report could be successfully undertaken.

Further good progress was achieved in the area of uncertainty research: The PhD-thesis is nearing its completion by applying the developed methodology to a plant transient. The BEMUSE phase-III participation has been completed and respective work for phase IV (application to a PWR scenario) has begun. The know-how acquired in the thermal-hydraulic area is being transferred to the fuel behavior analysis area and related work was started with establishing a data base of relevant uncertainty parameters. The expertise of the STARS team is recognized internationally by the fact that two members were given the roles of task coordination in the IAEA uncertainty CRP and one member was selected to participate in the scientific board of the NSC UAM benchmark.

The analysis of the Halden LOCA-experiment IFA-650.4 using FALCON/TRACE as well as an analytical stand-alone model successfully demonstrated the capability to analyze fuel behaviour transients in an integrative manner. Unfortunately, no significant further progress could be made in the domain of analysis of RIA experiments, as no new data became available, neither from CABRI (including MOX) nor from ALPS. However, the on-going coupling of a modern FG-behaviour model to FALCON will offer in the near future very attractive new RIA modeling capabilities beside expected better performance for the analysis of base irradiation data.

The assessment of TRACE continued again with considerable effort, focusing on PWR-related problems. The successful analysis of selected transients from the PKL- and the ROSA programs documented good performance of TRACE. Also, good results were obtained in general for a wide range of CHF experiments. However, the results obtained to date from a set condensation experiments indicate that the respective TRACE models need careful review and model improvement.

In terms of BWR-analysis, no progress could be made. Particularly, work in relation to BWR-stability problem had to be abandoned as the code could not be brought to convergence. The more general issue of BWR analysis needs to be addressed in the near future.

The work on criticality safety evaluation was consolidated and included the extension of the benchmark set to configurations with MOX. Significant effort was spent of defining the (statistical) elements of a modern PSI criticality safety evaluation methodology. Because this effort took more time than expected, implementation work towards burnup credit could not yet be initiated. Also the work on fast fluence evaluation was more in a consolidation (and publication) phase: The impact of several nuclear data libraries was assessed – cross-section deficiencies in one nuclear data library were identified – as well as the modeling parameters key for an accurate modeling have been identified. Work towards shielding analysis did not go beyond a literature survey as the cooperating partner had to delay this work a bit due to resource problems.

The work towards CFD analysis of mixing problems in NPP geometries progressed well with the development of a «high-fidelity» model of the down-comer and lower plenum of the KKG NPP.

Good progress was also achieved in the analysis of the UMSICHT water hammer experiments, obtaining very relevant insights in the respective capabilities of the system codes (e.g. TRACE). Furthermore, work was initiated to quantitatively assess the simulation capabilities of TRACE for (de-)pressurization waves following LOCA.

The work on developing a new pre-CHF Heat Transfer correlation is nearing completion. It offers a better prediction of heat transfer in two-phase conditions and represents a possible improvement of TRACE.

Core modeling absorbed significant effort. It was paralleled with the implementation of the new modules of the CMS code system: CASMO-4E and SIMULATE-3K. Most effort was devoted to updating the core models. Because the transfer of some core data was delayed, the goal of having all core models current could not be achieved, partly also due to absence of respective personnel.

The comparative analysis of a PWR MSLB showed that the thermal-hydraulic modeling is in good shape. However, problems were identified in the cross-section preparation route that led to a study of the different approaches available in STARS. In both the methodologies

available for RETRAN-3D and TRACE-PARCS, shortcomings were identified. Its impact is being investigated currently.

The participation in NURESIM generated interesting first results. The possible benefits for STARS of the modern coupling technology will be further explored during 2007. However, the goal of an open-core analysis for a PWR does no more appear to be realistic.

The very accurate analysis of PWR transients that include significant single-phase mixing in large volumes of the primary system would need a coupling of a CFD-code with a system code. A corresponding PhD topic has been developed, and the selected candidate will start early in 2007. This activity represents a natural next step after the implementation of the CFD single-phase mixing analysis.

It is worthwhile to mention that the surveillance audit of the project management system according to ISO 9001:2000 was successfully passed in July 2006.

In addition to the NES seed-action 2005 that was won by STARS collaborators, also the second NES seed action will partly support the STARS activities in the middle term as one collaborator of the STARS project together with a collaborator from the Laboratory for Energy System Analysis (LEA) won the funding (6 person-years during the coming 3 years) for the new research activity «Advanced Computational Methods for Probabilistic Dynamic Analysis in Current and Future Nuclear Systems».

Perspectives for 2007

The main directions for 2007 are outlined below. (Some routine activities in direct support of the project infrastructure are not mentioned.)

- Continue research on uncertainty assessment:
 - Continue participation in CSNI/GAMA/BEMUSE Phase IV-VI (application to PWR).
 - Participation in new NSC uncertainty benchmark (UAM) phase I addressing cross-section uncertainty.
 - Participate in IAEA Uncertainty CRP (incl. task coordination).
 - Continue developing uncertainty evaluation capability for fuel behavior analysis.
- Enhance fuel modeling capability:
 - Initiate analysis of selected RIA and LOCA experiments from the ALPS program.
 - Continue participation in the Halden LOCA-experiments with TH and thermo-mechanical analysis, refine modeling of the relocation phenomenon and

transfer insights to safety analysis; support design of the planned BWR-experiment.

- Continue the improvements of FALCON in relation to FG-modeling.
- Analyze selected CABRI RIA experiments (MOX and UO₂) pending availability of the respective data.
- Continue development of Monte Carlo methodology:
 - Implementation of burnup credit for criticality safety assessment.
 - Activation of the bio-shield.
 - Perform fast fluence analysis for additional NPP.
- Continue with TRACE assessment:
 - Analysis of selected tests from the ROSA program.
 - Continue assessment of condensation models.
 - Apply official release version to a simple BWR-problem.
 - Assess the generalized radiation heat transfer model using the Halden LOCA data.
- Assess capability of TRACE to analyze wave propagation problems following LOCA-events, especially in the perspective of mechanical loads on reactor internals.
- Continue development of CFD application for NPP representative geometries:
 - Complete single-phase mixing analysis capability for the KKG reactor using CFX-5.
 - Initiate PhD-study on coupling of CFD with TRACE.
- Complete pre-CHF correlation work.
- Continue participation in NURESIM:
 - Perform core physics benchmarks.
 - Perform coupled TH-neutronics analysis for the OECD/NEA PWR MSLB Benchmark.
- Develop capability for LOCA analysis for EPR.
- Explore coupling of SIMULATE-3K to TRACE / RETRAN-3D.

References

- [1] Pérez, M., Reventós, F., Batet, L.: Phase 4 of BEMUSE Programme: Simulation of a Large Break Loss of Coolant Accident in ZION Nuclear Power Plant. Universitat Politècnica de Catalunya, May 2006, Rev.1.
- [2] Vinai, P., Macian, R. and Chawla, R.: A Methodology for the Quantification of Uncertainty in Best Estimate Code Physical Models, Proceedings of ICAPP '06, Reno, NV USA, June 4 – 8, 2006, Paper 6093.

- [3] *W. Barten, H. Ferroukhi, P. Coddington*: Peach Bottom BWR Turbine Trip Benchmark Analyses with RETRAN-3D and CORETRAN, Nuclear Science and Engineering, 148, 306 – 324, 2004.
- [4] *Y. Aounallah*, Halden LOCA Test Benchmark IFA-650.3 – 2nd Phase: FALCON Predictions, Special Experts Group on Fuel Safety Margin (SEGFSM), Paris, 26 June 2006.
- [5] *L. Kekkonen*: Some comparisons of the IFA-650.3 Benchmark Post Calculations Results with Unified boundary conditions, Special Experts Group on Fuel Safety Margin (SEGFSM), Paris, 26 June 2006.
- [6] *Y. Aounallah, H. Wallin, and A. Romano*: Modelling the IFA-650.3 Halden LOCA Test Coupling TRACE and FALCON, PSI Technical Report, TM-41-06-01, February 2006.
- [7] *G. Khvostov and A. Romano*: Sensitivity study with the FALCON code for characteristics of fuel rod behaviour in the IFA-650.3 LOCA simulating test, PSI Technical Report TM-41-06-14, 2006.
- [8] *Y. Aounallah, G. Khvostov, A. Romano, H. Wallin, M.A. Zimmermann, E. Kolstad, M. Ek, and L. Kekkonen*: Simulation of the Halden IFA-650.3/4 High Burnup LOCA Tests with TRACE and FALCON: A Preliminary Study on Axial Relocation, TOPFUEL 2006 Conference, Salamanca, Spain, 22 – 26 October 2006.
- [9] *Yu.K. Bibilashvili, A.V. Medvedev, G.A. Khvostov, S.M. Bogatyr, L.V. Korystine*: Development of the Fission Gas Behaviour Model in the START-3 code and its Experimental Support, International Seminar on Fission Gas Behaviour in Water Reactor Fuels, Cadarache, France, 26 – 29 September 2000.
- [10] *G. Khvostov, A. Medvedev, S. Bogatyr*: The Dynamic Model of Grain Boundary Processes in High Burn-up LWR Fuel and its Application in Analysis by the START-3 Code, International Conference on WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support, Albena-Varna, Bulgaria, September 29 - October 3, 2003.
- [11] *G. Khvostov, V. Novikov, A. Medvedev, S. Bogatyr*: Approaches to Modeling of High Burn-up Structure and Analysis of its Effects on the Behaviour of Light Water Reactor Fuels in the START-3 Fuel Performance Code, WRFPM-2005, Kyoto, Japan, October 2005, International Conference on WWER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support, Albena-Varna, Bulgaria, September 29 – October 3, 2003.
- [12] *D.B. Pelowitz (Ed.)*: MCNPX User's manual, version 2.5.0, LA-CP-05-0369. LANL, 2005.
- [13] *OECD/NEA Data Bank/Computer programs*: <http://www.nea.fr/html/dbprog/cpsabsabc.html>.
- [14] *American National Standard: ANSI/ANS-8.1-1998*: Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors, American Nuclear Society, 555 North Kensington Avenue, La Grange Park, Illinois 60526 USA, 1998.
- [15] *American National Standard: ANSI/ANS-8.17-2004*: Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors, American Nuclear Society, 555 North Kensington Avenue, La Grange Park, Illinois 60526 USA, 2004.
- [16] *International handbook of evaluated criticality safety benchmark experiments*, OECD/NEA Data Bank, Paris, <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1486.html>, 2003.
- [17] *E. Kolbe, A. Vasiliev, M.A. Zimmermann*: Assessment of Standard Point-wise Neutron Data Libraries for Criticality Safety Analysis with a Monte Carlo Code, In Proc. of ANS Topical Meeting on Reactor Physics «Advances in Nuclear Analysis and Simulation», «Physor-2006», Vancouver, BC, Canada, September 10 – 14, 2006.
- [18] *A. Vasiliev, H. Ferroukhi*: Development of the MCNP(X)-based Methodology for 3D Fast Neutron Fluence Modelling for LWR. Optimisation Studies Based on a PWR Reactor Model, PSI TM-41-06-04, 2006.
- [19] *A. Vasiliev, H. Ferroukhi*: The 3D Fast Neutron Fluence Analysis for the KKG RPV with the CASMO/SIMULATE/MCNPX System of Codes and the JEF-2.2 Neutron Data Library. Verification of Calculation Results against the KKG Scraping Test Data, PSI TM-41-06-03, 2006.
- [20] *A. Vasiliev, H. Ferroukhi, M.A. Zimmermann*: CASMO-4/SIMULATE-3/MCNPX Analysis of a Reactor Pressure Vessel Scraping Test, in Proc. of ANS Topical Meeting on Reactor Physics «Advances in Nuclear Analysis and Simulation», «Physor-2006», Vancouver, BC, Canada, September 10 – 14, 2006.
- [21] *W. Barten, P. Coddington, H. Ferroukhi*: RETRAN-3D Analysis of the Base Case and the Four Extreme Cases of the OECD/NRC Peach Bottom 2 Turbine Trip Benchmark, Annals of Nuclear Energy, 33, 99-118, 2006.

- [22] A. S. Tijsseling, C. S. W. Lavooij: Waterhammer with Fluid-Structure Interaction, Applied Scientific Research, 47, 273-285, 1990.
- [23] A. Dudlik, H.-M. Prasser, S. Schlüter: Visualisation of Cavitating Liquid Flow Behind Fast Acting Valves, Proceedings of ECCE-2 (2nd European Congress on Chemical Engineering, (Montpellier, France, October 5 – 7, 1999).
- [24] A. Dudlik, S. B. H. Schönfeld, O. Hagemann, H., Carl, H.-M., Prasser: Water Hammer and Condensation Hammer Scenarios in Power Plants using New Measurement System, Proceedings of the 9th International Conference on Pressure Surges, (Chester, UK, March 24-26, 2004).
- [25] A. Dudlik, R., Müller: Data Evaluation Report on PPP water hammer tests, cavitation caused by rapid valve closing (Deliverable D35, revision 1), Fraunhofer Institut für Umwelt-, Sicherheits- und Energietechnik UMSICHT, Oberhausen, Germany, 2004.
- [26] W. Barten, A. Jasiulevicius, O. Zerkak, R. Macian-Juan: Analysis of the UMSICHT Water Hammer Benchmark Experiment 329 Using TRACE and RELAP5, (February 2006, submitted).
- [27] W. Barten, A. Jasiulevicius, O. Zerkak, R. Macian-Juan: Analysis of UMSICHT Water Hammer Benchmark Tests: Results from PSI Using TRACE and RELAP5 codes, Proceedings of the 7th International Conference on Hydroinformatics 2006, (held in Nice, France, 4 – 8 September, 2006), edited by P. Courbesville, J. Cunge, V. Guinot, S.-Y. Liong, Vol. II, pp 1227 – 1234 (2006).
- [28] W. Barten, A. Jasiulevicius, A. Manera, R. Macian-Juan, O. Zerkak: Analysis of the Capability of System Codes to Model Cavitation Waterhammers: Simulation of UMSICHT Waterhammer Experiments with TRACE and RELAP5 (November 2006, submitted).
- [29] Bucalosi, A.: Comparison of the OECD/SETH E3.1 benchmark participants results, Proceedings of the 2nd Analytical PKL Workshop, Budapest, Hungary, 8th November, 2006.
- [30] Jasiulevicius, A., Zerkak, O., Macian-Juan, R.: Investigation of Heat Transfer Mechanisms under Shutdown Plant Conditions with TRACEv4.160, Proceedings of ICAAP'06 conference, Reno, NV, USA, 4 – 8 June, 2006.
- [31] Jasiulevicius, A., Macian-Juan, R., Zerkak, O., Chawla, R.: Investigation of Heat Transfer Mechanisms under Shutdown Plant Conditions with TRACEv4.160, Submitted to Journal of Nuclear Science and Technology.
- [32] The ROSA-V Group: ROSA-V Large Scale Test Facility (LSTF) System Description for the Third and Fourth Simulated Fuell Assemblies, Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI-Tech 2003-037, March 2003.
- [33] T. Takeda, M. Suzuki, H. Asaka and H. Nakamura: Quick-look Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-1, Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Research 2006-9001, August 2006.
- [34] T. Takeda, M. Suzuki, H. Asaka and H. Nakamura: Quick-look Data Report of OECD/NEA ROSA Project Test 6-2, Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Research 2006-9002, August 2006.
- [35] Gregor, S.: Prasser, H.-M.; Beyer, M: Thermohydraulische Modellierung der Kondensation von Dampf in einer unterkühlten Flüssigkeitsströmung. Wissenschaftlich-Technische Berichte / Forschungszentrum Rossendorf; FZR-440 Juli 2006.
- [36] Lim, S., Tankin, R., Yuen, M. C.: Condensation Measurement of Horizontal Co-current Steam/Water Flow, Jour. Of Heat Transfer, Vo.106 (425-432), May 1984.
- [37] Siddique, M., 1992: The effects on noncondensable gases on steam condensation under forced convection conditions. Ph.D. Thesis, Massachusetts Institute of Technology (MIT).
- [38] Lee, K-W, et al: Local heat transfer during reflux condensation mode in a U-tube with and without noncondensable gases. Int. Jour. Of Heat and Mass Transfer 49 (2006) 1813-1819.
- [39] Jasiulevicius, A., Macian-Juan, R.: Impact of Different Correlations on TRACE v4.160 predicted Critical Heat Flux, Proceedings of ICAAP'06 conference, Reno, NV, USA, 4 – 8 June, 2006.
- [40] Jasiulevicius, A., Macian-Juan, R.: Predictions of Critical Heat Flux in Annular Pipes with TRACE v4.160 code, Proceedings of ICON-14 conference, Miami, FL, USA, July 17 – 20, 2006.
- [41] Jasiulevicius, A., Macian-Juan, R.: Steady state film boiling heat transfer simulated with TRACE V4.160, Proceedings of ICON-14 conference, Miami, FL, USA, July 17 – 20, 2006.
- [42] Y. Aounallah: On the Chen Saturated Convective Boiling, Transactions of the American Nuclear So-

- ciety Meeting, p. 573, Pittsburg, PA USA, June 13 – 17, 2004.
- [43] *Y. Aounallah*: Boiling Suppression in Convective Boiling, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13 – 17, 2004.
- [44] *Y. Aounallah*: A Separate-Effect-Based New Appraisal of Convective Boiling and its Suppression, (2006, submitted).
- [45] *O. Zerkak*: Development of a new RETRAN-3D model for the Reactor Cooling System of the KKB-I Pressurized Water Reactor, PSI Internal Report TM-41-00-21, July 2000.
- [46] *O. Zerkak*: A RETRAN-3D model applied to a Postulated Main Steam Line Break Accident for KKB-I - Benchmarking against the NLOOP code results, PSI Internal Report, TM-41-05-17 Rev. 0, April 2006.
- [47] Salomé. <http://www.salome-plateform.org/>.
- [48] *O. Zerkak, P. Coddington, E. Royer, N. Couzet, J. Jimenez, D. Cuervo*: Overview on Thermal-Hydraulics and Neutron Kinetics coupling issues for LWR analysis and first applications in the context of the future NURESIM European Platform, NURESIM NUCTECH-2004-3.4.3.1-1, Deliverable D3.1, 2006.
- [49] *K.N. Ivanov, T.M. Beam and A.J. Baratta*: Pressurized Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark. Volume I: Final Specifications, US Nuclear Regulatory Commission – OECD Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(99)8, 1999.

MSWI

Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWR

Author and Co-Author(s)	T.N. Dinh, W.M. Ma, A. Karbojian, P. Kudinov, T.C. Thanh
Institution	Royal Institute of Technology (KTH), Division of Nuclear Power Safety
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Tel., E-mail, Internet address	46-8-5537 8818, namdinh@safety.sci.kth.se, www.safety.sci.kth.se
Duration of the Project	January 1, 2006 ~ December 31, 2006

ABSTRACT

The MSWI (Melt-Structure-Water-Interactions) project at the Royal Institute of Technology has recently entered a new phase, which places the focus on assessment of ex-vessel melt risks in BWR plants with external cavity flooding. While combining both experimental and analytical studies, the present phase in the MSWI project pays an increased attention on scaling, simulation and support for plant safety analysis. Covering topics of importance to in-vessel corium coolability, steam explosion energetics and ex-vessel corium coolability, the work performed during the year 2006 investigates selected MSWI phenomena which are identified as having the largest impact and significant uncertainties on the quantification of ex-vessel steam explosion and ex-vessel debris coolability. Substantial advances in process modeling and new insights into related mechanisms were gained from the study of corium pool heat transfer in the BWR lower head; debris bed formation; thermal hydraulics and coolability in bottom-fed and heterogeneous debris beds. Specifically, for analysis of heat transfer in a BWR lower plenum an advanced three-dimensional simulation tool was developed and validated, using a so-called effective convectivity approach and Fluent code platform. An assessment of corium retention and coolability in the reactor pressure vessel (RPV) lower plenum by means of water supplied through the Control Rod Guide Tube (CRGT) cooling system was performed. The analysis results reveal both the limit of coolability for CRGT and uncover possible

vulnerabilities of the CRGT scheme for in-vessel melt retention. Simulant material melt experiments were performed in an intermediate temperature range (1300-1600K) on DEFOR test facility to study formation of debris beds in high and low sub-cooled water pools characteristic of in-vessel and ex-vessel conditions. Results of the DEFOR-E scoping experiments and related analyses strongly suggest that porous beds formed in ex-vessel from a fragmented high-temperature debris is far from homogeneous. Both high porosity and heterogeneity are central to the bed's enhanced dryout heat flux and therefore improved coolability. A comprehensive framework of phenomena feedbacks was introduced and advanced diagnostic and image processing techniques are examined to enable the next step in experimentation and quantitative analysis of complex multi-phase processes that govern debris bed formation. Calculation results of bed thermal hydraulics and dryout heat flux with a two-dimensional thermal-hydraulic code give the first basis to evaluate the extent by which macro and micro inhomogeneity can enhance the bed coolability. The development and validation of a two-phase natural circulation model through a heated porous medium and its application to the coolability analysis of bottom-fed beds enables quantification of the significant effect (80-160%) of dryout heat flux enhancement due to bottom coolant injection.

Overall, the MSWI research in 2006 has advanced the knowledge of Melt-Structure-Water Interactions toward reducing conservatism in quantification of ex-vessel melt risks in BWRs.

Project Goals

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interactions) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge on melt-structure-water-interaction phenomena (e.g. data, insights, models, codes and methodology) which enables reducing uncertainty in quantification of severe accident risks in a light water reactor (LWR). Supported by the APRI group (including SKI and Swedish utility), HSK, Nordic Nuclear Safety Program (NKS) and European Union (SARNET project), the MSWI research's driving force and immediate objectives are to build a sound foundation that helps bring to the resolution two long-standing severe accident issues in nuclear power plants, namely steam explosion and corium (debris) coolability in in-vessel and ex-vessel scenarios of severe accidents. Overall project objectives are shown on Figure 1.

More specifically, topical areas covered during 2006-2008 period include in-vessel debris coolability and retention (INCO), ex-vessel debris coolability (EXCO), and steam explosion energetics (SEE). The present report focuses on work and results carried out in INCO and EXCO topics, with the objectives to:

- Develop and validate a suitable tool for effective simulation of heat transfer in a core melt pool formed in the complex geometry of a BWR lower plenum;

- Study the effectiveness and vulnerability of in-vessel corium melt pool coolability by coolant flow in control rod guide tubes (CRGTs)
- Perform exploratory test for DEFOR (debris bed formation) program;
- Provide a scoping analysis and scaling rationale for DEFOR snapshot test program;
- Examine the effect of the coolant bottom-fed on debris coolability
- Apply an advanced analysis method to evaluate the potential effect of debris bed inhomogeneity on its coolability.

Project Approach

Since the MSWI research is directed toward addressing ex-vessel melt risks, a risk-oriented approach is used to guide the analytical and experimental activity. Our emphasis is to identify and study phenomena which have potential to serve as limiting mechanism for threats which challenge the containment integrity. We emphasize the significance of relating phenomena and processes which have previously been taken for separate investigations (in a divide-and-conquer strategy). Special attention is paid on scaling, simulation and support for plant safety analysis.

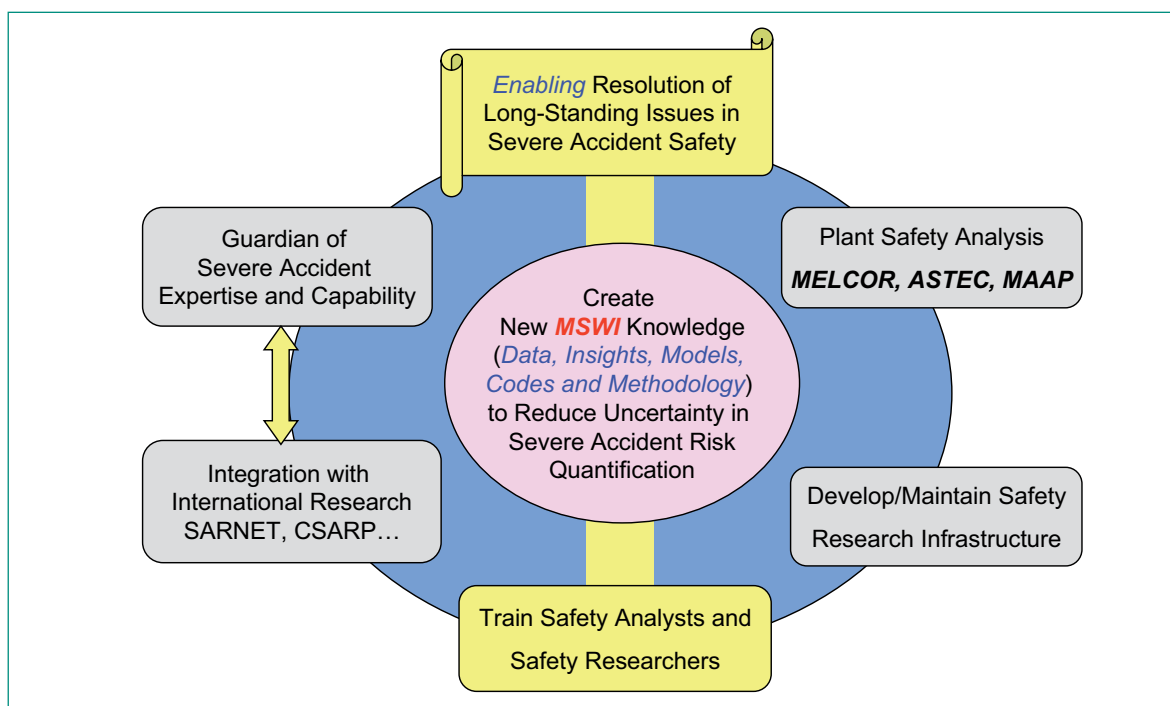


Fig.1: MSWI Project Objectives.

Work Carried out and Results Obtained

In what follows we provide a short synopsis of works carried out and results obtained in 6 tasks. Detailed description is provided in subsequent sections for each corresponding Part.

Part A: An Effective Convectivity Model for Simulation of In-Vessel Core Melt Progression in Boiling Water Reactor

This part is concerned with development and application of a so-called Effective Convectivity Model (ECM), which aims to provide a detailed, mechanistic descrip-

tion of heat transfer processes in a BWR lower plenum. The ECM is a Computational Fluid Dynamics (CFD)-like tool which employs a simpler and more effective approach to compute heat transfer by solving only energy conservation equation instead of solving the full set of Navier-Stokes and energy equations by a CFD code. We implement the ECM on a CFD code (Fluent), detailed description of the ECM development, implementation and validation is given. A dual approach is used to validate the ECM, namely validation against experimental data and heat transfer results obtained by CFD predictions in the same geometries and conditions. Insights gained from CFD simulations are also used to improve ECM. The ECM capability as an effective tool to simu-

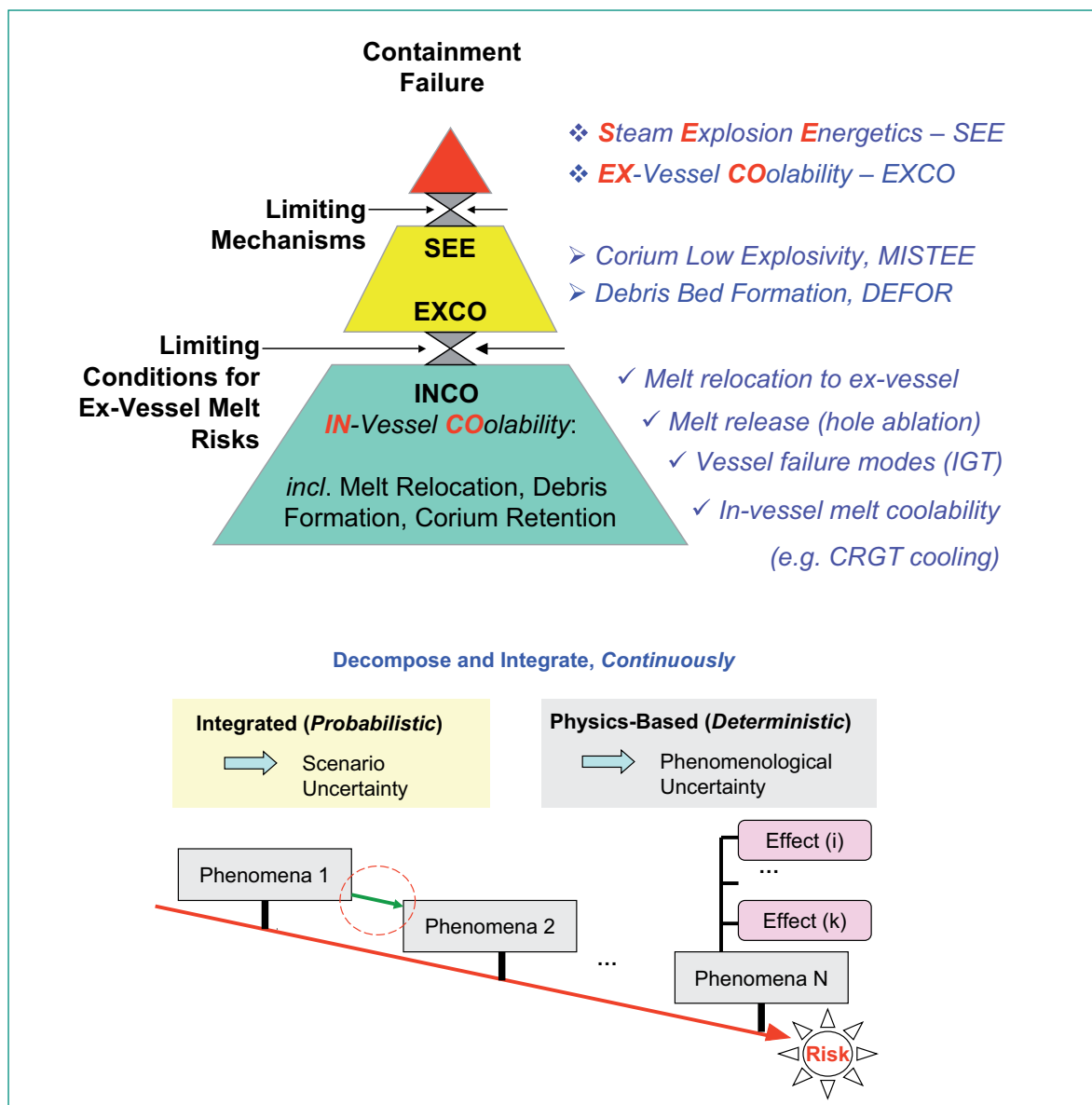


Fig.2: Risk-Oriented Approach is used for activity integration and synergy.

late heat transfer of an internally heated volume in 3D complex geometry is demonstrated through examples of heat transfer analysis in a BWR lower plenum being cooled by coolant flow in Control Rod Guide Tubes. Simulation results and key findings of this case are reported and discussed.

Part B: Analysis of Melt Pool Coolability in a BWR Lower Head by Coolant Flow in CRGTs

This part is concerned with progression of a severe core melt accident in a BWR. Of interest here is assessment of corium retention and coolability in the reactor pressure vessel (RPV) lower plenum by means of water supplied through the Control Rod Guide Tube (CRGT) cooling system. The question arose on whether the CRGT cooling as a mitigation measure is sufficient to prevent the RPV failure with subsequent melt discharge. The analysis performed reveals both the limit of coolability for CRGT and uncover possible vulnerabilities of the CRGT scheme for in-vessel melt retention.

Part C: A Scoping Study of Debris Formation in DEFOR Experimental Facility

In this part, we discuss results obtained in a scoping series of a new experimental program at the Division of Nuclear Power Safety (NPS) Royal Institute of Technology (KTH). The experimental program was initiated to study the processes which govern debris bed formation (DEFOR) during severe accident with core melt down and reactor pressure vessel failure at LWR plant. The objective of the present exploratory phase (DEFOR-E) is to test operational concepts, and initiate the analysis of DEFOR related phenomena. Binary oxides mixtures at different overheating were used as corium melt simulants. Sensitivity of debris bed properties to water pool depth and subcooling is discussed in the part. The insights gained from the scoping experiments are found useful to guide the scaling rationale and design of the next series of «Snap-Shot» experiments in DEFOR.

Part D: A Study on Ex-Vessel Debris Formation in a LWR Severe Accident

In this part we analyze phenomena that govern debris formation and introduce a comprehensive framework to exhibit their interrelationship during a hypothetical severe accident in a BWR. We focus on phenomena feedbacks and identify key parameters which are believed to have significant effect on debris packing, including boiling regimes on fragments, their settling against steam flow stemming from a bottom bed.

Based on scoping calculations for reactor scenarios, the prototypic range of the key parameters is delineated. Taking into account the practical and technical constraints of laboratory experiments with simulant fluids and results from calculations for experimental conditions, we establish feasibility and parameter ranges under which new DEFOR-S «snap-shot» experiments shall be conducted to provide reactor relevant data and insights. Requirements on experimental measurements are also discussed in the paper.

Part E: Coolability of a Bottom-Bed Debris Bed

This work investigates the potential effectiveness of natural circulation-driven coolability (NCDC) as a severe accident mitigative measure. The NCDC can particularly be useful in LWR plants which employ external cavity flooding. The main idea is to provide a simple design solution that facilitates bottom feeding of coolant into the debris bed, and uses steam production in the decay-heated debris bed to drive the two-phase flow natural circulation. We use an analytical one-dimensional model to calculate characteristics of two-phase thermal-hydraulics in porous media. The model employs Lockhart-Martinelli correlations for two-phase flow friction and void fraction, and Ergun's correlation for single-phase flow resistance. Adaptation and verification of the model are discussed in this part. Coolability of debris beds with coolant bottom-fed is evaluated for a broad range of conditions.

The analysis suggests that the dryout heat flux (DHF) in bottom-fed configurations can be increased by 80% to 160%, when compared to DHF in top-flooding beds.

Part F: Analysis of the Effect of Debris Bed Inhomogeneity on its Coolability

The present study investigates the potential impact of bed inhomogeneity on coolability of volumetrically heated debris beds which may form in a hypothetical severe accident in a LWR. Specifically, we examine the effect of the debris bed's micro and macro heterogeneity (in term of particle size and pore distributions in space). A vehicle for the analysis is WABE-2D code which simulates two-phase thermal-hydraulics in porous bed. The present analysis is performed for two types of «unit volume» which correspondingly represent the macro-heterogeneous bed and micro-heterogeneous bed. Results of calculation of dryout heat flux with WABE-2D code show the extent by which macro and micro inhomogeneity can enhance the bed coolability.

bility. Phenomenologically, in both cases, inhomogeneity is found to facilitate natural circulation driven coolability (NCDC) which helps overcome the counter-current flow limitation. Implications of the findings on assessment of debris bed coolability and related research are discussed in this part.

Part A: An Effective Convectivity Model for Simulation of In-Vessel Core Melt Progression in Boiling Water Reactor

A.I. Introduction

This study is concerned with the development and application of an effective tool capable of simulating heat transfer of a melt pool in a BWR lower plenum.

CFD methods have been extensively used to analyze turbulent natural convection heat transfer in volumetrically heated liquid pools, representative of corium pools in a Reactor Pressure Vessel (RPV) lower plenum during a severe core-melting accident. Such CFD simulations, although limited to simple pool geometries and lower range of Rayleigh number, were conducive to basic understanding of complex fluid physics in reactor accident situations. However, for long-term transients in reactor-scale situations with highly-developed surface areas such as in a BWR lower plenum, CFD simulations remain prohibitively expensive. Analytical models based on experimental correlations were also devised and used to calculate heat transfer of a melt pool. However the questions remain on which correlations should be used for heat transfer on the CRGT cooled walls and the vessel wall, and how to apply them in the real geometry of a melt pool with a forest of cooled penetrations (CRGTs) and uncooled ones, such as Instrumentation Guide Tubes (IGTs).

In this study, we introduce a new model called Effective Convectivity Model (ECM), which will be implemented in a CFD code to simulate heat transfer of a core melt pool in a BWR lower plenum. Validation of ECM is performed by dual approach: the first approach is to compare the results of ECM heat transfer with existing experimental data, and the second approach is to compare the predicted results of the ECM with those of CFD simulation under the same geometry and conditions.

A.II. Technical Approach

Built on the concept of effective convectivity first introduced in ECCM [3, 4], the ECM method uses a characteristic velocities U_x , U_y and U_z to effectively transfer the

heat generated in a fluid volume toward the cooled wall in an amount equal to the convective heat transport in the respective direction. The characteristic velocities are determined by means of heat transfer correlations.

The use of effective convectivity helps eliminate the need to solve a complete set of Navier-Stokes and energy equations with fluid velocities (u_x , u_y and u_z) – a computationally expensive exercise for a large pool with high Rayleigh numbers (turbulent natural convection). Instead, the following energy conservation equation with effective convective terms (with characteristic velocities U_x , U_y and U_z) is solved:

$$\frac{\partial(\rho C_p T)}{\partial t} + \left(\frac{\partial(\rho C_p U_x T)}{\partial x} + \frac{\partial(\rho C_p U_y T)}{\partial y} + \frac{\partial(\rho C_p U_z T)}{\partial z} \right) = k \cdot \nabla^2 T + Q_v \quad (\text{A-1})$$

Equation (A-1) is essentially a heat conduction equation once the effective convective terms are moved to the right hand side, serving as a source term.

To take advantages of a commercial CFD code in calculating heat transfer of a melt pool in a complex geometry, the ECM is implemented in the Fluent code using its User Define Function (UDF) [6]. The source term in the conduction equation solved in Fluent is modified as:

$$Q_v - \left(\frac{\partial(\rho C_p U_x T)}{\partial x} + \frac{\partial(\rho C_p U_y T)}{\partial y} + \frac{\partial(\rho C_p U_z T)}{\partial z} \right) \quad (\text{A-2})$$

In reality, the effective convective heat transport term is active only at the pool boundaries. To achieve the pool's correct energy balance, the convective heat transport term added in the pool is uniformly removed from the whole computational domain. The procedure is detailed in [2].

The implementation of ECM in Fluent offers advantages of being able to use the Fluent/Gambit/TGrid grid generator to create 3D grid, and consequently perform simulation in a 3D geometry and post processing of the corresponding results. Later, the ECM is used in conjunction with a phase-change model in Fluent to compute the pool formation process.

A.III. Validation

Experimental data used for validation of the ECM include (i) transient temperature profiles of Kulacki & Emara's experiment with fluid layer cooled from the top [7]; (ii) Kulacki & Goldstein experiment with fluid layers cooled from the top and bottom [8]; and (iii) Steinbrenner & Reneike experiment with volumetrically heated water in square cavity cooled from the top, bottom and vertical walls [5].

Kulacki et al. reported measurements of transient temperature distribution of an internally heated horizontal fluid layer cooled from the top [7]. The ECM simulation results of transient temperature profiles (lines) are in a good agreement with the experimental data (Fig. A-1). Kulacki & Goldstein recorded temperature profiles of internally heated fluid layers cooled from the top and bottom with wide range of Rayleigh numbers [8]. The ECM simulation of the experiments showed comparable temperature profiles with the experimental data (Fig. A-2).

A simple analytical model based on energy balance and experimental correlations is used to calculate energy splitting (heat fluxes) in Steinberner and Reneike experiments with internally heated water in a square cavity cooled from the top, bottom and vertical walls [5]. Results of CFD prediction, ECM simulation and the analytical model (using Steinberner & Reneike's correlations) are as shown in Table A-1 to demonstrate a reasonably good agreement (within 15%). As expected, the ECM simulation (also using Steinberner-Reineke correlations) produces better agreement with the analytical model than the CFD simulation.

Further validation of the ECM is made by comparison with CFD simulation of heat transfer in a melt pool in a scaled PWR lower plenum. Results of simulations by CFD and ECM methods can be found in our paper [2], which shows that a fairly good agreement was

achieved. Notably, the difference of the maximum temperature predicted by the two methods is 11K.

As an example of heat transfer simulation for a 3D complex geometry, we apply the ECM method to a melt pool unit volume in a BWR, for which CFD simulation was also performed and presented in [1]. Specifically, a unit volume is a rectangular box surrounding one CRGT and filled with the decay-heated corium. The results show that the maximum temperatures of the core melt obtained by two methods differ by mere 5K.

Thus, the ECM predictions are in a good agreement with both experimental data and results of CFD simulations. The simulations for the unit volume show the difference in heat fluxes predicted by CFD and ECM is acceptable (within 15% for upward and sideward heat fluxes).

A.IV. Heat Transfer of a Core Melt Pool in BWR Lower Plenum

Finally, the ECM is applied to simulate heat transfer of a corium pool formed in a BWR lower plenum. The BWR lower plenum compared to that of a PWR includes a large number of CRGTs and IGTs. It was proposed that the coolant flow in CRGTs be used to enhance coolability of debris and core melt pool formed in the lower plenum. The lower plenum, CRGT number and arrangement vary in different designs. In the present study we use an ABB-ATOM reactor configuration which contains

Models	$q_{up}, W/m^2$	$q_{sider}, W/m^2$	$q_{down}, W/m^2$
CFD	1045	599	41
ECM	953	696	48
Analytical	1026	659	55

Table A-1: CFD, ECM simulations and analytical model results

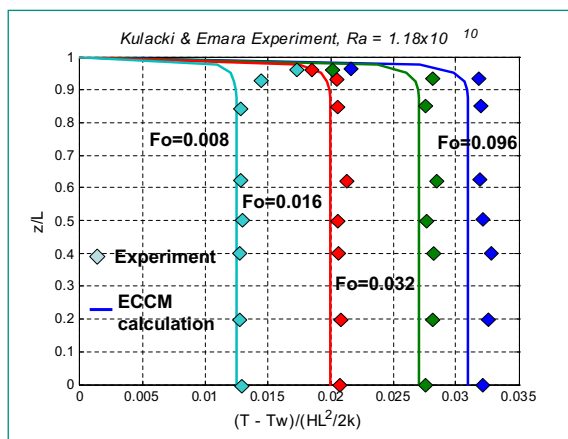


Fig. A-1: Transient temperature profiles ($Ra=1.18 \times 10^{10}$) in a fluid layer cooled from the top

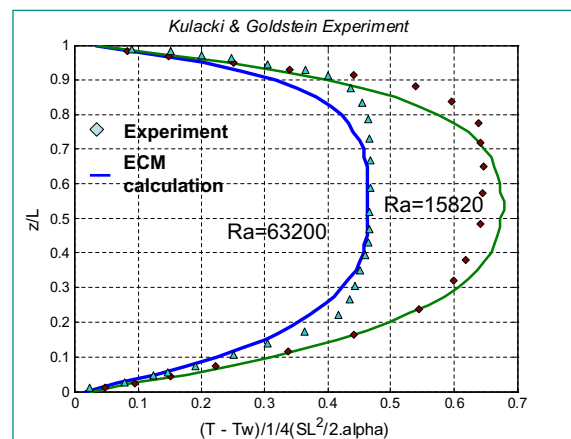


Fig. A-2: Temperature profiles in fluid layers cooled from the top and bottom

121 CRGTs. Configuration of a part of the lower plenum under consideration can be seen in Fig. A-3.

The ECM is used to simulate a 3D slice of a melt pool with 6 CRGTs inside (Fig. A-3). Boundary conditions applied in the ECM simulation are: the front surface is symmetrical; the back surface is adiabatic; the CRGT walls, top and vessel walls are isothermal; the left wall of the slice can be set symmetrical as well as adiabatic boundary condition. Results of the ECM simulation of a melt pool with height of 1.4m are presented in Fig. A-4.

It can be seen from the simulation results that heat flux distributions along the CRGTs are very close in both profile and value. The maximum value of CRGT heat flux profile is found to be close to 400kW/m^2 for the pool with height of 1.4m. Superheat of the core melt is less than 100K. The CRGT wall heat flux is higher than the vessel wall heat flux (Fig. A-4). The peaking value of CRGT wall heat flux is 1.7 times higher than the peaking value of the vessel wall. Further analysis is needed to identify weaker regions in a CRGT and vessel walls. CRGT walls are vulnerable due to high heat fluxes and smaller wall thicknesses, while the lower plenum vessel wall is amenable to ablation due to absence of external surface cooling in BWRs.

A.V. Concluding Remarks

The present work is built on the original concept of Effective Conductivity-Convectivity Model (ECCM) first proposed in 1996 by Bui and Dinh [3]. The ECCM is revised in the present work, and the new Effective Convectivity Model (ECM) is implemented in a commercial CFD code Fluent to enable simulation of heat transfer of a melt pool in a BWR lower plenum.

We demonstrate that the ECM is capable of predicting maximum temperature range and heat fluxes of an enveloped, 3D, large-size and complex-geometry melt pool such as in a BWR lower head with penetration forest.

The ECM is not only limited to simulation of enveloped scenarios, but also can be extended to simulation of stratified melt pools and evolving melt pools due to phase changes such as in scenarios with core melt pool formation. These extensions and applications are underway and documented in another paper.

References of Part A

- [1] C. T. Tran, T. N. Dinh, «Analysis of melt pool heat transfer in a BWR lower head», Transaction, ANS Winter Meeting, Albuquerque, NM, USA, November 12–16, 2006.
- [2] C.T. Tran and T.N. Dinh, «An effective convectivity conductivity model for simulation of in-vessel core melt progression in boiling water reactor», The 2007 International Congress on Advanced Nuclear Power Plants, Nice, France. May 13–18, 2007.
- [3] V. A. Bui and T. N. Dinh, «Modeling of heat transfer in heated-generating liquid pools by an effective diffusivity-convectivity approach», Proceedings of 2nd European Thermal-Sciences Conference, Rome, Italy, pp.1365-1372, 1996.
- [4] B. R. Sehgal, V. A. Bui, T. N. Dinh and R. R. Nourgaliev, «Heat transfer process in reactor vessel lower plenum during a late phase of in-vessel core melt progression», J. Advances in Nuclear Science and Technology, Plenum Publ. Corp., 1998.
- [5] U. Steinberner and H.H. Reineke, «Turbulent buoyancy convection heat transfer with internal

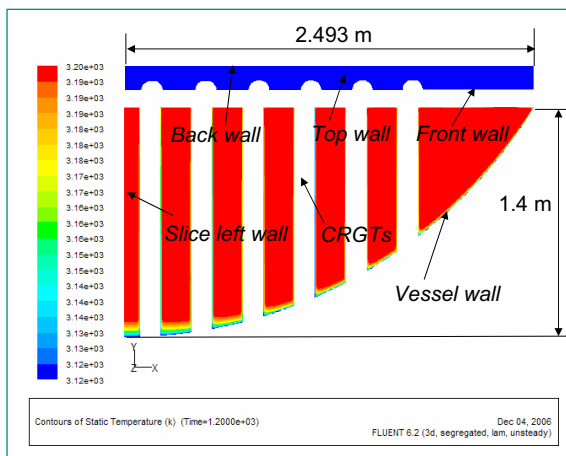


Fig. A-3: Temperature field in a lower plenum slice.

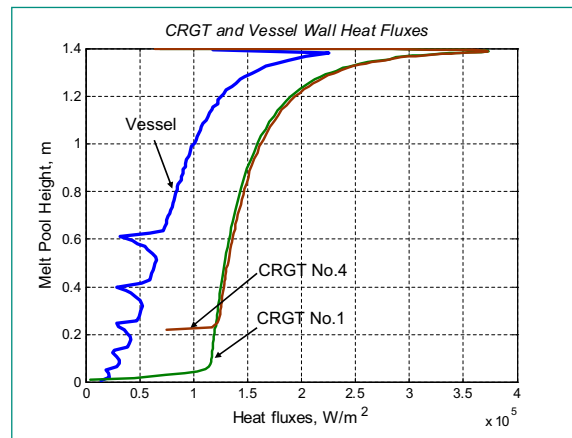


Fig. A-4: CRGT and vessel wall heat fluxes.

heat sources», Proceedings of the 6th Int. Heat Transfer Conference, Toronto, Canada, Vol.2, pp.305–310 (1978).

- [6] *UDF Manual, FLUENT 6.2 Documentation*, Fluent Inc. 2005.
- [7] *F. A. Kulacki and A. A. Emara*, «Steady and transient thermal convection in a fluid layer with uniform volumetric energy sources», *J. Fluid Mech.*, Volume 83, part 2, pp.375 – 395, 1977.
- [8] *F.A. Kulacki and R.J. Goldstein*, «Thermal convection in a horizontal fluid layer with uniform volumetric energy sources», *J. Fluid Mech.* Volume 55, part 2, 271–287 (1972).

Part B: Analysis of Melt Pool Coolability in a BWR Lower Head by Coolant Flow in Control Rod Guide Tubes (CRGTs)

B.I. Introduction

The present study is concerned with progression of a severe core melt accident in a BWR. Of interest here is assessment of corium retention and coolability in the reactor pressure vessel (RPV) lower plenum by means of water supplied through the Control Rod Guide Tube (CRGT) cooling system [1]. The question arose on whether the CRGT cooling as a mitigation measure is sufficient to prevent the RPV failure with subsequent melt discharge.

B.II. Description of Work

The initial objective is to compute and relate thermal loading on the CRGT to critical heat flux (CHF) in them,

while assuming the reactor’s drain lines and instrument guide tubes being plugged to inhibit core melt discharge. An analytical energy-balance model is applied and complemented with a Computational Fluid Dynamics (CFD) study. In both cases, a unit cell (rectangular box surrounding one CRGT and filled with the decay-heating corium) is considered. In a thermally enveloping scenario of in-vessel melt retention the unit contains a quasi-steady-state corium pool isothermally cooled on all boundaries. The analytical treatment uses heat transfer correlations ($Nu_{up} = 0.345 \cdot Ra^{0.233}$; $Nu_{sd} = 1.89 \cdot Ra^{0.19}$; $Nu_{down} = 1.389 \cdot Ra^{0.095}$) obtained previously by Steinberner and Reineke in experiments for volumetrically-heated liquid pools [2]. The validity of these correlations was confirmed in other experiments [3] [4].

The CFD study employs Fluent code to compute turbulent natural convection flow and heat transfer in the unit cell. A fine nodalization was applied to effectively provide large-eddy simulation without an explicit sub-grid scale model [5] [6]. Extensive validation over a relevant range of Rayleigh numbers (10^{11} – 10^{15}) was performed [7].

B.III. Results

At the operational flow rate of 15 kg/(m².s), thermal loadings from the melt pool imposed on the CRGT wall are predicted to be below the CHF for corium pool height up to 0.7m. However, for such low flow rates, uncertainty in CHF prediction is found to be significant. Increase of flow rate to 30 kg/(m².s) and higher in CRGTs increases the coolability range (Fig.B-1). As the

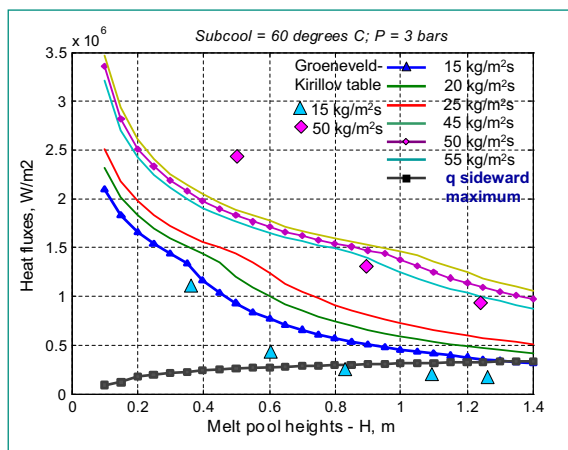


Fig. B-1: Thermal loading on the CRGT (shown as $q_{\text{sideward maximum}}$) and CHF. The dots are based on a CHF lookup table [8]; the curves are calculated by a model [9] for different coolant flow rate.

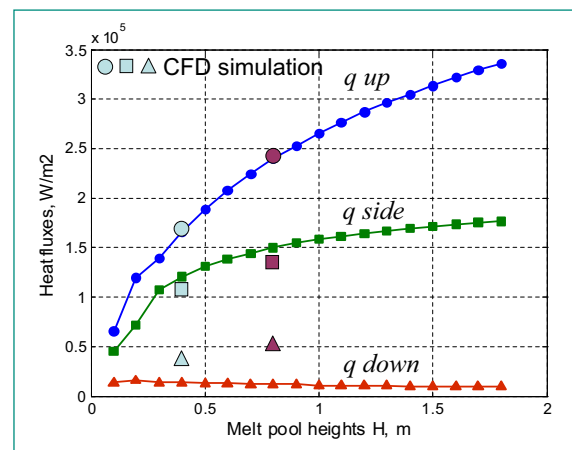


Fig. B-2: Thermal loadings in a unit cell: CFD vs. analytical model.

pool height increased above 1m, the fraction of heat removed through the CRGT reaches 75–80%.

The upward and sideward heat fluxes computed by CFD and analytical model agree well, whereas the surface-averaged downward heat fluxes substantially differ (Fig. B-2). Analysis of the computed results revealed a locally enhanced flux near the cooled CRGT wall (Fig. B-3). This is consistent with the impingement of descending flow related to «low Prandtl number effect», previously reported for corium pools in [10]. Without external cooling, high downward heat fluxes from the corium pool would cause a rapid ablation of the RPV wall. Most importantly, the impingement of flow descending along the vertical CRGT cooled wall is likely to cause local vessel melt-through leading to melt discharge as a film along the ex-vessel part of the control rod driver. Despite of the high cooling capacity of CRGTs and their potential role in delaying the vessel failure, the present study identified downward heat fluxes as the primary threat to the BWR vessel integrity in thermally enveloping scenarios of in-vessel coolability. An external vessel cooling would significantly increase the likelihood of in-vessel retention.

References of Part B

- [1] A. Jasiulevicius, B.R. Sehgal, «COMECO experiments on molten pool coolability enhancement in the BWR lower head with CRGTs», The 10th International Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulic (NURETH-10), Seoul, Korea, October 5-9, 2003.
- [2] U. Steinberger and H.H. Reineke, «Turbulent buoyancy convection heat transfer with internal

heat sources», Proceedings of the 6th Int. Heat Transfer Conference, Toronto, Canada, Vol.2, pp.305 – 310 (1978).

- [3] T.G. Theofanous, S. Angelini, «Natural convection for in-vessel retention at prototypic Rayleigh number», Journal of Nuclear Engineering and Design, v. 200, pp 1–9 (2000).
- [4] T.G. Theofanous, C. Liu, S. Additon, S. Angelini, O. Kymalainen and T. Salmassi, «In-vessel coolability and retention of a core melt», DOE/ID-1046, November 1994.
- [5] R.R. Nourgaliev and T.N. Dinh, «An investigation of turbulence characteristics in an internally heated unstably stratified fluid layer», Journal of Nuclear Engineering and Design, v.178, pp.235-258 (1997).
- [6] T.N. Dinh, Y.Z. Yang, J.P. Tu, R.R. Nourgaliev and T.G. Theofanous, «Rayleigh-Benard natural convection heat transfer: pattern formation, complexity and predictability», Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, paper 4241 (2004).
- [7] F.A. Kulacki and R.J. Goldstein, «Thermal convection in a horizontal fluid layer with uniform volumetric energy sources», J. Fluid Mech. Vol.55, part 2, 271-287 (1972).
- [8] D.C. Groeneveld, L. K. H. Leung, P.L. Kirillov, V.P. Bobkov, I.P. Smogaliev, V.N. Vinogradov, X.C. Huang, E. Royer, «The 1995 look-up table for critical heat flux in tubes», Journal of Nuclear Engineering and Design, V.163, pp. 1–23 (1996).
- [9] Y. Katto, «General features of chf of forced convection boiling in vertical concentric annuli with a uniformly heated rod and zero inlet subcooling», Journal of Heat Mass Transfer, Vol.2, pp. 109-116 (1981).
- [10] R. R. Nourgaliev, T.N. Dinh and B.R. Sehgal, «Effect of fluid prandtl number on heat transfer characteristics in internally heated liquid pools with Rayleigh numbers up to 10^{12} », Journal of Nuclear Engineering and Design, V.169, pp.165-184 (1997).

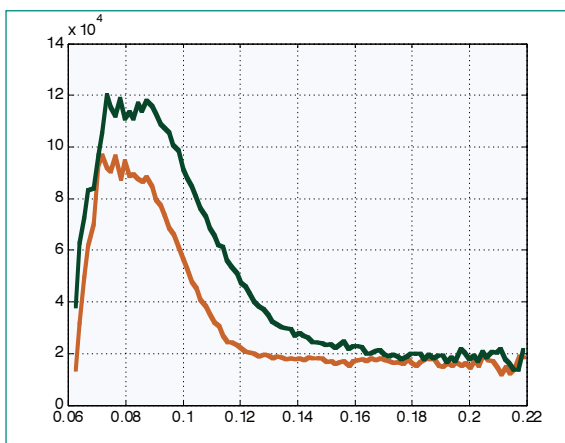


Fig. B-3: Downward heat flux distribution across the CRGT unit cell.

Part C: A Scoping Study of Debris Formation in DEFOR Experimental Facility

C.I. Introduction

The objectives of DEFOR program are addressed in Part D, and not repeated here. It is hoped that studies of DEFOR experiments on melt fragmentation and debris bed formation may provide observations and data to develop a better understanding and tools for prediction of the phenomena. The present study is related to DEFOR-E scoping experiments, whose focus is placed on the test facility commissioning and preliminary study on the influence of (i) water subcooling and pool depth, (ii) melt material composition and superheat, and (iii) two-phase thermo-hydraulics on the debris bed properties (porosity, particle size distribution and morphology) which are related to coolability. More detailed results can be found in [4].

C.II. Experimental Facility and Procedure

The main aim of DEFOR experimental facility is to provide platform of experiments with various simulant materials under different conditions and with variation of governing parameters in wide ranges. The facility design also enables the visualization and measurements of the transient experimental processes.

A schematic view of DEFOR experimental facility is shown in Fig.C-1, mainly composed of the upper section with melt Induction-Furnace (IF), melt delivery funnel, and the lower section with glass/steel walled

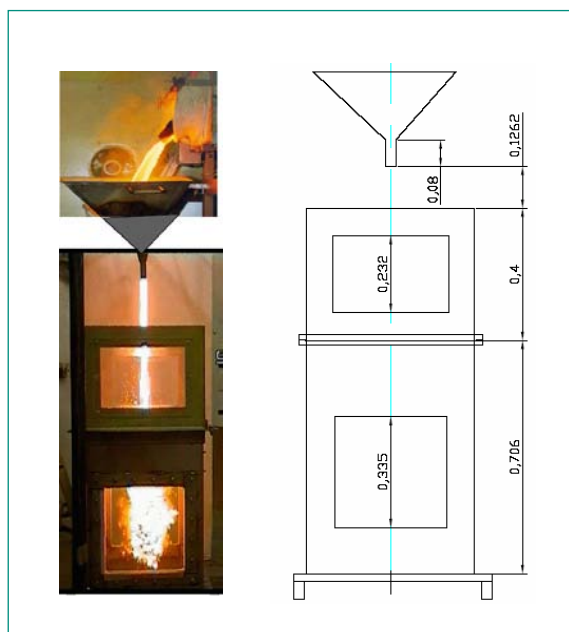


Fig.C-1: DEFOR facility dimensions and illustration.

coolant tank. The melt is generated inside a cylindrical silicon carbide crucible with volume/capacity of 15 liters heated by an induction furnace of medium frequency up to 30 kHz and max power of 45 kW. The liquid melt is delivered to the funnel by tilting the crucible remotely. The delivery funnel consists of an accumulator with a nozzle at the bottom. The jet formed at the nozzle outlet is gravity driven and melt release duration depends on melt volume used and the chosen nozzle outlet diameter. Thermocouples are used to measure the temperature of the melt and debris bed, and video cameras are employed for visual observation of the jet fragmentation process.

Table C-1 lists 7 experiments performed in DEFOR-E scoping experiments. In the first 6 experiments a binary oxide of glass type mixture $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$ was used. The last experiment (exp-7) was performed using a more heavy oxide mixture of ceramic type material $\text{WO}_3\text{-CaO}$.

C.III. Experimental Results

Fig.C-2 shows the photo sequence of the melt pouring and fragmentation process. The results obtained from

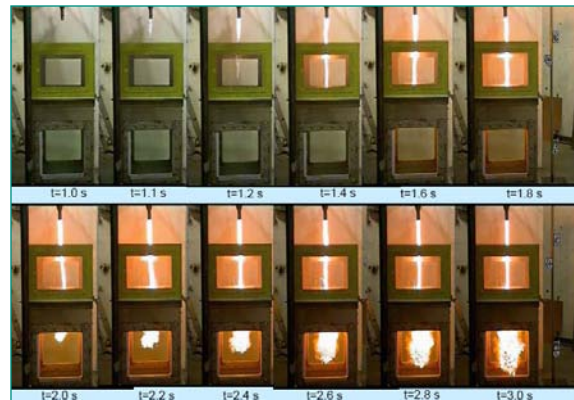


Fig.C-2: Initial melt delivery time sequence.



Fig.C-3: Debris bed in the highly subcooled water.

N°	Parameter/Property		exp-1	exp-2	exp-3	exp-4	exp-5	exp-6	exp-7
1	Melt volume,	liters	3.5	7.0	3.5	3.5	3.5	3.5	2.5
2	Melt initial temperature,	°C	1200	1300	1350	1350	1200	1250	1280
3	Coolant volume,	liters	163	163	163	100	100	163	163
4	Coolant initial temperature,	°C	13	11	85	15	83	88	7
5	Water pool depth,	cm	65	65	65	40	40	65	65
6	Falling height,	cm	60	60	60	60	60	60	60
7	Measured porosity,	%	60	77	74	56	50	68	65

Table C-1: DEFOR experimental conditions and main results.

the experiments showed that the size distribution and morphology of the solidified debris are strongly determined by the coolant temperature. In highly subcooled tests, DEFOR-01, DEFOR-02, DEFOR-04 and DEFOR-07 the jet breaks up into a large number of totally fragmented irregular particles with different sizes and shapes. The debris at the bottom of the water tank forms a heap-like shape bed (Fig.C-3).

The post-test analysis showed that the bed was stratified and was inhomogeneous. The measured averaged porosities in DEFOR-01, DEFOR-02, DEFOR-04 and DEFOR-07 experiments were round 60%, which is similar to that obtained in CCM and FARO tests [1-3]

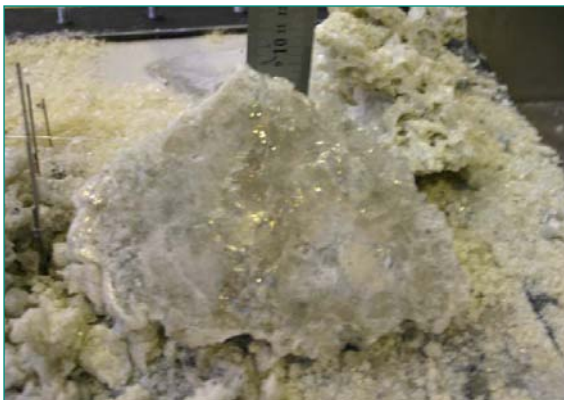


Fig.C-4: Cake formation in DEFOR-05 test.



DEFOR-02 Experiment

In DEFOR-E experiments DEFOR-03, DEFOR-05 and DEFOR-06 with low subcooling of water, we see that the melt breaks into large particles creating big clusters of debris which are smooth, very brittle and often with hollow cavity. Only few small particles are found in the bed. The measured porosity of debris bed in DEFOR-03, DEFOR-05 and DEFOR-06 is also quite high (~65%).

Notably, in DEFOR-05 test with low subcooled water temperature and lower pool depth, a 15-cm wide cake was formed at the bottom of the tank (Fig.C-4). At the same time we see that no cake is formed in highly subcooled DEFOR-04 which has the same water depth and much higher melt super heat.

The melt temperature measured at the centerline nearest to the bottom surface showed that the temperature of the settled debris was higher than Leidenfrost temperature in DEFOR-05 for a 2 minutes period which is much longer than melt discharging time (~10 seconds). The shape, size and packing of debris were found to be significantly affected by the coolant temperature and the melt properties. Major fraction of the small particles was found settled at the bottom and the periphery of the heap-like bed in experiments with highly subcooled water. The larger particles were mainly distributed at the top of the bed (Fig.C-5).

The effect of melt material type and density on the par-

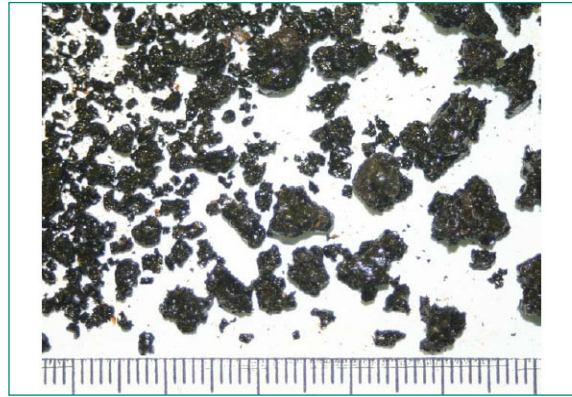


DEFOR-07 Experiment

Fig C-5: Particle distribution in highly subcooled pools



Low dense glass type materials



high dense ceramic type materials

Fig.C-6: Typical morphology of fragments for high dense ceramic type materials.

ticles shapes and sizes in experiments with highly sub-cooled water were investigated. Namely the binary oxide melts were used: glass-type $\text{CaO-B}_2\text{O}_3$ with density 2500 kg/m^3 (DEFOR-01, DEFOR-02 and DEFOR-04) and ceramic-type $\text{WO}_3\text{-CaO}$ with density 6500 kg/m^3 (DEFOR-07). The morphology and sizes of fragments produced in experiments with these two materials was quite different (Fig.C-6). Using of more heavy, ceramic-type material leads to reduction of characteristic sizes of particles, debris looks more like sharp rocks. With the lighter glass-type material, the increasing of particle sizes and more smooth particles surface are observed. In the next series of DEFOR experiments we plan to use ceramic-type materials as better corium simulants.

C.IV. Discussion and Concluding Remarks

The results of DEFOR-E tests generally confirm a conventional view on jet fragmentation, premixing and debris formation processes. Specifically, we observed a strong dependence of debris bed characteristics on water subcooling and pool depth. As the pool depth decreases the debris may reach the bed in a liquid state, rendering an agglomeration and even cake formation. Also, with the decreasing of water subcooling, intense boiling and evaporation was observed, which caused violent mixing in water pool and spreading of melt/debris more uniformly over a larger floor area. Qualitatively, however, the scoping tests were limited by the test section (pool) dimensions so the recirculation flow in the pool was affected by the wall effects.

The DEFOR-E experiments showed that water temperature (subcooling) is one of the most important governing parameters, which has the influence on the jet and particle breakup phenomena, particle sizes distribution, intensity of boiling, heat removal and characteristics of

two-phase flow in debris bed. But the interactions between different physical phenomena during the debris bed formation make it difficult to directly use the DEFOR-E experimental data for prediction of reactor case debris formation processes. That's why we are initiating next series of experiments – DEFOR-S program. The aim of the DEFOR-S program is providing of «Snap-Shot», separate effects experimental study. For this purpose the amount of melt will be reduced to prevent significant increase of coolant temperature during melt poring into the test section pool.

We realize that porosity has the major effect on the coolability of the debris bed. In the coming experiments we will focus our attention on the study of influence of governing parameters on porosity characteristics: (i) local characteristics, which mostly depends on particles geometry i.e. local porosity, pore sizes distribution, morphology of porosity and (ii) macro characteristics, which depends on non-homogeneity and non-isotropy of debris bed formation phenomena i.e. variation of local characteristics on macro scales.

From DEFOR-E study we know that the physico-chemical properties of the melt in addition to the effect of coolant and melt temperatures have the major impact on particles sizes distribution and morphology. The thermal-hydraulic two-phase flow inside porous bed will affect local and macro porosity characteristics.

It is our hypothesis that boiling and steam-water flow will lead to formation of channel-like structures during formation of debris bed. Such channeling of porous debris bed can significantly increase the dry-out heat flux and enhance the coolability of the debris bed. For measurements and quantification of porosity local and macro characteristics as well as channel structures we plan to use 3D computed tomography and porous media inner structure analysis techniques.

To extend the experimental results to reactor scale, a combined approach enclosing experimental, numerical simulation and scaling analysis has to be provided, since (i) the experimental work tasks are to provide the quantification of separate-effect phenomena and to build the database for validation and development of closures for semi-empirical models, (ii) the scaling analysis task is the extension of laboratory data to reactor scales cases, and (iii) the numerical and semi-empirical methods are needed for prediction and quantification of debris bed formation for a given scenario of melt release and pool conditions.

References of Part C

- [1] B. W. Spencer, K. Wang et al, «Fragmentation and quench behaviour of corium melt streams in water», NUREG/CR-6133, ANL-93/32, February 1994.
- [2] D. Magallon, I. Huhtiniemi and H. Hohmann, «Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments», Nuclear Engineering and Design, 189: 223-238 (1999).
- [3] D. Magallon, I. Huhtiniemi, «Corium melt quenching tests at low pressure and subcooling water in FARO», Nuclear Engineering and Design, 204: 369-376 (2001).
- [4] A. Karbojian, W. M. Ma, P. Kudinov, M. Davydov and T. N. Dinh, «A scoping study of debris formation in DEFOR experimental facility», The 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10472, Nagoya, Japan, April 22-26, 2007.

Part D: A Study on Ex-Vessel Debris Formation in a LWR Severe Accident

D.I. Introduction

D.I.1 Why to Study Debris Formation in a Severe Accident?

In a hypothetical severe accident in a BWR (with core melting, reactor pressure vessel (RPV) failure and subsequent melt discharge to the ex-vessel cavity [1]), long-term coolability of decay-heated core debris and its potential attack on the concrete basemat present a credible threat to the plant's containment integrity. In addressing this challenge, BWR plants in Sweden and Finland adopt cavity flooding as a cornerstone of their severe accident management scheme. Specifically, corium

ejected to a highly-subcooled (~80-90K), deep (7–11 m) water pool is expected to fragment, solidify, quench, settle and form a coolable debris bed. The cooling of the debris bed is provided by heat transfer to, and evaporation of, water that ingresses into the porous bed interior from its top or side, with steam generated escaping upwards. The case for coolability of so-formed debris beds is, however, contingent upon a number of parameters, including bed's height, bed porosity and decay heat level among others.

Using existing data and models for porous bed dryout heat flux, it was shown that the bed coolability may be challenged in various reactor accident scenarios.

Strangely it might seem, while a large number of studies, both computational and experimental, exist on molten fuel-coolant interactions (e.g. jet breakup, melt droplet fragmentation, premixing) very little data and virtually no significant insights were found in the literature on the process of debris bed formation itself. Previous studies of fuel-coolant interactions (FCI) indeed narrowly focused on steam explosion as an imminent threat to the reactor vessel and containment integrity. Even when size distribution of melt fragments was measured by sieving debris beds formed in the FCI experiments, the data were obtained with an objective to help determine melt's interfacial area (needed for heat transfer calculation in pre-mixing), whereas settling and packaging of the debris fragments into a bottom bed were largely overlooked.

The present study aims precisely to fill the above-mentioned gap in contemporary knowledge of severe accident phenomenology. Most importantly, we are motivated by a realization that scattered evidences from previous experiments, both at KTH and elsewhere, readily indicate that in prototypic reactor scenarios, porosity of the ex-vessel debris bed can reach as high as 60%, or even 70%, whereas compact packaging of particles from a batch with a prototypic size distribution renders a porosity of mere 30–35%. Furthermore, results of scoping experiments and analyses in the DEFOR exploratory (DEFOR-E) program at KTH strongly suggest that porous beds formed from a fragmented high-temperature debris is far from homogeneous [2]. Both high porosity and heterogeneity are central to the bed's enhanced dryout heat flux and therefore improved coolability. Consequently, a basic understanding of phenomena that govern debris packaging and bed characteristics is paramount to a reliable prediction of debris bed coolability in reactor accidents.

D.1.2 Scenario and Phenomenological Feedback

Complexity of the process of debris bed formation is in the feedback interplay of particles formation, sedimentation phenomena and debris bed formation, coolability correspondent phenomena. Particles formation and sedimentation phenomena have direct influence on debris bed formation because the pre-settlement particle temperature and particle size distribution define initial conditions for debris packing. Feedback of debris bed thermal-hydraulics on particles formation, sedimentation, settlement and packing depends primarily on vapor production rate inside the debris bed. Mass flow rate of upstream of hot water/steam is directly proportional to the depth of debris bed and volumetric decay heating. If debris bed is tall enough then it can produce significant amount of steam and change local coolant state.

Qualitatively the details of falling particle – debris bed interrelationship depend on scenario of corium release. From the point of view of debris bed formation, the duration and regime of melt release are the main factors which define characteristic conditions of melt release scenario. The time and regime (coherent jet or dripping) of melt release are the functions of total mass of molten corium and overpressure in the lower plenum, size and shape of vessel rupture. If the duration of corium release from RPV is big enough (due to small size of the vessel failure site, and subsequent low mass flow rate of melt release) for formation of a substantial part of debris bed and establishing global circulation in the pool then we have scenario when new portions of corium is falling into pool with a readily formed and vapor-producing debris bed. For latter portions of the released corium the local coolant conditions can be changed from high subcooled to saturation and even bubbly flow due to decay heating in the debris bed. If the duration of corium release is relatively short (due to a large rupture and/or high melt discharge velocity) and comparable with particle sedimentation time then there is not enough time for the formation of debris bed and consequently for the changes in coolant state due to decay heating and upstream hot water/steam flow from debris bed. But in the last scenario more significant changes in the local coolant state can be achieved due to heat transfer in the dense cloud of falling particles. Higher volume fraction of falling melt debris and consequently higher volumetric heat flux from the falling melt to the surrounding coolant can lead to higher rate of evaporation and voiding in the vicinity of falling debris.

D.1.3 Related Experimental Evidences

Several studies on jet fragmentation under molten fuel-coolant interaction (MFCI) conditions have been performed in the past using simulant materials as well as prototypic corium as described in the experimental programs CCM [3], KROTOS [4],[5], FARO [6],[7], TROI [8], COTELS [9] and in experimental works performed at NPS-KTH by Haraldson et al [10],[11]. In several FARO experiments relevant to ex-vessel MFCI, a cake was found to form at the bottom of the water tank and in other experiment the particles were found to heavily agglomerate. It was also found in FARO experiment (L.31) [12] that there is a stratification of particles with different sizes in different layers of the bed: larger particles at the bottom, smaller on the top. In KROTOS experiments [5] with steam explosion very fine particles were produced and it was suggested that in the aftermath of an explosion, small particles settled atop of a debris bed may cause reduction of dryout heat flux.

Relatively high porosity (53% ... 76%) of debris bed obtained as a result of pouring of melt into water pool was obtained in the previous studies (CCM [2] and FARO [6],[7]) as well as in the last series of DEFOR-E program [1]. In the contrary, random compact packing of the same particles would render a porosity of ~35%. The significantly higher porosity observed in melt experiments may be related to certain order and self organization phenomena in debris packing and formation. The example of influence of order in particulate bed on porosity of the bed can even be found in packing of equal diameter spheres. Random packaging porosity is about 38%. By introducing the order we can obtain 26% porosity for rhombohedral packing and 48% porosity for cubic packing. In DEFOR situation, phenomenological feedback may have been responsible for the ordering and self organization. This hypothesis motivates us to pay a close attention to feedback phenomena.

The results of DEFOR-E tests [2] generally confirm a conventional view on jet fragmentation, premixing and debris formation processes. Specifically, we observed a strong dependence of debris bed characteristics on water subcooling and pool depth. As the pool depth decreases the debris may reach the bed in a liquid state, rendering an agglomeration and even cake formation. Also, with the decreasing of water subcooling, intense boiling and evaporation was observed, which caused violent mixing in water pool and spreading of melt/debris more uniformly over a larger floor area. Qualitatively, however, the scoping tests were limited by the test sec-

tion (pool) dimensions so the recirculation flow in the pool was affected by the wall effects [2].

D.1.4 Objectives of the Present Study

The DEFOR-E experiments showed that water temperature (subcooling) is one of the most important governing parameters, which has the influence on the jet and particle breakup phenomena, particle sizes distribution, intensity of boiling, heat removal and characteristics of two-phase flow in debris bed. But complex interactions between different physical phenomena during the debris bed formation make it difficult to extrapolate results of the DEFOR-E and similar integral experiments to reactor scenarios. A new DEFOR-S program was therefore initiated with an objective to obtain data on debris packing and formation under well-defined debris settlement conditions. Within the DEFOR-S program, «Snap-Shot» runs will be carried out to systematically examine different separate effects. Toward this objective, the melt amount used in a test will be reduced to prevent significant increase of coolant temperature and coolant convection during melt poring into the test section pool.

The aim of the present study is to develop methodological basis for DEFOR-S experiments that ensures relevancy of separate effect experimental results to the correspondent prototypic reactor conditions.

D.II. Phenomena in Debris Bed Formation

A self-explanatory schematic of multiphase processes involved in debris bed formation is depicted on Fig.D-1. Remarkably, one can recognize the «usual suspects», which have been studied over decades in severe accident research [1], namely molten fuel-coolant interactions (MFCI) and debris bed coolability (DBC). The debris bed formation appears an in-between step, which therefore is affected by both MFCI and DBC. The phenomena and their feedback are summarized in Fig.D-1 and Fig.D-2.

Based on extensive data, knowledge and insights available from previous studies on MFCI and DBC, one can qualitatively discuss relevant phenomena. Here we limit to highlight aspects which are of particular importance to debris formation.

First, we note that for debris packing prediction, not only averaged particle size but the full particle size distribution is of importance. Both phenomena of jet breakup and sequential droplet fragmentation, in competition with melt solidification (crust formation) at high surface temperature (radiation flux) are known to control the debris size. However, in difference to MFCI analysis, we expect that shape of the debris fragments (some time representing very complex morphology) may greatly affect the debris settlement and packing. Furthermore, whereas in MFCI one is primarily interested in parameters of melt droplets and particles in a pre-

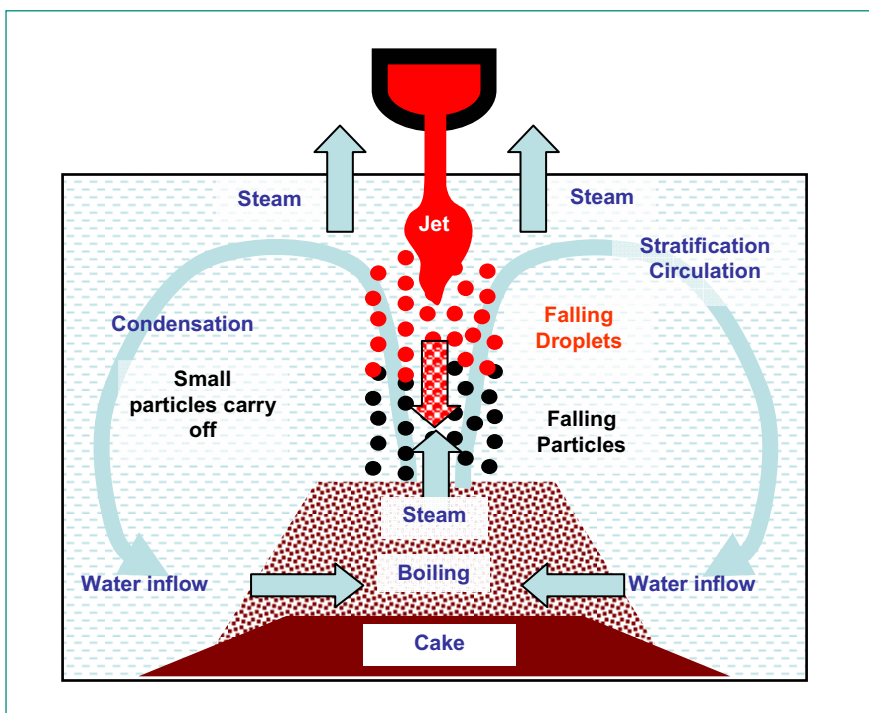


Fig.D-1: Phenomena that govern the debris formation.

mixing zone, for debris formation the whole debris life is relevant. For brittle materials, solidified particles may also fragment at a later stage of sedimentation and packing, that further complicates the quantification of the effect of debris size on debris formation.

Second, and as a consequence of significantly different dynamics of fragments of different sizes, for debris formation one would have to follow separate groups of particles. Notably, in many FCI codes, the small particles and solidified debris are allowed to be «merged» with water since such particles do not participate in the explosion process. For debris formation, small particles must also end up in the debris bed, although they do levitate longer in the pool flow, cooled down and easier to be carried to peripheral regions of the cavity.

Third, given a rather well-known physical picture of MFCI and thermal-hydraulics in debris beds, their interactions are expected to give rise to new behavior. For example, steam production in the decay-heated debris bed promotes two-phase recirculation in the cavity and increases voiding in the pre-mixing zone. The significance of this effect depends on the pool subcooling, the bed power, the distance between the bed upper envelope and the premixing (jet breakup) zone. Another example of feedback is that the pre-mixing zone causes coolant voiding above the debris bed, promoting the pool overall two-phase natural circulation and hence enhancing coolability of the bottom debris bed.

D.III. Concluding Remarks

As practiced in severe accident research, a combination of simulant and/or small-scale experiments, numerical simulation and scaling analysis is necessary to pave way toward understanding reactor-scale phenomena. The experiments can be both either integral or separate-effect. The latter provides a basis for development and validation of closures for semi-empirical models. With respect to debris formation, numerical models for multiphase thermo-hydraulics in the pool and in the debris bed exist and they can be applied for parametric study of processes of importance to debris bed formation. However, no credible models, not to mention a reliable simulation method, exist to describe process of debris settlement, packing and debris bed porosity formation. Analysis of interrelationships of physical processes involved in debris bed formation during a severe accident in BWR shows that, due to strong feedback between falling debris, coolant and debris bed itself, experimental simulation of the integrated process is not practical within technical constraints and capabilities of small scale laboratory experiments.

For the prediction of prototypic bed properties and consequently coolability of debris bed in reactor scenarios, a combined simulation/experimental approach is a must. A program of critical «snap-shot» experiments named DEFOR-S was defined to enable parametric investigation of debris formation [13]. The role of the snapshot experiments is to obtain data under rather

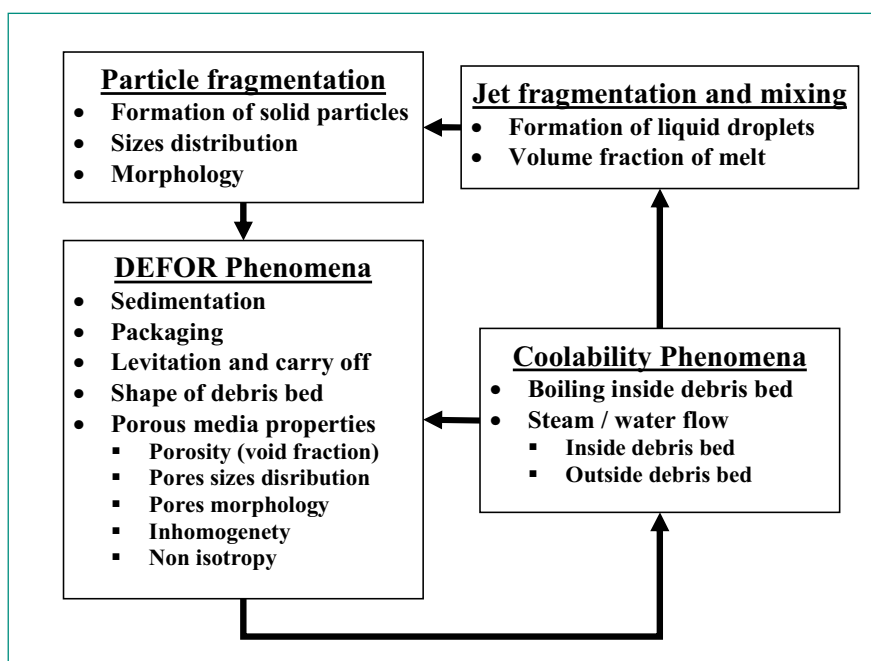


Fig.D-2: Debris bed formation phenomena feedback.

well-defined conditions for use in the development of phenomenological models of debris packing. In near term, the DEFOR-S experiments focus on simulation and study of the influence of steam/water flow inside debris bed and pre-settlement temperature of particles. Based on evaluation of prototypic reactor values of key parameters and scales and taking into account laboratory capability and practical constraints, we formulate a set of technical requirements for «snap-shot» separate effect experimental program. The DEFOR-S program technical preparation and execution are currently underway and its results will be presented in a forthcoming paper.

References of Part D

- [1] *T. Okkonen, T. N. Dinh, V. A. Bui, B. R. Sehgal*, «Quantification of the ex-vessel severe accident risks for the Swedish boiling water reactors» SKI Report 95:76, (1995).
- [2] *A. Karbojian; W. M. Ma; P. Kudinov; M. Davydov; and T. N. Dinh*, «A scoping study of debris bed formation in DEFOR experimental facility», submitted to 15th International Conference on Nuclear Engineering. Nagoya, Japan, April 22-26, (2007)
- [3] *B. W. Spencer, K. Wang et al*, «Fragmentation and quench behaviour of corium melt streams in water», NUREG/CR-6133, ANL-93/32, February (1994).
- [4] *I. Huhtiniemi, D. Magallon and H. Hohmann*, «Results of recent KROTOS FCI tests: Alumina vs. corium melts», Proc. of OECD/CSNI Specialists Meeting on Fuel-Coolant Interactions, Tokai-Mura, Japan, May p.19-21, (1997).
- [5] *I. Huhtiniemi, D. Magallon*, «Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS», Proc. of the 9th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, USA, October 3-8, (1999).
- [6] *D. Magallon, I. Huhtiniemi and H. Hohmann*, «Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments», Nuclear Engineering and Design, 189: p.223-238 (1999).
- [7] *D. Magallon, I. Huhtiniemi*, «Corium melt quenching tests at low pressure and subcooling water in FARO», Nuclear Engineering and Design, 204: p.369-376 (2001).
- [8] *J. H. Song, S. W. Hong et al.*, «Insights from the recent steam explosion experiments in TROI», J. Nuclear Science and Technology, 40 (10): p.783-795 (2003).

- [9] *M. Kato, H. Nagasaka et al*, «Fuel coolant interaction tests under ex-vessel conditions», Proc. of the OECD workshop on ex-vessel debris coolability. Karlsruhe, Germany, (1999).
- [10] *H.Ó. Haraldsson, H.X. Li, T.N. Dinh, J.A. Green and B.R. Sehgal*, «Hydrodynamic fragmentation of molten metal jet in water: Effect of melt solidification and coolant voiding», Twelfth Proceeding of Nuclear Thermal Hydraulics, American Nuclear Society (ANS), New Mexico, USA, October p.16-20, (1995).
- [11] *H.Ó. Haraldsson, and B.R. Sehgal*, «Effect of sub-cooled liquid coolant on particle size generated during fuel coolant interactions», The Ninth International Conference on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, San Francisco, California, USA, October p.3-8, (1999).
- [12] *I. Huhtiniemi, D. Magallon*, «Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS», Proc. Of the 9th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, USA, October p.3-8, (1999).
- [13] *P. Kudinov, A. Karbojian, W.M. MA, M. Davydov and T.N. Dinh*, «A study of ex-vessel debris formation in a LWR severe accident», International Conference on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP-2007, Nice, France, May 13-18, 2007

Part E: Coolability of a Bottom-Fed Debris Bed

E.I. Introduction

Since coolability of corium debris beds is of paramount importance to the stabilization and termination of a severe accident, debris bed coolability has been studied over the years. In the past, study of debris bed coolability was focused on top-flooding scenarios, which manifest situations when side and bottom coolant injection are assumed to be negligible or absent, for example when corium debris is spread evenly over the cavity floor. Numerous analytical and experimental investigations were concerned with understanding and prediction of the dryout heat flux (DHF) which is the maximum heat flux that can be removed from a debris bed by the coolant inflow. For a uniform debris bed packed by spherical particles, the dryout heat flux can be determined by counter-current flow limit (CCFL) and predicted, with a fair accuracy, by analytical models of Lipinski type and its variations [2-3].

Given reactor scenarios with formation of deep beds or fine beds with either small particles or low porosity, the existing models predict that the top-flooding is insufficient to remove decay heat released in such debris beds. This perception has motivated further search for additional means to enhance debris bed coolability, eventually benefiting reactor safety performance.

In prototypic reactor scenarios, the debris beds formed from fuel-coolant-interaction (FCI) are more likely to have a heap-like shape (see Fig.E-1), which allows coolant ingress from the sides as well as from the top, thus improving coolability of the bed's peripheral region. In preferable cases, it was suggested that the bed coolability can be further enhanced by providing coolant bottom feeding. In such a situation, the coolant will heat-up and boil due to the heat transfer from the decay-heated debris. The porous bed is therefore filled with two-phase mixture, whose density is significantly lower than the water density. Consequently, a gravity head difference between the liquid outside the bed and the two-phase mixture inside the bed will drive the coolant into the bed interior, forming a natural circulation loop, as shown in Fig.E-1. This cooling scheme is called Natural Circulation Driven Coolability (NCDC). In practice, coolant inflow through the bed's bottom, can be facilitated by means of a retrofit device (downcomer, distributor embedded on cavity floor) or a «wet» core catcher in new designs, or even «naturally» by a porous decay-heat-free bottom layer, formed as a result of earlier discharge of metallic melt (e.g. steel). Motivated to enhance the coolability of debris bed, several experimental investigations were conducted for bottom-fed debris beds, including bottom forced injection and downcomer installation [1,4-6]. However, the physical picture remains fragmentary, rendering questions in applicability of the experimental results to plant conditions. There is a clear need for analytical work which would bridge experiments to understanding of processes in NCDC and their safety implications. The present study employs an analytical approach to calculate characteristics of two-phase thermal-hydraulics in porous media. Verification of the model is performed against POMECO data. The friction law (Lockhart-Martinelli correlations) employed in the present model was also validated against data from packed-bed reactors and micro-channels found in the literature [7]. Thus, we believe the model prediction can give insights for debris bed coolability with an acceptable error. We then use the model to evaluate efficacy of natural circulation driven coolability (NCDC) of debris beds formed ex-vessel in hypothetical severe accident scenarios of a BWR.

tion and downcomer installation [1,4-6]. However, the physical picture remains fragmentary, rendering questions in applicability of the experimental results to plant conditions. There is a clear need for analytical work which would bridge experiments to understanding of processes in NCDC and their safety implications.

The present study employs an analytical approach to calculate characteristics of two-phase thermal-hydraulics in porous media. Verification of the model is performed against POMECO data. The friction law (Lockhart-Martinelli correlations) employed in the present model was also validated against data from packed-bed reactors and micro-channels found in the literature [7]. Thus, we believe the model prediction can give insights for debris bed coolability with an acceptable error. We then use the model to evaluate efficacy of natural circulation driven coolability (NCDC) of debris beds formed ex-vessel in hypothetical severe accident scenarios of a BWR.

E.II. Analytical Model

Although there exist numerous tools for description and prediction of two-phase flow in porous media, including multi-dimensional codes, in this study we choose to develop and apply a simple and robust semi-analytical 1D treatment, which enables us to effectively perform parametric study of debris bed coolability over a broad range of conditions.

Notably, two-dimensional simulation of debris bed flow presented in our study in the paper [8] shows that coolant flow in bottom-fed debris bed is indeed dominantly one-dimensional with negligible radial velocity component.

The governing equations for coolant flow in the debris

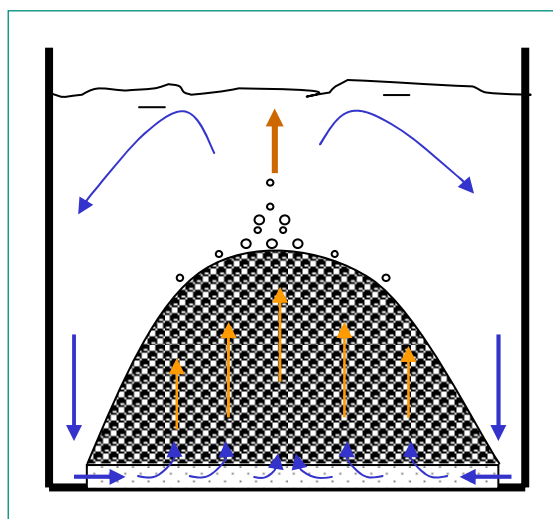


Fig.E-1: Debris bed with coolant bottom-fed

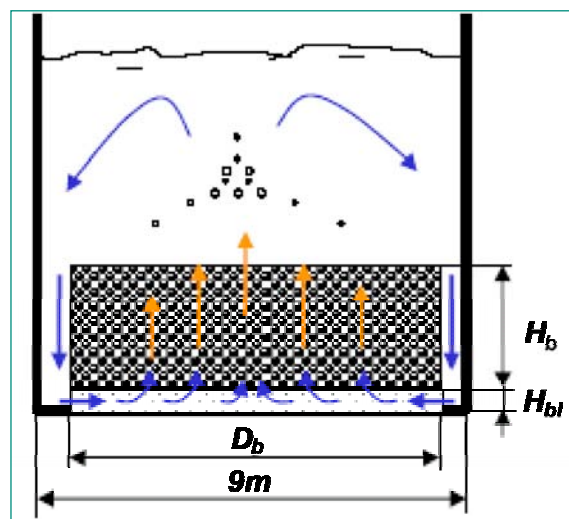


Fig.E-2: Schematic of an simplified ex-vessel debris bed with coolant bottom-fed.

bed are derived from mass, energy and momentum balance. The detailed description of the equations can be found in [9]. We apply the well-known Lockhart-Martinelli approach [10] for two-phase flow frictional pressure drop:

$$\frac{dp_f}{dz} = \left(\frac{dp}{dz} \right)_l \cdot \phi_l^2 = \left(\frac{dp}{dz} \right)_v \cdot \phi_v^2 \quad (\text{E-1})$$

where $\left(\frac{dp}{dz} \right)_l$ and $\left(\frac{dp}{dz} \right)_v$ are single-phase pressure gradients of liquid and vapor, respectively, which are calculated by the Ergun's equation [11]. The liquid Martinelli multiplier ϕ_l^2 is defined as

$$\phi_l^2 = 1 + \frac{C}{X} + \frac{1}{X^2} \quad (\text{E-2})$$

where C is a constant determined by experimental data, and X is Martinelli parameter [10]. For isothermal two-phase flow, constant C is determined for different flow regimes [10]. For boiling two-phase flow in a channel, Martinelli-Nelson suggested using one value for all turbulent regimes (i.e. C=20).

E.III. Results and Analysis

E.III.1 Model Verification

Lockhart-Martinelli approach was developed for two-phase flow in pipes. In chemical and process engineering, the approach has also been used to analyze tricked bed reactors (downward flow) and flooded-bed reactors (upward flow) [7]. For example, Larachi et al [7] compared the prediction of the approach with 3400 experimental data points obtained from various packed beds flooded by different liquid and gas, and found an acceptable agreement. However, for a lower flow velocity range which is the case for the NCDC, the prediction appears to underestimate the flow resistance. In addition, coolant boiling due to the bed internal heating may increase resistance in corium debris beds.

The advantage of Lockhart-Martinelli approach is convenient to use in design analysis with an acceptable accuracy. The method is also easy to validate and adjust by using experimental data and choosing appropriate value for constant C in Eq.E-2.

In the present work, we chose the data of a particle bed in a POMECO test [1] to determine the C value. The bed is composed of sands with mean particle size of 1mm. The bed porosity of 0.36 was measured. Electric heaters were uniformly embedded in the bed to provide inter-

nal heating. The particle bed is sitting on a perforated plate which is 50mm above the water pool bottom. A pipe with 50mm inside diameter is placed in the middle of the debris bed to serve as a downcomer of water flow.

If C=30, the predicted dryout heat flux in the bed is around 351 kW/m² which is comparable with value of 331 kW/m² measured in the experiment. Notably, the result of this 1D model coincides with that calculated by the WABE-2D code [8].

E.III.2 Reactor Application

Hereafter the model is applied to the coolability analysis of ex-vessel debris beds formed in hypothetical severe accident scenarios of a boiling BWR which has thermal power of 2500 MW and the cavity diameter of 9 m (see Fig.C-2). It is assumed that the maximum mass of an ex-vessel corium debris bed is about 180 tons, with the average corium density of 7660 kg/m³.

The dryout heat flux is fixed for a top-flooding bed with the known particle size and porosity, since the capability of decay heat removal is only related to the top surface area of a bed. However, for a bottom-fed bed, the decay heat removal also depends on the bed height as well as surface area. Thus, heat density (heat per unit volume) will be used in the following study. The critical heat density when dryout occurs is called dryout heat density (DHD) accordingly. For uniformly heated beds, DHD is related to the widely-used dryout heat flux (DHF) as DHF = DHD · H_b, where H_b is the height of the decay-heated debris bed.

In total, 5 cases were analyzed to investigate the effect of different debris bed characteristics and flow resistance correlation on the coolability (dryout heat density). In all cases, the debris mass and density are taken the same as 180 tons and 7660 kg/m³. The decay-heat-free bottom layer is assumed to have the thickness of 0.1 m in all cases. Case 7 involves subcooled water at atmospheric pressure, whereas all other cases have the saturated water pool at atmospheric pressure.

Case 1 has a debris bed spreading over 8.5 m diameter, so that there is a 0.25 m gap between the cavity wall and the bed, which serves as a downcomer in the NCDC configuration. The particle size dp and porosity e are 3 mm and 0.4, respectively. When increasing heat load in the bed, the exit vapor quality will also increase [9], but the temperature remains at saturation prior to dryout. In this case, the dryout (maximum vapor quality x=1) occurs at heat density of 3.15 MW/m³, at which the temperature excursion occurs. This dryout heat

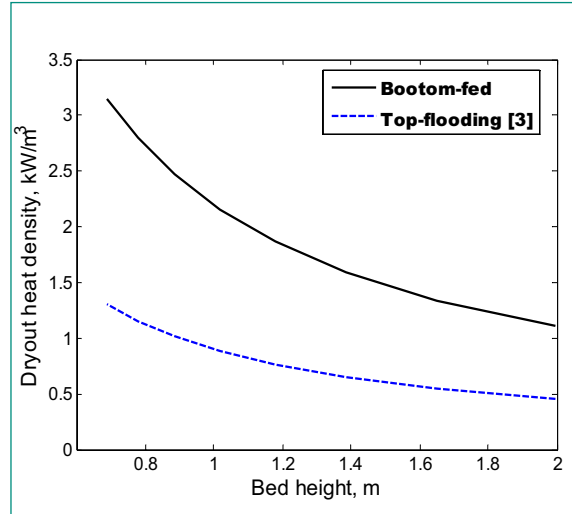
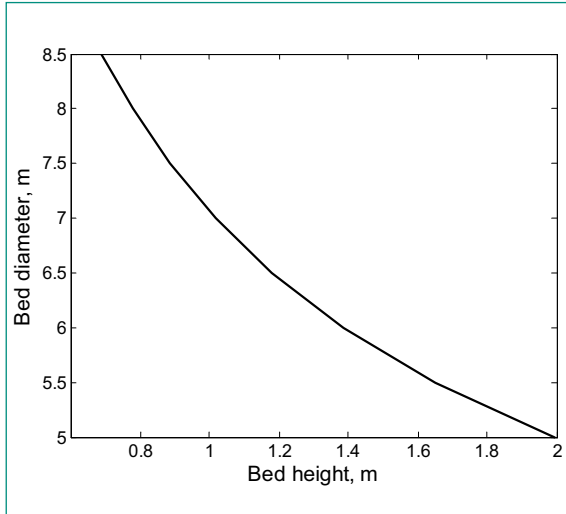


Fig.E-3: Bed diameter and dryout heat density as function of bed height.

density is much higher than 1.3 MW/m^3 of a top-flooding bed predicted by Reed's model [1].

Case 2 is to investigate the effect of debris bed height on the coolability, when keeping the bed mass, porosity and particle size fixed. In this case, the bed diameter decreases with increasing height (Fig.E-3a). From Fig.E-3b, it can be seen that dryout heat density of a bottom-fed bed is much higher than that of a top-flooding bed, even for a deep debris bed. If the bed height is 2 meter, for instance, the DHD of top-flooding bed is only 0.45 MW/m^3 , whereas the DHD of bottom-fed bed is 1.11 MW/m^3 . It is observed that when the bed height increases from 0.69 m to 2 m, the DHD increases by the factor from 141% to 146% in comparison with top-flooding bed.

In Case 3, the effect of the bed porosity on the dryout heat density is investigated (see Fig.E-4). When the par-

ticle diameter is kept unchanged ($d_p=3 \text{ mm}$), the dryout heat density will increase with the increase of porosity, which is similar behavior in a top-flooding bed. In the bottom-fed beds, the gain of dryout heat density under an increased porosity appears more significant than that in top-flooding beds. It appears that the DHD increases by the factor from 100% to 160% in comparison with top-flooding bed, when the porosity increases from 25% to 65%.

The particle size also significantly affects the coolability of debris bed. As shown in Fig.E-5 (for Case 4), the particle diameter on the dryout heat density is found to have a similar influence as bed porosity. When the porosity is fixed ($e=0.4$), the dryout heat density will increase as the particle diameter increases. For the bottom-fed beds, the influence of particle size is profound. It appears that the DHD increases by the factor from

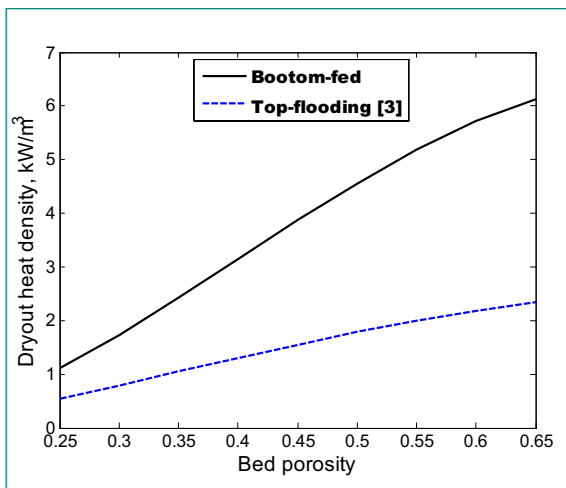


Fig.E-4: Dryout heat density variation with bed porosity.

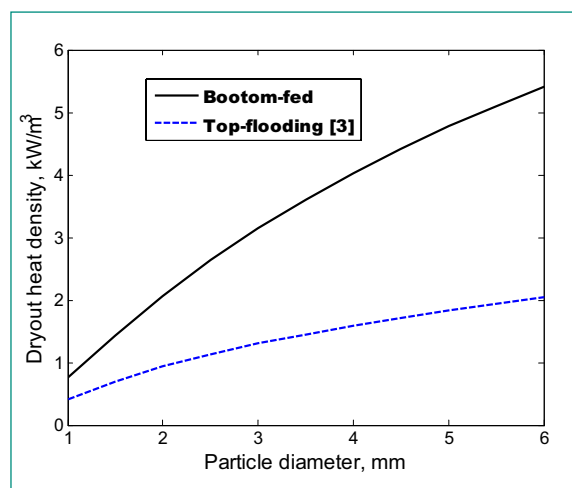


Fig.E-5: Dryout heat density variation with particle size.

82% to 165% in comparison with top-flooding bed, when the particle size increases from 1mm to 6mm.

In Case 5, we examine a stratified bed with coolant bottom feeding. The debris bed in Case 5 is comprised of 0.3m-thick layer with 1mm particles sit atop of a 0.39m thick layer with 3mm particles. The dryout heat density of the bed is 1.22kW/m³ by prediction, which is much lower than that of Case 1 which has the same particle size in the lower layer. However, the DHD in bottom-fed beds is almost twice larger than that of the top-fed bed. Clearly, the NCDC fosters an enhancement also in stratified beds.

In the present study we use a bigger value for C (C=30) in Eq.E-2 than the «classical» value used in Martinelli-Nilsson correlation (C=20) for two-phase flow in pipes. Our choice is based on benchmarking the model against POMECO test data and the WABE code calculation. To quantify the sensitivity of this choice, we examine the effect of C value on the predicted dryout heat density [9]. It is shown that the dryout heat density is reduced by a mere 12% when the C value increases from 20 to 30. Such a discrepancy is well within the acceptable range of uncertainty considered for this type of study.

E.IV. Conclusions

An analytical model was developed, validated and used to compute characteristics of two-phase thermal-hydraulics in the debris beds. The model makes use of the Lockhart-Martinelli approach for calculation of two-phase flow resistance in porous media. The approach is very convenient to represent and analyze different experimental configurations and device designs. The model used is validated against the POMECO experimental data and the WABE code result.

We use the developed model to investigate Natural-Circulation-Driven-Coolability (NCDC) of debris beds with coolant bottom-feeding. The coolability enhancement is quantified through the evaluation of the bed's dryout heat density, in comparison with the dryout heat flux predicted by Reed's model [1] for top-flooding beds. From the analysis of ex-vessel debris bed coolability, the following conclusions can be drawn:

The coolant bottom-fed is proved to be an effective avenue to enhance debris bed coolability. For instance, the dryout heat density with the NCDC is 140% higher than that of top-flooding bed, if the bed has 40% porosity, 3mm particle size and a high-porosity decay-heat-free bottom layer.

- The comparative enhancement of the dryout heat density in the NCDC increases with the increase of bed porosity and particle size.
- For a stratified bed with a fine particle layer sitting atop another debris layer, the dryout heat flux is also elevated due to the NCDC. The coolability enhancement is up to 100%.
- Water subcooling helps increase the dryout heat density, but the effect is counter-acted also by the reduced driving head due to steam condensation above the bed and decreases with the pool heatup in long term.
- Given a decay-heat-free bottom layer with the same porosity and particle size as the main debris bed, the dryout heat density remains higher than that of the top-flooding bed. The coolability enhancement is up to 100%.
- In general, the dryout heat density is predicted to increase by a factor of 80% to 160% due to NCDC, depending on bed configuration and characteristics.

References of Part E

- [1] *M. J. Konovalikhin*, «Investigations on melt spreading and coolability in a LWR severe accident», Ph. D thesis of Royal Institute of Technology, Stockholm, November 2001.
- [2] *R.J. Lipinski*, «A coolability model for post-accident nuclear reactor debris», Nuclear Technology, 65: 53-66 (1984).
- [3] *A.W. Reed*, «The effect of channeling on the dryout of heated particulate beds immersed in a liquid pool», PhD thesis of Massachusetts Institute of Technology, Feb. 1982.
- [4] *K.H. Bang et al*, «Enhancement of dryout heat flux in a debris bed by forced coolability flow from below», Proc. of NURETH-11, Avignon, France, Oct. 2-6, 2005.
- [5] *G. Hofmann*, «On the location and mechanisms of dryout in top-fed and bottom-fed particulate beds», Nuclear Technology, Vol. 65 (1984).
- [6] *M. Miscevic et al.*, «Experiments on flows, boiling and heat transfer in porous media: Emphasis on bottom injection», Nuclear Engineering and Design, 236: 2084–2103 (2006).
- [7] *F. Larachi et al.*, «Two-phase frictional pressure drop in flooded-bed reactors: A state-of-the-art correlation», Chem. Eng. Technol. Chem. Eng. Technol. 21(11): 888-893 (1998).

- [8] *W.M. Ma, M. Buck, M. Bürger and T.N. Dinh*, «Analysis of inhomogeneity effect on debris bed coolability», Proc. of the 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10472, Nagoya, Japan, April 22-26, 2007.
- [9] *W.M. Ma and T.N. Dinh*, «Coolability analysis of bottom-fed debris beds in severe accidents», The 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10472, Nagoya, Japan, April 22–26, 2007.
- [10] *G.B. Wallis*, *One-dimensional two-phase flow*: McGraw-Hill, 1969.
- [11] *S. Ergun*, «Fluid Flow through Packed Columns», *Chemical Engineering Progress*, 48 (2): 89-94 (1952).

Part F: Analysis of the Effect of Debris Bed Inhomogeneity on its Coolability

F.I. Introduction

It is noted that previous analyses of debris bed coolability in a reactor accident have largely assumed that debris beds are homogeneous and uniformly spread over the pool bottom. Characteristics of such a homogeneous bed include a volume-averaged porosity and mean particle diameter (traditionally taken from a particle sizes distribution obtained in FCI tests through a sieving technique). Thus, neither the prototypic bed's porosity nor its interior structure (e.g. pore size distribution) has been accurately reproduced in the previous experimental and analytical studies. In our view, bed characteristics and its coolability are affected, to a significant extent, by (i) intense boiling on high-temperature corium fragments on debris packing during bed formation, (ii) bed inhomogeneity, (iii) history effect of bed formation on bed cooling dynamics (quenching), (iv) bed's three-dimensionality, and (v) heat source distribution.

In this work, we focus on the potential impact of bed inhomogeneity on debris coolability, namely the effect of bed's micro and macro heterogeneity (in term of particle size and pore distributions in space) is examined. A vehicle for this analysis is WABE-2D code developed at IKE-Stuttgart University for simulation of two-phase thermal-hydraulics in debris bed. The code description and validation against experimental data can be found in [1-2].

The present analysis is performed for two types of «unit volume»: i) one is called macro bed with 350mm diam-

eter that incorporates either a channel or a surrounding high porosity ring, representing macro-heterogeneity; ii) another is called mini bed with 50mm diameter that incorporates a high-porosity column in the bed's middle, representing micro-heterogeneous bed.

F.II. Results and Analysis

F.II.1 Code Verification

As mentioned above, the WABE-2D code was extensively validated against experimental data [1-2]. As a further verification, in the present study the WABE-2D code was used to examine thermal-hydraulics of a particle bed in a POMECO test [3]. The bed is composed of sands with mean particle size of 1mm. The bed porosity of 0.36 was measured. Electric heaters were uniformly embedded in the bed to provide internal heating. The particle bed is sitting on a perforated plate which is 50mm above the water pool bottom. A pipe with 50mm inside diameter is placed in the middle of the debris bed to serve as a downcomer of water flow. The bed configuration and dimensions are as shown in Fig.F-1.

Due to the axisymmetric geometry, only half of the bed on the right side is used in the calculation, and water is assumed to be saturated. Fig.F-2 shows the profile of liquid velocity and particle temperature in the debris bed. It is observed that the liquid water enters the bed mainly through the downcomer into the bottom gap. The water which entered the bed bottom starts evaporation and two-phase mixture takes place in the bed. The gravity head difference between the downcomer and the particle bed provides a driving force for natural circulation, which alleviates the severe counter-current flow limitation in a top-flooding bed and therefore enhances the coolability. We call this regime a Natural-Circulation-Driven Coolability (NCDC), to differ from counter-current flow coolability. Notably, in such beds with downcomer, the flow is dominantly one-dimensional and concurrent (see velocities of liquid in Fig.F-2), which means a one-dimensional assumption in an analytical model [4] is reasonable for such a bed.

The dryout begins from top layer of the bed, which is different from top-flooding bed which starts dryout from bottom. The prediction of dryout heat flux in the bed is around 351 kW/m² which is 6% higher than the value of 331 kW/m² measured in the experiment. The result is quite acceptable given assumptions used in simulation and evaluation of bed's two-phase thermal-

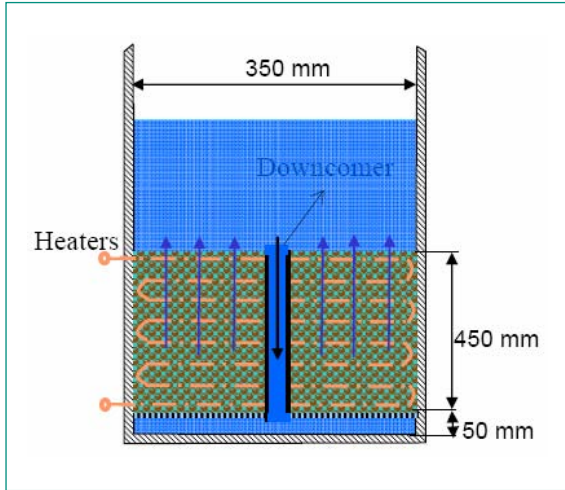


Fig.F-1: Schematic of a POMECO test with 30mm I.D. downcomer [3]

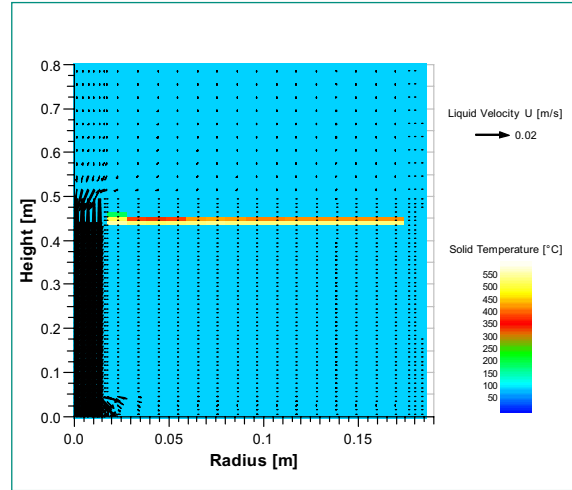


Fig.F-2: Profile of liquid velocity and particle temperature.

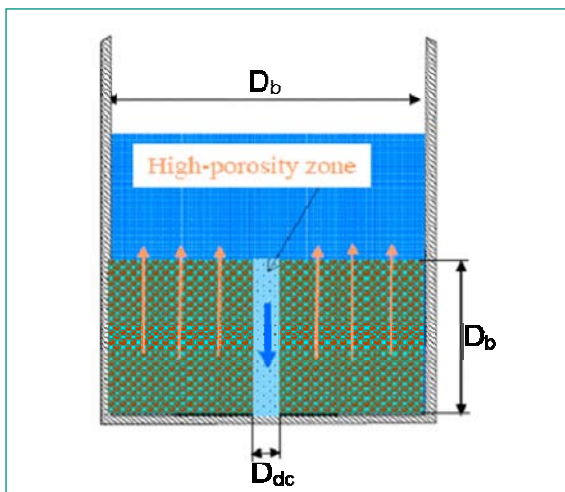


Fig.F-3: Debris bed with inhomogeneity in porosity and particle size.

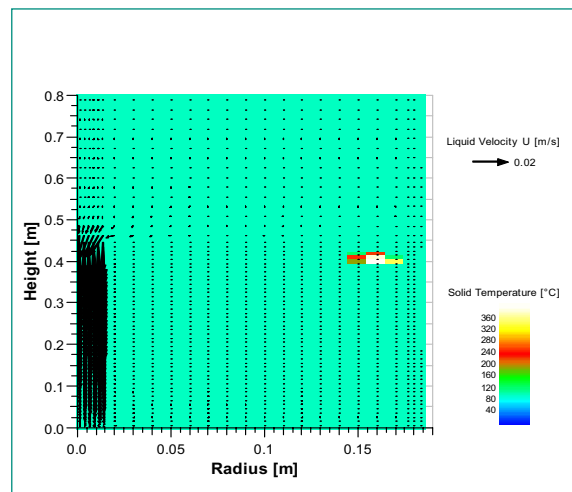


Fig.F-4: Post-dryout of a top-flooding bed in Case 1 (heat load =345 kW/m²).

hydraulics. In other words, the WABE prediction is comparable with the POMECO experimental data.

F.II.2 Inhomogeneity Effect on DHF

In the present study, the bed inhomogeneity is represented by a channel or a high-porosity zone in the base bed, as illustrated in Fig.F-3. The basic configuration is composed of particles of 1mm diameter, and has porosity of 0.36. Thus, the dryout heat flux obtained from above-analyzed top-flooding bed can serve as the baseline for comparison in the following study.

Total 6 debris beds are investigated here (see Table F-1), where two types of unit volume and respective macro and micro inhomogeneity are represented: i) so-called macro bed with 350mm diameter that incorporates either a channel (Case 1) or a surrounding high porosity ring (Case 2); ii) so-called mini bed with 50mm diame-

ter that incorporates a high-porosity column in the bed's middle (Case 3 ~ Case 6). The prototypical debris bed may consist of many such macro and mini beds. In all cases, we call the channel and high-porosity zones as 'downcomer', since they provide a similar function of downcomer in a traditional natural circulation loop. In Case 1 the bed embeds a downcomer-like channel in the middle. The configuration is different from the POMECO bed mentioned above, by the fact that there is no gap under the bed and no wall for the channel. Thus, the water will enter the downcomer, and radially permeate to the bed body along the bed height, as shown in Fig.F-4. Due to a numerical limitation (for 100% porosity), in the calculation the channel is defined to have 100mm particle diameter and 0.8 porosity, which yields an around 28 mm hydraulic diameter. In this case, the dryout was found to first occur at the

Case	Bed				Downcomer			
	d_p (mm)	ϵ (/)	D_b (mm)	H_b (mm)	d_p (mm)	ϵ (/)	D_{dc} (mm)	heating
1	1.0	0.36	350	450	100	0.8	30	No
2	1	0.36	250	450	3	0.4	250-350	Yes
3	1.0	0.36	50	450	3	0.6	10	Yes
4	1.0	0.36	50	450	1	0.6	6	Yes
5	1.0	0.36	50	450	2	0.72	6	Yes
6	1.0	0.36	50	450	1	0.6	10	Yes

Table F-1: Calculation matrix

upper-right corner of the bed. This is because of the biggest resistance for the liquid to reach to that corner due to evaporation depletion and upward vapor flow. One of the main different results of the case from the bed with bottom gap (as POMECO test) is that the horizontal velocity of liquid is appreciable here.

The dryout heat flux of the bed in Case 1 is 328 kW/m^2 as predicted by WABE-2D code. The value of dryout heat flux is 44% higher than that predicted for top-flooding bed (228 kW/m^2). This confirms the positive effect on coolability in a debris bed with a porous channel within.

In Case 2, the bed is surrounded by a larger scale, high-porosity ring. In this case, the outer ring is expected to serve as a downcomer, and coolant is transported to the inner bed. In this case, vapor generation occurs in the outer ring due to the bed's decay heat, inducing a counter-current flow in this region. However, the process is dominated by excessive water ingress into the outer ring and towards the inner ring. As a result, the dryout onset of the inner ring is delayed, compared with the only top-flooding situation of the inner ring. The dryout heat flux is predicted to be 325 W/m^2 , which is 43% higher than that of top-flooding bed of the inner ring.

In Case 3, we consider a unit volume of a 50-mm-diameter mini bed with a high-porosity zone in the unit's middle. The unit is representative of a small part in a large bed. The unit's inner zone contains a 10mm cylindrical column with 3mm particles and 60% porosity. The volume ratio of the inner zone to the whole bed (unit) is 4%. In this case, the high-porosity zone is too found to serve as a downcomer for the remaining part of the bed. The dryout heat flux is enhanced by 48% in comparison to the top-flooding bed.

It should be noted that if we consider a uniform bed with an average porosity and particle size, the predicted dryout heat flux would be nearly identical to that of the top-flooding, since the inner zone contribution is

minute that it does not alter the average porosity and particle size to any significant extent. In other words, a mini channel or micro-heterogeneity (high-porosity) zone in a debris bed would not be easily recognized from the bed-averaged porosity measurement, yet such mini-channels are capable of dramatically changing the coolant ingress mode, and eventually improving the dryout heat flux.

The effect of such micro inhomogeneity on dryout heat flux is a finding of the present work, as it has not been addressed in the coolability study performed in the past.

In Case 4, we ask the question what would happen if the high-porosity zone is reduced and has the same particle size as the main bed. We assume a bed with a mini channel of 6mm diameter and made of 1mm particles. The dryout heat flux predicted by the code is 242 kW/m^2 that has 6% gain in DHF comparing with the top-flooding. If the particle size and porosity increase to 2mm and 0.72, respectively, while keeping micro-channel diameter fixed (Case 5), the increase in the dryout heat flux is 21%. The similar percentage of the DHF gain is obtained for Case 6 where the particle size and porosity are kept the same as Case 4, but the micro-channel diameter increase to 10mm.

The values and gain percentage of dryout heat flux for all 6 Cases are listed in Table F-2.

The analysis result suggests existence of a threshold for the downcomer size, porosity and particle size. If the downcomer diameter is less than 6mm for a bed in Case 4, for instance, the increase in dryout heat flux becomes insignificant. The decrease in porosity and particle size in the downcomer also lead to reduced DHF. Such behavior is understandable, since the dryout heat flux is actually determined by competition of coolant inflow in the downcomer and the remaining bed. Thus the key is flow resistance. If the flow resistance in the downcomer is sufficiently low, then excessive water becomes available to the remaining part of the bed, and

Case	Inhomogeneity	DHF (kW/m ²)	DHF/DHF _{top} *
1	Macro	328	44%
2	Macro	325	43%
3	Micro	338	48%
4	Micro	242	6%
5	Micro	276	21%
6	Micro	276	21%

* DHF_{top} is 228 kW/m² for the top-flooding bed.

Table F-2: Dryout heat flux

the dryout heat flux would be improved. The lower the resistance in the downcomer is, the higher the dryout heat flux is. As the resistance in the downcomer becomes negligible in comparison with the bed's resistance, the dryout heat flux no longer increases. On the other hand, if the downcomer's size is decreased, its effect on coolability may disappear after a threshold, which understandably depends on porosity and particle size.

F.II.3 Implication on Coolability

The implications of the above findings on debris bed coolability are straightforward. Both macro-inhomogeneity and micro-inhomogeneity serve as potential avenues for enhancing debris bed coolability in prototypic reactor situation. Notably, the prototypical debris bed in a severe accident can be viewed as an assembly of unit volumes considered in preceding sections. A macro bed may compose of a group of mini beds. Although the downcomer (channels or high-porosity zones) only occupies a relatively small fraction (say, 4%) of the total volume of the whole bed, their contribution to dryout heat flux is significant. Remarkably, such coolability enhancement could not be predicted by the treatment of uniform bed with mean porosity and particle size.

Analysis of preliminary data on debris bed formation suggests that the debris bed is likely to be heterogeneous, both macroscopically and microscopically (in definitions used in the present work). The present study motivates and provides guidance for DEFOR program in its effort to quantify and predict bed characteristics which are of importance for the assessment of bed coolability.

F.III. Conclusion and Perspective

The present study focuses on the effect of bed inhomogeneity on coolability. The authors are not aware of similar effort reported in the open literature. Two-types of «unit volumes» that represents macro-heterogeneous bed and micro-heterogeneous bed are consid-

ered. The WABE-2D code is used as a vehicle to analyze two-phase thermal-hydraulics in debris bed, and predict the dryout heat flux.

Based on the analyses and result, the following conclusions can be drawn:

- The downcomer-like macro channel in a macro bed plays an important role in determine dryout heat flux, even it's the downcomer volume constitutes a small volume fraction (<1%) of the whole bed. In the cases chosen, the dryout heat flux is predicted to be 44% higher than in a top-flooding uniform bed with average porosity and particle size.
- Presence of small-scale high-porosity zones in a bed, even at small volume fraction (<4%) is predicted to increase the dryout heat flux by up to 48% comparing with the top-flooding bed.
- Remarkably, high-porosity zones are so small in volume fraction that their contribution to the average bed characteristics is negligible, while their effect on bed coolability is significant.
- There appears a threshold size of the high-porosity zone, under which the increase in dryout heat flux become marginal.
- We believe a prototypical debris bed comprises of various macro-bed configurations which in turn are composed of mini beds.
- Such micro and macro inhomogeneity are lost in previous bed-average treatments. It remains of importance that the impact of inhomogeneity on coolability is further scrutinized, confirmed and quantified using a multi-dimensional simulation. Eventually, the effect of bed inhomogeneity must be factored in a bed-averaged treatment.

References of Part F

- [1] M. Bürger, M. Buck, W. Schmidt and W. Widmann, «Validation and application of the WABE code: Investigations of constitutive laws and 2D effects on debris coolability», Nuclear Engineering and Design, 236: 2164–2188 (2006).
- [2] W. Schmidt, «Influence of multidimensionality and interfacial friction on the coolability of fragmented corium», Ph. D thesis of University of Stuttgart, May 2004.
- [3] M. J. Konovalikhin, «Investigations on melt spreading and coolability in a LWR severe accident», Ph. D thesis of Royal Institute of Technology, Stockholm, November 2001.
- [4] W.M. Ma and T.N. Dinh, «Coolability analysis of bottom-fed debris beds in severe accidents»,

Proc. of the 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10472, Nagoya, Japan, April 22-26, 2007.

International Cooperation

The activity in the MSWI Project at the Royal Institute of Technology is jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Regulatory Body SKI and Swedish power companies), HSK, NKS (Nordic Nuclear Safety Program) and European Union (SARNET Project).

Assessment 2006 and Perspective for 2007

Significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI Project work during year 2006. Methodologically, our risk-oriented approach enabled us to identify risk-significant (sub-) phenomena/effects and suggest appropriate level of treatment. Additionally, important new capabilities to perform analyses of these phenomena, at different levels of details, have emerged.

Substantial advances in process modeling and new insights into related mechanisms were gained from the study of corium pool heat transfer in the BWR lower head; debris bed formation; thermal hydraulics and coolability in bottom-fed and heterogeneous debris beds. Specifically, for analysis of heat transfer in a BWR lower plenum an advanced three-dimensional simulation tool was developed and validated, using a so-called effective convectivity approach and Fluent code platform. Results of scoping experiments and analyses in the DEFOR program strongly suggest that porous beds formed ex-vessel from a fragmented high-temperature debris is far from homogeneous. Both high porosity and heterogeneity are central to the bed's enhanced dryout heat flux and therefore improved coolability. A comprehensive framework was introduced and advanced diagnostic and image processing techniques are examined to enable quantitative analysis of complex multi-phase processes that govern debris bed formation. Results of calculation of bed thermal hydraulics and dryout heat flux with WABE-2D code show the extent by which

macro and micro inhomogeneity can enhance the bed coolability. Overall, the MSWI research in 2006 has advanced a knowledge base much needed to reduce conservatism in quantification of ex-vessel melt risks in BWRs.

As we enter 2007, the Project «Production Phase» requires even a higher performance, particularly in experimental areas, to obtain required data and cope with the Project schedule. Specifically, in INCO program, we will perform transient analysis of debris bed and pool formation with/without CRGT (Control Rod Guide Tube) cooling, and special attention on IGTs (Instrumentation Guide Tube) under thermal attack from core melt and debris beds. The potential impact of this activity is high, for the uncertainty in IGT behavior has significant impact on quantification of the RPV failure and subsequent melt discharge. In EXCO program, we will be completing DEFOR and Coolability Maps, with increased attention paid to the development of experimental capability, and more importantly, to effectively sustain know-how, particularly in simulant materials selection and high-temperature melt generation. In SEE program, the focus is placed on mechanistic modeling, simulation and analysis of micro-interactions (complex phenomena), that enables capitalizing on the MISTEE capability and data.

References

- [1] 2006 Project References and Papers Published and Prepared for Publications:
- [2] Proceedings of the 22nd Project Review Meeting MSWI-22 for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 2006, 100p.
- [3] Proceedings of the 23rd Project Review Meeting MSWI-23 for «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» Project, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 2006, 156p.
- [4] C.T. Tran and T.N. Dinh, Analysis of Melt Pool Heat Transfer in a BWR Lower Head, Transaction of the American Nuclear Society, Vol. 95, pp. 629-631, Nov 2006.
- [5] P. Kudinov, A. Karbojian, W.M. MA, M. Davydov

- and T.N. Dinh, A Study of Ex-Vessel Debris Formation in a LWR Severe Accident, International Conference on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP-2007, Nice, France, May 13-18, 2007.
- [6] C.T. Thanh, and T.N. Dinh, An Effective Convectivity Model for Simulation of In-Vessel Core Melt Progression in Boiling Water Reactor, International Conference on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP-2007, Nice, France, May 13-18, 2007.
- [7] W.M. Ma and T.N. Dinh, Coolability Analysis of Bottom-Fed Debris Bed in a LWR Severe Accident, 15th International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, Japan, April 22-26, 2007, ICONE15-10472.
- [8] W.M. Ma, T.N. Dinh, M. Buck and M. Burger, Analysis of the Effect of Bed Inhomogeneity on Debris Coolability, 15th International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, Japan, April 22-26, 2007, ICONE15-10452.
- [9] A. Karbojian, W. Ma, P. Kudinov, M. Davydov and T.N. Dinh, A Scoping Study of Debris Formation in DEFOR Experimental Facility, 15th International Conference on Nuclear Engineering Nagoya, Japan, April 22-26, 2007, ICONE15-10620.

Code Assessment Program for MELCOR 1.8.6

Author and Co-author(s)	Tim Haste and Jon Birchley
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 2764, tim.haste@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of the Project	March 21, 2006 to February 2, 2009

ABSTRACT

The MELCOR code developed at Sandia National Laboratories for the USNRC is established in Switzerland as the preferred code for analysis of severe accident transients in light water reactors, from initiating event through to potential release of fission products to the environment. One area of international concern is that of air ingress, either into the reactor core during the late stages of an accident initiated at power, into the vessel during shutdown operation with the upper head removed, or to spent fuel in a storage pool or transport cask. This air ingress can lead to accelerated core degradation and enhanced release of fission products, especially the highly radiotoxic ruthenium. Assessment of the code models for oxidation of Zircaloy cladding has shown that the present treatments do not fully represent all the relevant physical processes, and cannot be guaranteed to be conservative under all circumstances. The present contract aims to develop and assess an improved model for Zircaloy/air oxidation, principally for invessel conditions. In the first few weeks of this project, a comprehensive database of available integral and separate-effects tests has been assembled, which will form a basis for this work. The main features of the data and the development/assessment programme are summarised here.

Das Computer Programm MELCOR, entwickelt von den Sandia National Laboratories für das USNRC, ist in der Schweiz etabliert als das bevorzugte Pro-

gramm zur Berechnung von schweren Unfällen von Leichtwasserreaktoren vom auslösenden Ereignis bis hin zur möglichen Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung. Ein internationales Anliegen ist die Betrachtung des Lufteinbruchs entweder in den Reaktorkern in der späten Phase des Kernschmelzens bei einem Reaktorunfall, in den Reaktordruckbehälter in der Shutdown Phase bei geöffnetem RDB-Deckel, oder in abgebrannte Brennelemente im Speicherbecken oder Transportbehälter. Ein solcher Lufteinbruch kann zu beschleunigter Brennelementzerstörung und erhöhter Freisetzung von Spaltprodukten führen, speziell von hoch radioxischem Ruthenium. Untersuchungen der Rechenmodelle für die Oxidation von Zirkaloy-Hüllrohren haben gezeigt, dass im Moment noch nicht alle relevanten physikalischen Prozesse berücksichtigt werden, und dass deshalb eine konservative Abschätzung noch nicht unter allen Randbedingungen garantiert werden kann. Der vorliegende Vertrag soll helfen, die Entwicklung und Ertüchtigung von verbesserten Zirkaloy-Oxidationsmodellen voranzutreiben, speziell für Konditionen im Reaktordruckbehälter. In den ersten Wochen dieses Projektes wurde eine aussagekräftige Datenbasis von verfügbaren Integral-Tests und Experimenten zur Untersuchungen spezieller Eigenschaften zusammengestellt um als Grundlage für dieses Projekt zu dienen. Die Hauptpunkte der Datenbasis sowie der Entwicklungs- und Ertüchtigungs-Vorhaben sind hier zusammengestellt.

Project Goals

The safety impacts of air ingress on nuclear fuel elements at high temperature have been studied for many years, in situations such as those in-vessel following hot-leg failure in a PWR severe accident with subsequent failure of the lower head [1], in-vessel in shutdown conditions with the lower head removed [1] and with loss of residual heat removal, and in spent fuel ponds after accidental loss of coolant water [2], [3]. The situation is kept under continual review [4], [5], [6]. The presence of air can lead to accelerated oxidation of the Zircaloy cladding compared to that in steam, owing to the faster kinetics, while the 85% higher heat of reaction drives this process further. Air ingress is typically associated with poor heat transfer; the combined effect of these factors can give rise to an increased rate of core degradation. In oxygen-starved conditions nitriding of the metal can occur, the resulting zirconium nitride is highly inflammable and indeed can detonate on re-introduction of oxygen, or steam as can occur during reflood. Furthermore, the exposure of uranium dioxide to air at elevated temperatures can lead to increased release of some fission products, notably the highly-radioactive ruthenium [7], [8]. These concerns have given rise to experimental and modelling studies covering major aspects of air ingress accidents; these are still ongoing, notably within the EU 6th Framework SARNET project [9], [10], and the International Source Term Programme (ISTP) [11], [12], in both of which PSI participates.

The MELCOR code [13] has been chosen in Switzerland as the major tool for analysis of severe accidents in light water reactors, from initiating events through to potential release of radionuclide fission products to the environment. This is supported by SCDAP-based codes [14], [15] for more detailed analysis of thermal hydraulics in the vessel and primary circuit, and treatment of core degradation phenomena. Assessment of the code at PSI has shown that while the modelling in MELCOR can capture many aspects of air ingress phenomena, there are important features that are not sufficiently well modelled. One of these is the kinetics of the highly exothermic oxidation of the cladding in air, which is a major driving force towards core degradation and fission product release. The final aim of the current three-year project is to develop and validate an improved Zircaloy/air oxidation model for MELCOR, taking into account the latest data from current experimental programmes, that is consistent with the engineering-level approach adopted in this code. The first stage of the

work is collection of the relevant data to be followed by a critical evaluation of the database and identification of the dominant phenomena that need to be treated. In the second and third years, improved models will be developed on the basis of separate-effects data, introduced into MELCOR, and assessed using the results of independent integral experiments, thus completing the study. The end result will lead to improved predictability of core degradation and fission product release under air ingress conditions.

In the first reporting period the aim was to collect available data. The present report summarises the results of this exercise.

Work Carried Out and Results Obtained

Boundary Conditions

This study concentrates on air ingress conditions under in-vessel conditions, both for accidents initiated at power, and under mid-loop shutdown conditions. A schematic of the conditions is given in Figure 1. The TMI-2 accident [16] showed non-uniform damage to the core; the central regions of the core may melt and slump while the outer regions remain largely intact. Following rupture of the reactor vessel by molten debris, air with maybe an admixture of gases from molten core/concrete interactions may be drawn from the containment into the vessel and react vigorously with these peripheral, largely intact rods. Current studies within the SARNET project [10], using a variety of tools for plant sequence analysis, have shown the possibility of air reaching declad fuel, that could lead to fuel oxidation and increased fission product release rates. Under mid-loop conditions with the upper head removed, air could recirculate over and into the fuel columns; if air enters a channel following development of parallel flow path instabilities and the oxygen is consumed by reaction with metal, a self-sustaining sequence could ensue as more air is drawn in.

The baseline for this study is the major review of Powers et al. [1] that considered accidents from power at shutdown, estimating boundary conditions such as mass flow into the vessel, composition of gases, temperatures, and the impact in terms of temperatures, core degradation and fission product release, notably ruthenium. Previous separate-effects tests were reviewed and analysed in terms of parabolic reaction kinetics, which

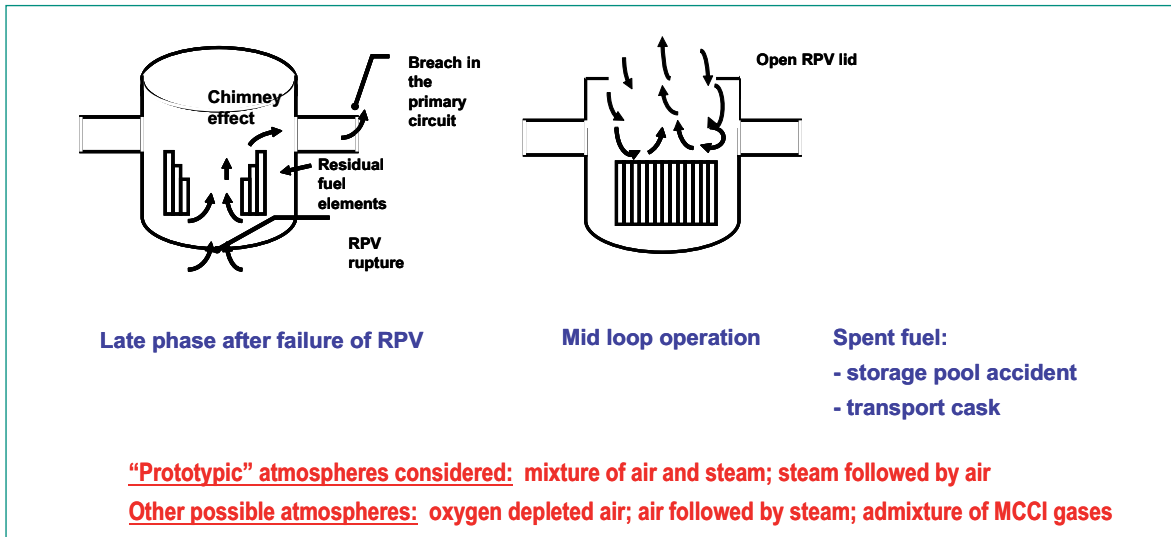


Figure 1: Schematic for air ingress into the reactor vessel (Powers, NUREG/CR-6148; Steinbrück, ANS2006).

assumed that the cladding remains intact and imposes and effective barrier to oxygen diffusing to the metal surface underneath; this is a simplification as weakening and breakaway of the oxide film can occur if nitrogen is present, for example see [17], [18], [19]. The review of G Schanz in the EU 4th Framework OPSA project report [20], shows that and post-breakaway oxidation follows linear kinetics. (Note: breakaway oxidation is also observed in steam alone, but only at larger oxide thicknesses; see for example [21].) Correlations were developed using parabolic kinetics, see Figure 2, based on the NUREG work [1] and modified in OPSA project to include data from the CODEX experiments (see below). The NUREG1 correlation consists of an upper and lower branch, joined by a line labelled NUREG2; the upper branch of NUREG1 forms the basis for the current model in MELCOR. It is seen that the NUREG correlation gives oxidation rates higher than typical for steam (Urbanic-Heidrick correlation [22]) at temperatures over 1000° C. A fit to CODEX-AIT data was consistent with the upper branch of NUREG1, while separate-effects tests performed at AEKI [23] in the framework of OPSA were consistent with NUREG2.

The sections below review the major separate-effects experiments performed since 1994 on Western Zr-based cladding materials. The main stimulus has been the need to improve quantitative knowledge of the phenomena so more accurate models can be formulated. Similar separate-effects work has been performed on VVER materials, with similar conclusions, but this is beyond the scope of the present study. Finally, the three integral experiments performed so far in the area are summarised.

Separate-effects Tests

Argonne National Laboratory Tests, USA

Air oxidation tests on Zircaloy-4, Zirlo and M5 cladding were performed at Argonne National Laboratories (ANL) [24], [25], [26] under the sponsorship of the USNRC, under conditions relevant to spent fuel pond accidents, and with an oxide layer representative of conditions of the inventory of spent fuel discharged after medium or high burnup. The oxide layer that forms on the cladding while in the pond was simulated by pre-oxidation in steam at 550° C, to 25-30 µm. Weight

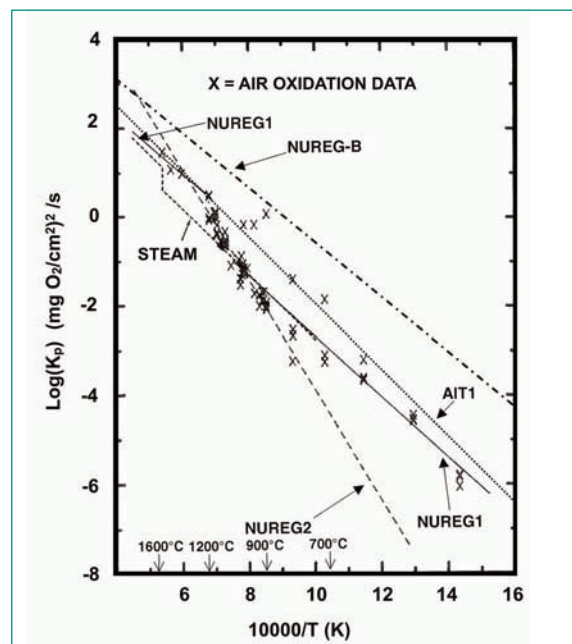


Figure 2: Comparison of Zircaloy weight gain correlations in air (Powers, NUREG/CR-6148; Shepherd, EUR 19528EN).

gain and oxide thickness measurements were made on samples oxidised in air in the temperature range 300–900° C, with emphasis on the range 300–600° C. The data showed two kinetic regimes at all temperatures over 400° C. Data were fitted by two parabolic lines to represent kinetics pre- and post-breakaway, for both weight gain and oxide thickness, for each material. The Zircaloy-4 data for 300–900° C showed oxidation rates slightly higher than extrapolation from the NUREG1 formulation and much higher than extrapolation from the NUREG2 or CODEX fits. Results were also obtained for Zirlo and M5, applicable to these advanced cladding materials under high burn-up conditions; the results for Zirlo were similar to those for Zircaloy-4, whereas M5 showed reduced oxidation rates. The further work on the effect of pre-oxidation and pre-hydriding on Zirlo oxidation in air showed that hydrogen concentration in the prototypic range 100–1000 wppm had minimal effect on the oxidation in the range 300–600° C. Full data reports are available [24], [25].

Forschungszentrum Karlsruhe Tests, Germany

A comprehensive test programme of separate-effects experiments has been performed over a number of years at FZK, in three different facilities: the resistance furnace BOX (2 cm long specimens), the inductive facility QUENCH-SR (15 cm specimens), and in a thermal balance facility TG (1 cm specimens). Current tests are

performed within the SARNET framework. Most tests are conducted isothermally; temperature ranges are 1073 – 1873 K, thus representative of in-reactor conditions. Atmospheres considered are air, air/steam mixtures, air/nitrogen mixtures, and steam (or oxygen) followed by air (or nitrogen). Specimen temperatures, off-gas composition and mass change (TG) are measured on-line; destructive examinations determine reacted layer thicknesses, formation of nitride phases and weight gain.

The experiments demonstrate strong degradation of the oxide layer due to nitride formation, and that re-oxidation leads to early failure and loss of the barrier effect of the cladding. This is illustrated in Figure 3, for a test at 1200° C, where it is seen that nitriding in pure nitrogen proceeds slowly and parabolically, oxidation in oxygen (or steam) proceeds parabolically too (at least up to reasonable thicknesses) and at a higher rate, while the presence of both nitrogen and oxidation together leads to accelerated formation of oxide and also to increased nitriding compared with exposure in pure nitrogen, with the resulting scale being friable and non-protective. In this last case, there is a resulting rapid transition to linear kinetics. Oxygen if present is consumed in preference to steam. Pre-oxidation in steam prevents air attack as long as the scale is intact. It is noted that re-oxidation of ZrN formed during steam and oxygen starvation phases could cause temperature escalations in la-

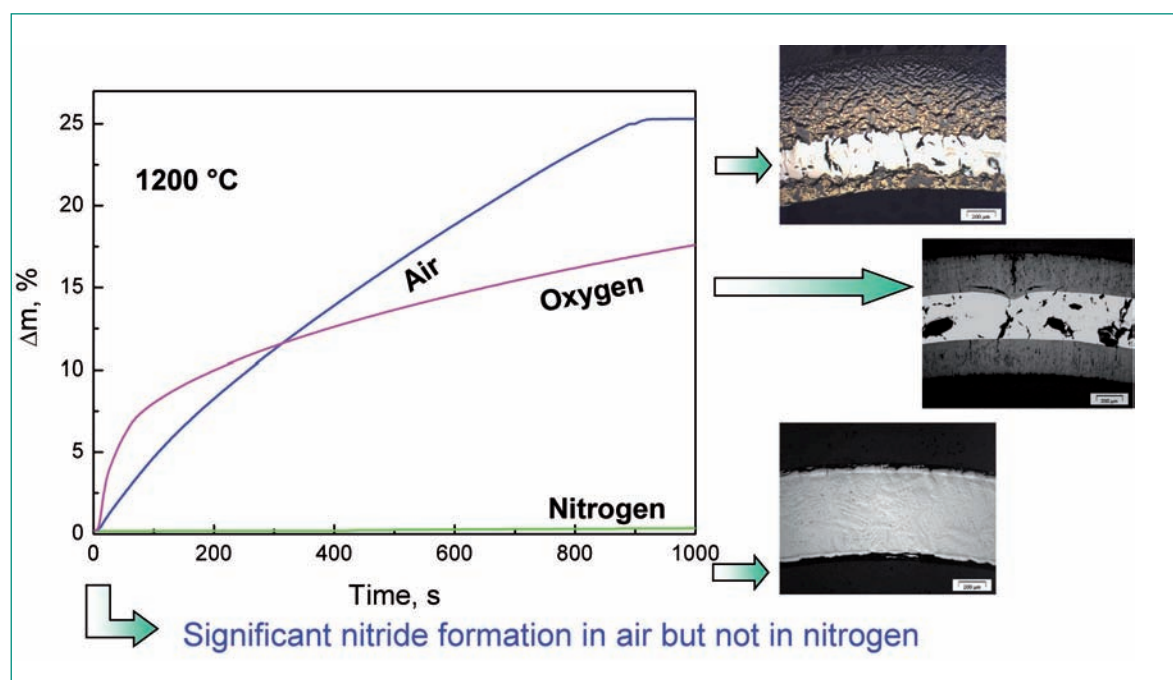


Figure 3: Illustration of reaction rates of Zircaloy-4 in air, oxygen and nitrogen at 1200° C in FZK separate-effects tests (Steinbrück, ANS2006).

ter phases. It was concluded that parabolic correlations for oxidation in air may only be applied at high temperatures (>1673 K) and for pre-oxidised cladding (>1373 K). Future tests will be directed towards model development.

IRSN MOZART Tests, France

A major series of air oxidation tests is being performed in the MOZART facility at IRSN Cadarache, France [31], as part of the International Source Term Programme (ISTP), to whose members access to the data and detailed conclusions is restricted. The programme also falls within the SARNET envelope. The facility is based on a thermobalance (ThermoGravimetric Analyser, TGA). Alloys investigated are Zircaloy-4, M5, and Zirlo, in a bare, steam pre-oxidised or pre-hydrided initial state. Double-sided isothermal tests on specimens of length 7, 10 and 20 mm long are performed in the temperature range 300 – 1200 °C, thus being more relevant to spent fuel pond conditions; transient tests with ramp rates 0.5 – 30 K/min are also conducted. A range of flow rates is used, and gas compositions of pure synthetic air, air/steam (to 0.34 bar partial pressure) are considered. Furnace and sample temperatures, and sample mass change, are recorded on-line, while post-test examinations provide information on microstructure.

Results from a typical test are shown in Figure 4. This illustrates the kinetic transition from parabolic to breakaway behaviour, for a test at 800° C, associated with cracking of the dense layer formed during the parabolic phase, and subsequent formation of porous oxide. At lower temperatures, a complex behaviour is often seen; here there is an initial high peak in oxidation rate. Future tests are planned on single-sided oxidation, also with

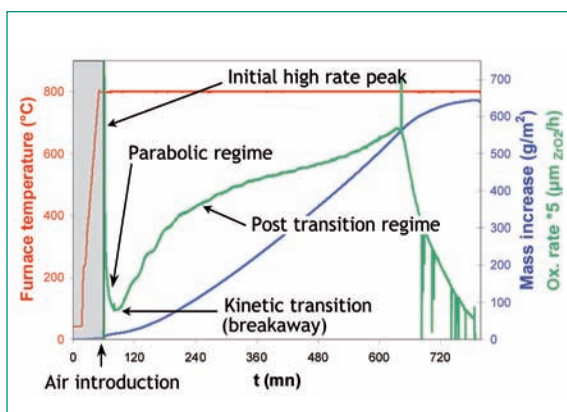


Figure 4: Illustration of results from MOZART tests on air oxidation of Zircaloy cladding at 800° C, showing transition to breakaway regime (Duriez, priv. comm., 2006)

extension to shorter duration tests for M5 cladding, and tests with more pre-oxidation on both for Zircaloy-4 and M5.

INR Pitesti Tests, Romania

Experiments are being carried out at INR [32] on Zircaloy-4 cladding of CANDU dimensions, under the auspices of SARNET, looking at oxidation in air, steam and air/steam mixtures. The experimental apparatus and technique, thermobalance (TGA), is very similar to that used in the MOZART programme, while the temperature range is 900-1400 °C, thus relevant to in-reactor air ingress conditions. Data reports are available so far only in Romanian, and have not yet been obtained, however a summary of the work is expected in the SARNET annual review meeting in February 2007.

Integral Tests

CODEX Tests, Hungary

The first integral tests to study air ingress were performed in the CODEX facility [33], [34] at the Atomergia Kutatointezet (AEKI) institute, Budapest, Hungary, in 1998 and 1999 as part of the Oxidation Phenomena in Severe Accidents (OPSA) shared cost action of the EU 4th Framework programme. Two experiments were performed with electrically heated 9-rod pressurised-water type bundles with a heated length of 0.6m, containing unirradiated annular uranium dioxide fuel pellets. Instrumentation measured the major operational parameters such as power, flow rates, temperatures, water levels and pressures, while aerosol measurements were conducted on the exit gases in the offgas line. In test AIT1, pre-oxidation in an argon/25%oxygen mixture was intended to be performed at 900° C to give and maximum oxide layer thickness of 50 μm; however a temperature excursion took place to 1400° C so the maximum thickness would have been more than expected, possibly up to 1400 μm locally. After the pre-oxidation for 100s, stabilisation in argon at 900° C, air at room temperature was injected and the argon flow stopped, with the power being kept constant. The cold air cooled the lower part of the bundle, but led to a temperature excursion to about 2000° C in the upper part, at which point the test was terminated (after 500s of air injection) by shutting down the power and replacing the air with a high flow of cold argon. Strong oxidation was observed in the upper part of the bundle to a thickness of 520 μm, also with zirconium nitride for-

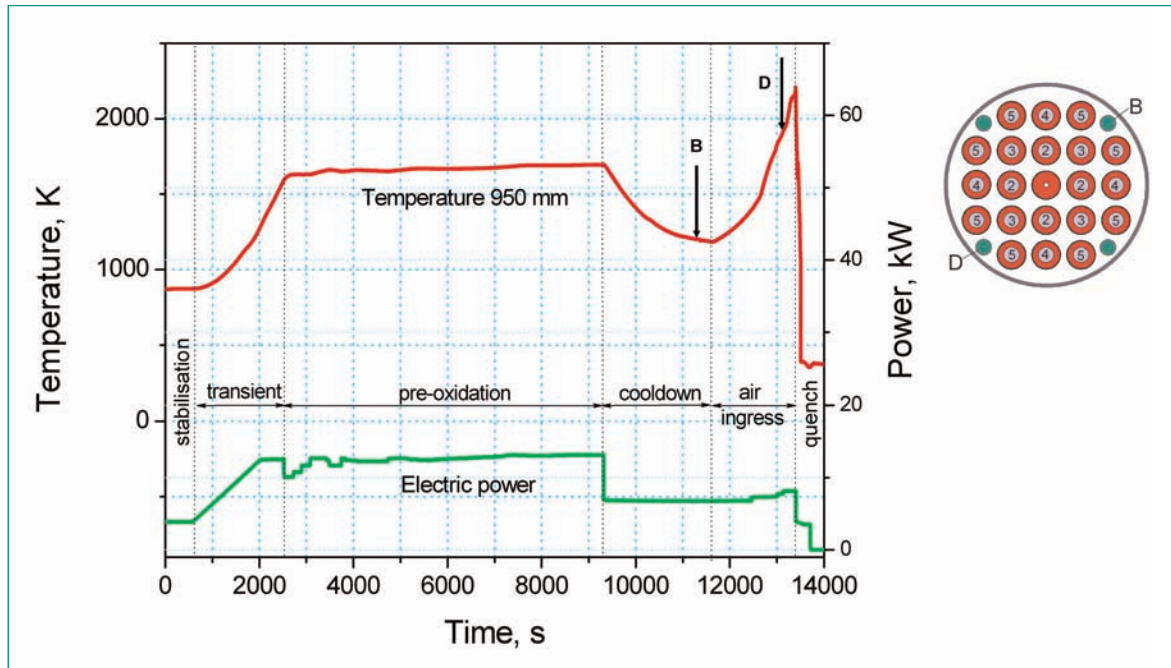


Figure 5: Conduct of the QUENCH-10 experiment (Sepold, ANS 2006).

mation up to 290 μm (indicating oxygen starvation in the upper part of the bundle). The original bundle geometry was largely preserved. Aerosol measurements indicated 0.1 to 0.5 μg release uranium release, as the dioxide.

In the second test AIT2, which was intended to lead to more bundle degradation and fuel release, pre-oxidation took place in steam with an accidental small admixture of air, for a total of 3600 s at 820° C and 900° C to give a maximum oxide thickness of 20 – 25 μm . Air at a lower flow rate than in AIT1 was injected starting at about 800° C with a linear power ramp. A temperature excursion was observed in the air injection phase up to a maximum indicated temperature of about 1900° C; the test was stopped when temperatures reached 1700° C in the middle of the bundle, indicating relocation of molten Zircaloy cladding. Damage to the bundle was more severe than in AIT1, as high temperature conditions were maintained for a longer time, with fragmentation and relocation of debris. Maximum oxide and nitride thicknesses were 30 μm and 170 μm respectively. Much more uranium was released than in AIT1, 50 to 100 μm .

These tests indicated acceleration of oxidation phenomena and core degradation processes compared with those in similar tests in steam. Strong oxidation and nitriding led to mechanical degradation of the cladding. The high temperature at which the oxidation took place resulted in aerosol release, with some of the particles

bearing uranium. However no higher oxides, for example the volatile UO_3 , were detected; this could have been due to the oxygen reacting preferentially with the Zircaloy so none reached the surface of the hot UO_2 . While the results were used for some code assessment within OPSA, the results have only a semi-quantitative nature, owing for example to imprecision in the boundary conditions, and therefore further integral testing under well-controlled conditions was necessary. Full data reports are available [35], [36], along with electronic copies of the data files.

QUENCH Test, Germany

One bundle air ingress test, QUENCH-10 [37], [38], has so far been performed (in July 2004) at the QUENCH facility in the Forschungszentrum Karlsruhe, Germany. The aim was to investigate the effect of air ingress on fuel rods heavily pre-oxidised in steam. It was proposed by AEKI under the EU 5th Framework LACOMERA programme, and supported computationally by PSI [39] using MELCOR and SCDAP-based codes (modified locally for air oxidation) and IRSN. The facility is mainly designed to investigate the hydrogen source term that results from water injection into a light water reactor (LWR) core, using Zircaloy-clad rods containing zirconia pellets, powered electrically with tungsten heaters of heated length 1m. In PWR tests, a 21-rod bundle is normally used; solid rods on the periphery of the bundle can be withdrawn during the test to check on the oxi-

ation achieved at any stage. The facility is comprehensively instrumented, with measurements of pressure, temperature, gas flow rate etc., and mass spectrometer instrumentation in the offgas line enables detailed measurements of the exit gas composition. In the QUENCH-10 test, aerosol measurements in the offgas stream were made by members of the CODEX team from AEKI.

The test conduct, Figure 5, involved pre-oxidation in argon/steam at 1620-1690 K for 113 min, then a cooling phase lasting 38 min to 1190 K to prepare the conditions for air ingress, and then the steam flow was replaced by air at one-third of the mass flow rate. The duration of this phase was 30 min. Complete consumption of oxygen and partial consumption of nitrogen were observed towards the end of the temperature excursion in this phase. The test was terminated by reducing the electrical power and reflooding with water at room temperature at a high rate, after peak temperatures reached about 2200 K. Cooling was established very quickly; with complete quenching after 100 – 150s. A small amount of hydrogen was measured during the quench phase (but no temperature peak, in contrast to some other tests), and also some nitrogen coming from oxidation of nitride. Corner rods withdrawn indicated oxidation to 514 μm before air ingress and 610 μm before reflooding. Post-test examination revealed severe damage to the bundle and its insulation, Zircaloy-lined, shroud. As in the CODEX tests, the influence of air on bundle degradation was clear, and it was observed also that under oxygen starvation conditions the oxide scale previously formed under steam oxidation is severely at-

tacked in pure nitrogen. Comprehensive data were obtained, available in electronic form, and these with the data report [37] form a good basis for code assessment. A limited post-test analysis has been performed by PSI using MELCOR and SCDAP [40]. Good agreement was observed with the experimental data in the steam phase; however the reference case that used the standard MELCOR correlation for air oxidation, NUREG1, over-predicted the oxidation rate in the air phase. The calculated temperatures are compared with data in Figure 6. The results at 350 mm, where temperatures are too low for oxidation, are in fair agreement and show that the reduced heat transfer in air is well reproduced. However at 550 mm gross overcalculation of the oxidation rate leads to a rapid excursion not seen in the test, to the extent that upper regions are oxygen-starved early. There is similar but less extreme overcalculation at the top of the heated section, 850 – 950 mm. The overcalculation is illustrated again in Figure 7, which shows calculation of the oxygen mass flow leaving the test section compared with the data. Using steam kinetics, the oxidation rate is underpredicted, as expected, while all the air correlations overpredict. The explanation is that the air oxidation models implicitly assume that the oxide layer is only weakly protective against further oxidation throughout. In QUENCH-10 the layer formed in steam was protective for a considerable portion of the air ingress phase. The best fit is obtained by using steam correlation up to 1400 K and a reduced air correlation up to 1500 K, with interpolation between. This agreement should not be used as the basis for a model but demonstrates a «fading memory» effect of an oxi-

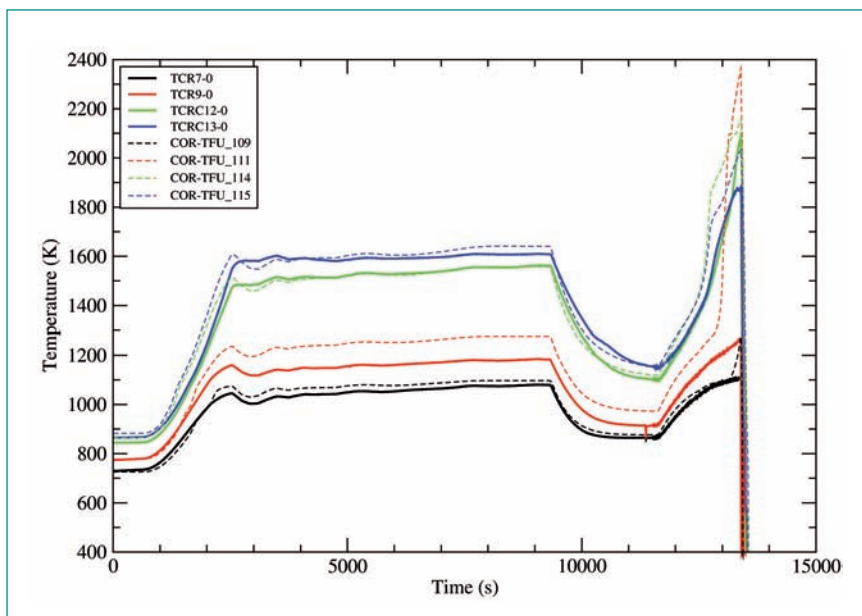


Figure 6: MELCOR1.8.5 calculation of QUENCH-10 using standard air oxidation model, showing difference between model and data in the air phase.

Key:
 TCR7,9,12,13 = data at 350,550,850,950mm;
 COR-TFU_109 to115 = MELCOR calculated temperatures at the corresponding positions
 (Birchley and Haste, 10th QUENCH Workshop)

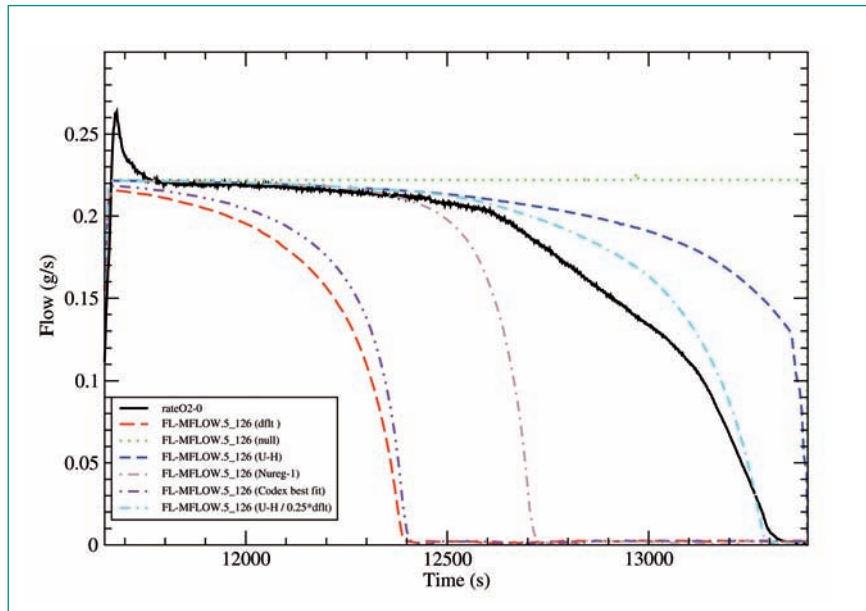


Figure 7: Sensitivity studies with MELCOR1.8.5 on QUENCH-10 results - effect of oxidation correlation for air.

Key:
*rateO2=*data;
dflt=MELCOR default air correlation;
null=no oxidation;
U-H=Urbanic-Heidrick for steam;
Nureg1=air correlation of NUREG/CR-6218, upper branch;
Codex=best fit to CODEX-AIT1 data;
*U-H/0.25*dflt*=Urbanic-Heidrick to 1400K, *Nureg1*0.25* from 1500K (Birchley and Haste, 10th QUENCH Workshop)

de layer previously formed in steam on subsequent oxidation in air. This important effect must be considered in future model development. Separate-effects tests will provide data relevant to such a need.

Other tests

A further air ingress test the QUENCH facility has been discussed; this would be valuable for independent assessment of new models for air oxidation of Zircaloy. An air ingress bundle test FPT5 had formed part of the Phebus FP in-reactor experimental programme [41], but this was removed and the separate-effects tests in ISTP are to some extent a substitute for this. A follow-up Phebus programme on severe accident phenomena is under discussion, with air ingress one of the issues being considered.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss projects.

International Cooperation

Cooperation with organisations within European countries and Canada generally is performed under the auspices of the SARNET (Severe Accident Research Network) Network of Excellence in the EU 6th Framework programme «Nuclear Fission: Safety of Existing Nuclear Installations», under contract number FI6O-CT-2004-

509065. This includes access to the data from INR Pitesti, Romania, and Forschungszentrum Karlsruhe, Germany. Access to data from the MOZART programme of separate-effects tests at IRSN Cadarache, France, is obtained through PSI membership of the International Source Term Programme (IRSN-PSI contract dated 28.3.2006). The MELCOR code and early access to the results of USNRC programmes is obtained under the Cooperative Severe Accidents Research Programme Agreement (CSARP) between HSK and USNRC, and close contact is kept with the MELCOR developers at Sandia National Laboratories (SNL) regarding code maintenance, development and use. PSI obtains the SCDAP-SIM code, maintenance and user support via a licence agreement with Innovative Software Services (ISS), Idaho Falls, USA. SCDAP-SIM is a derivative of SCDAP/RELAP5 formerly supported by the USNRC.

Assessment 2006 and Perspectives for 2007

The project has made a successful start in collecting relevant experimental data from past and present, and has established contact with the current experimental teams so that up-to-date knowledge will continue to be obtained for the duration of the work. The opportunity will be taken to discuss the upcoming test schedules cooperatively with the experimenters, in the SARNET framework, to optimise the chance of obtaining results best suited to modelling needs. The next stage of the

work, to be completed by mid-2007, is the production of a detailed review of the data that is intended to draw out the main features of the results obtained, to act as a basis for the model development that is planned for the rest of the year. The project is proceeding according to the timescale foreseen.

References

- [1] *D. A. Powers, L. N. Kmetyk and R. C. Schmidt*, A Review of Technical Issues of Air Ingression during Severe Reactor Accidents, USNRC NUREG/CR-6218, SAND94-0731, Sandia National Laboratories, September 1994.
- [2] *A. S. Benjamin, D. J. McCloskey, D. A. Powers and S. A. Dupree*, Spent Fuel Heatup Following Loss of Water during Storage, NUREG/CR-0649, SAND77-1371, Sandia National Laboratories, March 1979.
- [3] *V. L. Sailor, K. R. Perkins and J. R. Weeks*, Severe Accidents in Spent Fuel Pools in Support of Generic Issue 82, USNRC BNL-NUREG-52093, Brookhaven National Laboratories, July 1987.
- [4] *D. A. Powers*, Technical Issues Associated with Air Ingression during Core Degradation, 4th Technical Seminar on the Phebus FP Programme, Marseille, March 2000.
- [5] *USNRC*, Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants, NUREG-1738, February 2001.
- [6] *P. Giordano and C. Séropian*, The Air Ingress Issue for PWRs, 5th Technical Seminar on the Phebus FP Programme, Aix-en-Provence, France, June 2003.
- [7] *G. W. Parker, C. J. Barton, G. E. Creek, W. J. Martin and R. A. Lorenz*, Out of Pile Studies of Fission-Product Release from Overheated Reactor Fuels at ORNL, 1955 – 1965, ORNL-3981, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, July 1967.
- [8] *F. C. Iglesias, C. E. L. Hunt, F. Garisto and D. S. Cox*, Measured Release Kinetics of Ruthenium from Uranium Oxides in Air, Proc. of Int. Seminar on Fission Product Transport Processes during Reactor Accidents, Editor J. T. Rogers, Hemisphere Publishing Corp, Washington DC, 1990.
- [9] *J.-C. Micaelli et al.*, SARNET – A European Cooperative Effort on LWR Severe Accident Research, Revue Générale Nucléaire 2006, no. 1, January – February 2006.
- [10] *A. Auvinen et al.*, On-going Investigations of Ruthenium Release and Transport, European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2005), Aix-en-Provence, France, 14 – 16 November 2005.
- [11] *B. Clément*, Towards Reducing the Uncertainties on Source Term Evaluations: an IRSN/CEA/EDF R&D Programme, Proc. EUROSAR Forum, Berlin, 4–5 November 2002.
- [12] *B. Clément and R. Zeyen*, The Phebus Fission Product and Source Term International Programmes, Proc. Int. Conf. on Nuclear Energy in New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5 – 8, 2005.
- [13] *R. O. Gauntt et al.*, MELCOR Code Manuals – Version 1.8.5, USNRC NUREG/CR 6119 Rev. 2, SAND2000-2417, Sandia National Laboratories, October 2000.
- [14] *L. Siefken et al.*, SCDAP/RELAP5/MOD3.2 Code Manual, USNRC NUREG/CR-6150 Rev. 1, INEL-96/0422 Rev. 1, Idaho Falls National Engineering Laboratories, November 1997.
- [15] *Innovative Systems Software*, RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4 Code Manual, Idaho Falls, USA, 2003.
- [16] *J. M. Broughton, P. Kuan, D. A. Petti and E. L. Tolman*, A Scenario of the Three Mile island Unit 2 Accident, Nuclear Technology, vol. 87, pp 34–53, 1989.
- [17] *E. B. Evans et al.*, Critical Role of Nitrogen during High Temperature Scaling of Zirconium, Proc. Conf. Met. Soc. AIME, Boston, USA, pp 248–281, 1972.
- [18] *C. J. Rosa and W. W. Smeltzer*, The Oxidation of Zirconium in Oxygen/Nitrogen Atmospheres, Z. Metallkunde, vol. 71 pp 470–474, 1980.
- [19] *S. Leistikow and H. v. Berg*, Investigation under Nuclear Safety Aspects of Zry-4 Oxidation Kinetics at High Temperatures in Air, 2nd Workshop of German and Polish Research on High Temperature Corrosion of Metals, Jülich, Germany, Proc. Jül. Conf. 76, 114 – 132, December 1987.
- [20] *I. Shepherd et al.*, Oxidation Phenomena in Severe Accidents (OPSA) – Final Report, INV-OPSA(99)-P008, EUR 19528 EN, 2000.
- [21] *S. Leistikow, G. Schanz, H. v. Berg and A. E. Aly*, Comprehensive Presentation of Extended Zircaloy-4 Steam Oxidation Results 600–1600° C, OECD/NEA-CSNI/IAEA meeting, Risø, Denmark, May 1983, IAEA Summary Report IWGFPT/16, 1983.
- [22] *V. H. Urbanic and T. R. Heidrick*, High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam, J. Nucl. Mat. Vol. 75, pp251-261, 1978.
- [23] *L. Maróti*, How to Conduct the Air Ingress Test, in

- I. Shepherd et al., Investigation of Core Degradation (COBE) and Oxidation Phenomena in Severe Accidents (OPSA): Specialist Meeting on Thermocouples, Karlsruhe, 5 March 1997, JRC Ispra Technical Note I.97.78, May 1997.
- [24] K. Natesan and W. K. Soppet, Air Oxidation Kinetics for Zr-based Alloys, USNRC NUREG/CR-5846, ANL-03/32, June 2004.
- [25] K. Natesan and W. K. Soppet, Hydrogen Effects on Air Oxidation of Zircaloy Alloy, USNRC NUREG/CR-6851, ANL-04/14, October 2004.
- [26] USNRC, Kinetics of Cladding Oxidation in an Air Environment, Research Information Letter (RIL) 0402, downloaded from ADAMS, <http://www.nrc.gov/reading-rm/adams.html>, August 2006.
- [27] M. Steinbrück et al., Experiments on Air Ingress during Severe Accidents in LWRs, Nucl. Eng. Design, 236, pp 1709–1719, 2006.
- [28] M. Steinbrück, Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy Cladding, 2006 Annual Meeting of the American Nuclear Society, Reno, Nevada, 4 – 8 June 2006.
- [29] M. Steinbrück, U. Stegmaier and T. Ziegler, Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy-4 at High Temperature, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 7257, in publication, 2006.
- [30] M. Steinbrück, U. Stegmaier and N. Vér, Air Oxidation at High Temperatures: Update, 12th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, Germany, October 2006.
- [31] Ch. Duriez, Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) Cadarache, private communication to T Haste, PSI, December 2006.
- [32] D. Ohai, Institute of Nuclear Research (INR) Pitesti, private communication to T Haste, PSI, December 2006.
- [33] Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, M. Balaskó, A. Czitrovsky and P. Jani, Interaction of Failed Fuel Rods under Air Ingress Conditions, Nucl. Technology, vol. 141, pp 244 – 256, 2003.
- [34] A. Pintér Czordas et al., Investigations of Aerosols Released at High Temperatures from Nuclear Reactor Core Models, J. Nucl. Materials, vol. 282, pp 205 – 215, 2000.
- [35] Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, A. Czitrovsky and P. Jani, CODEX-AIT-1 Experiment: Core Degradation Test under Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-02/G, 2002.
- [36] Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, Á. Griger, M. Balaskó, B. Alföldy, A. Czitrovsky and P. Jani, CODEX-AIT-2 Experiment: Core Degradation Test with Steam Oxidation and Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-03/G, 2002.
- [37] G. Schanz et al., Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 7087, May 2006.
- [38] L. Sepold, Z. Hózer, A. Miassoedov, G. Schanz, U. Stegmaier, L. Steinbock, M. Steinbrück and J. Stuckert, A QUENCH Experiment Including an Air Ingress Phase Prior to Flooding, 2006 Annual Meeting of the American Nuclear Society, Reno, Nevada, 4 – 8 June 2006.
- [39] Ch. Homann, W. Hering, J. Birchley and T. Haste, Analytical Support for the Preparation of the Bundle Test QUENCH-10 on Air-Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 7086, July 2005.
- [40] J. Birchley and T. Haste, Post-Test Analysis of QUENCH-10 with SCDAP/RELAP5 and MELCOR, 10th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, Germany, October 2004.
- [41] B. Clément, Ch. Ktorza, A. V. Jones and K. Trambauer, The Phebus Fission Products Programme: Experiments and Evaluation, Proc. EUROSAFE Forum, Paris, 18–19 November 2000.

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge M Steinbrück of Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany, Ch Duriez of the Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) Cadarache, and D Ohai of the Institute of Nuclear Research (INR), Pitesti, Romania, for providing valuable information on the status of their experimental programmes on air ingress, and for giving permission for their illustrations to be used in this report.

OECD Fire Project

Recent Results and Use of the OECD FIRE Database

Author und Co-author(s)	H.P. Berg, A. Angner, E. Mathet, M. Röwekamp & W. Werner
Institution	Bundesamt für Strahlenschutz
Address	Willy-Brandt-Strasse 5, 38226 Salzgitter, Germany
Tel., E-mail, Internet address	+49(0)1888 333 1501, HBERG@bfs.de
Duration of the Project	2002 to 2008

ABSTRACT

Fire Hazard Analyses and Probabilistic Safety Analyses have shown that fire may be an important contributor to core damage and plant damage states, particularly for older nuclear power plants (NPP). Yet, realistic modeling of fire scenarios is difficult due to the scarcity of reliable data for fire analysis. Therefore, it has been recognized highly important to establish an international fire analysis database. In consequence, several member countries of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD have de-

ecided to establish the International Fire Data Exchange Project (OECD FIRE) to encourage multilateral co-operation in the collection and analysis of data related to fire events at nuclear power plants. This paper presents the OECD FIRE project objectives, work scope, current status of the OECD FIRE database after 3 years of operation, and preliminary insights gained from the collected data. This paper was originally produced by H.P. Berg et al. for the ESREL conference, Estoril, Portugal, 17 – 22 September 2006.

Introduction

Fire Hazard Analyses (FHA) and Probabilistic Safety Analyses (PSA) have shown that fire may be an important contributor to core damage and plant damage states, particularly for older nuclear power plants (NPP). However, realistic modeling of fire scenarios is still difficult due to the scarcity of reliable data for fire analysis. In an attempt to improve the situation the former CSNI/PWG5 (now WGRISK) established a Task Group to review the status and maturity of methods used in fire risk assessment for operating nuclear power plants. The Task Group issued a questionnaire in May 1997 to all nuclear power generating OECD countries. The summary report of this activity (OECD 00) concludes as follows:

«The shortage of fire analysis data is one of the major deficiencies in the present fire risk assessment. In order to facilitate the situation, it would be highly important to establish an international fire analysis data bank, similar to that set up by OECD for the common cause failures (CCF) data collection and processing system (ICDE/CCF data bank at OECD). Such a data bank would provide fire event data on real fire cases, incipient fires (e.g. smoldering) detected/extinguished before development, dangerous or threatening situations, reliability data on fire protection measures, as well as on the unavailability of fire fighting systems, for example, due to component failures or operational errors.»

During its 2000 annual meeting CSNI formally approved the carrying out of this project. The project was formally launched in January 2003. It is operated under the umbrella of the OECD/NEA. Organizations producing or regulating more than 80 % of nuclear energy generation worldwide contribute data to the OECD FIRE data project. Nine countries have signed the OECD FIRE agreement for the first phase of the project (Czech Republic, Finland, France, Germany, Japan, Spain, Sweden, Switzerland and United States).

Objectives of the OECD Fire Project

Improving the safety of nuclear power plants by better accounting for feedback from operating experience and by providing common resources for analytical work in the frame of deterministic and probabilistic assessments is the main objective of the OECD FIRE project. To fulfill this objective, the project includes the establishment of a framework for a multi-national co-opera-

tion in fire data collection and analysis. Initially, within a three years program (2003 – 2005), the primary activities of the OECD FIRE project were to:

- Define a format for collecting fire event experience by international exchange in a quality assured and consistent database;
- Collect and analyze fire events over the long-term so as to better understand such events, their causes, and their prevention;
- Generate qualitative insights into the root causes of fire events, which can then be used to derive approaches or mechanisms for their prevention or for mitigating their consequences;
- Establish a mechanism for the efficient feedback of experience gained in connection with fire events, including the development of defenses against their occurrence, such as indicators for risk based inspections;
- Record event attributes to facilitate quantification of fire frequencies and fire risk analysis.

The database is designed to be used to

- Support model development, validation, etc.;
- Identify all types of events and scenarios for inclusion in PSA models to make sure all mechanisms are accounted for;
- Evaluate fire occurrence frequencies.

With emphasis on data validity and data quality, an OECD FIRE Coding Guideline has been developed for collecting and classifying fire event data to ensure consistent interpretations and applications. An Operating Procedures Manual and the Quality Assurance Manual complete the project documentation.

Database Scope

Applicable to commercial nuclear power plants only, the OECD FIRE project exchanges fire data covering all operating modes including construction and decommissioning phases.

One challenge in setting up an international database is to ensure a consistent reporting level between countries in order to capture all events fulfilling the objectives of the project. Regulatory and utilities' reporting levels are different between member countries (e.g., did it or did it not affect safety equipment, different duration thresholds, etc.), and, in addition, the reporting criteria may have changed with time. For events from

the past, the database includes for reference the evolution with time of reporting levels. For future events, one objective of this first three years phase was to define a project reporting level, which accounts for the countries' policies while correctly addressing the technical objectives of the project.

Fire events considered are defined as follows:

- Any process of combustion characterized by the emission of heat accompanied by (open) flame or smoke or both;
- Rapid combustion spreading in an uncontrolled manner in time and space.

This includes incipient fires as well as fully developed fires. Fires shall be included in the database if they are relevant to safety and also if the same type of fire has the potential to be relevant/significant for safety under different boundary conditions (such as different ventilation conditions, other plant operating states (POS), same components affected in other locations, etc.). Explosions not resulting in an open flame shall be excluded.

Data Collection History and Current Status

Fire data have been continuously delivered to the OECD FIRE project during the period 2003 – 2005. Member countries delivered a first set of data in August 2003. This first data collection concerned the observation period from January 1, 2001 to December 31, 2002. The first data collection had several objectives:

- To confirm and, if necessary, improve the design and attributes of the OECD FIRE data base;
- To confirm and, if necessary, improve the Coding Guidelines against data;
- To test routines for further data collection.

Further sets of data have been delivered to the project in 2004 and 2005. Today, stable routines for reporting and quality assurance are in place. Currently, the database contains 140 fire events, most of them quality assured. The events are from the period early 1980ies to 2004, with the bulk of the events in the period mid 1990ies to 2004. Although the reporting of events is not exhaustive, the database provides a good platform for starting the analytical phase.

Data collection is continuing. Data flow of 40 to 50 events per year is expected, as can be extrapolated from

operating experience (about 30 during power operation, about 15 during non-full power operating conditions).

Database Structure

The OECD FIRE event is described by the narrative event description and a number of coded descriptive fields with attributes selectable from predefined menus. The source of information normally is the narrative event description; the entries in the coded fields are derived from the narrative event description.

The classifications of the fire event through coded attributes provide the possibility to search for and identify specific fire events of interest in the OECD FIRE Database for a wide range of applications.

The database is divided into the following major parts:

- Narratives, consisting of:

1 *Event description:*

It begins with a short description or title of the event, followed by a detailed factual description of the fire event, including all relevant circumstances;

2 *Sequence of events:*

It is a structured record of the sequence of the event in form of a bullet list with time and description of the event. The reader should be able to understand how the event developed in time;

3 *Event interpretation:*

It provides further explanations and interpretation, if required;

4 *Ignition phase comments:*

They may provide further details and comments on the fire ignition phase;

5 *Extinguishing phase comments:*

They may provide further details and comments on the fire extinguishing phase;

6 *Comments on consequences and corrective actions;*

- **Coded fields**, their entries are normally derived from the narrative event description. Coding can also be based on documented references. The coded fields are grouped into:

- 7 Ignition phase:
This section describes (by use of codes) the initial course of the fire including items such as location of the fire, type of detection, fire loads, ignition mechanism and root cause;
- 8 Extinguishing phase:
This section describes (by use of codes) the course of the event after the fire alarm triggered (type of extinguishing equipment used, who extinguished the fire);
- 9 Consequences:
Heat and smoke influence on plant operation and systems are described (by use of codes). Secondary effects and corrective actions are included;
- 10 References:
References used, and where to find more information on the specific fire event.

To facilitate the use of the collected data for particular applications, relevance indices grading both the completeness and the quality of the data are assigned to each of narrative and coded fields.

Statistical Observations

This section presents basic statistical information on fire relevant issues, derived from the database and presented in the format of bar charts. On the ordinate of each chart those attributes are listed that turned out to be important for the considered issue. Numbers of occurrence of the selected attributes are shown on the abscissa.

The presented statistics is not exhaustive, i.e. only significant contributors to the various issues are displayed, and the statistics reflect the current contents of the database (140 events).

Some countries report all fire events in their plants; others report only events above a certain severity level.

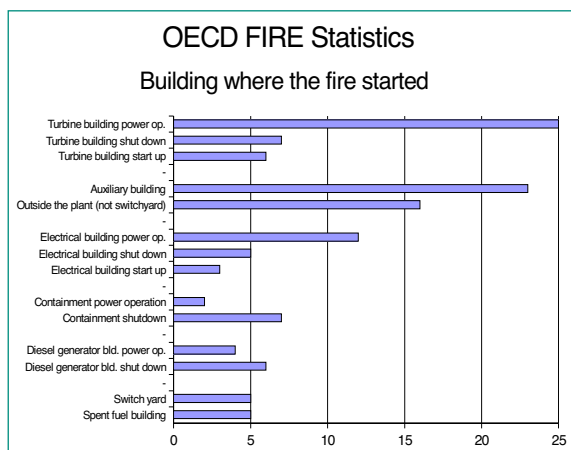


Figure 1: Building of fire occurrence versus number of.

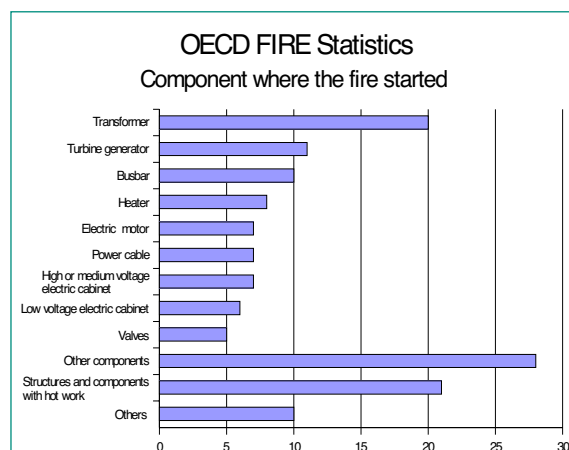


Figure 2: Components of fire occurrence.

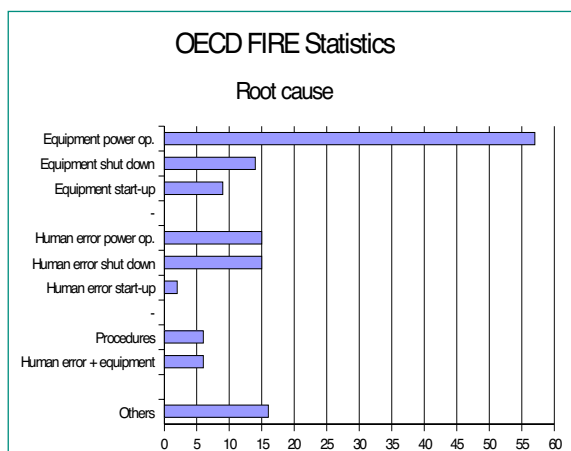


Figure 3: Fire event root causes.

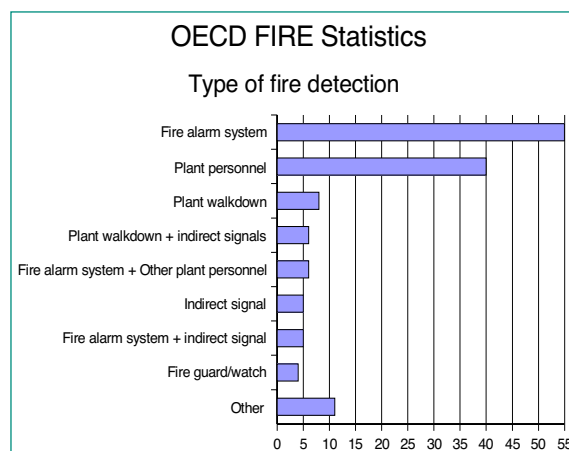


Figure 4: Types of fire detection means.

Therefore, the spectrum of events may be tilted towards the more severe ones.

Figure 1 shows that dominant contributions are from the turbine building, the auxiliary building and the electrical building. Fires in the containment mostly happened during shutdown periods and are mainly due to hot works. The large proportion of fires in the turbine buildings comes from oil on hot pipes (e.g. bearings, pipes).

Apart from fires caused by hot work on various structural elements and components, nearly all fires originated at high or medium voltage electrical equipment like transformers, turbine generators, busbars, motors, power cables, etc. «Others» includes plastic sheets and bins, fabrics soaked with flammable liquids and other general plant material (see Figure 2).

Two thirds of the fires were caused by equipment problems; the remaining one third involved some kind of human errors (see Figure 3).

Most of the fires were detected (see Figure 4) by a fire alarm system, illustrating the significance of the proper location and maintenance of these equipments. Detec-

tion by workers or plant personnel at the scene where the fire started was also important, e.g. in the event of fires caused by hot work.

Most of the fires were detected by automatically actuated smoke detectors. The number of «Not applicable» is relatively high (see Figure 5); it mainly comprises fires at locations without detectors, for example, outside buildings. The number of «No detector actuation» is also relatively high; it mainly refers to fires that were extinguished by plant personnel before the fire detectors were actuated. «Unknown» mainly refers to cases with alarms being triggered, but inability to trace the alarm actuation to specific detectors.

Multiple choices have been checked frequently in the coding of fire loads. This is reflected in the bar chart by showing the total share of the individual materials, also in combination with other materials. Therefore the sum of all bars is larger than the number of events (see Figure 6). Cable insulation material and plastic/polymeric materials were the most common fire loads, consistent with the dominance of electrical ignition mechanisms.

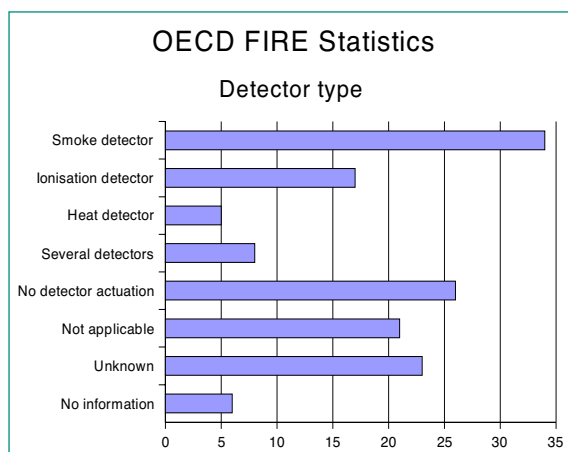


Figure 5: Types of fire detectors.

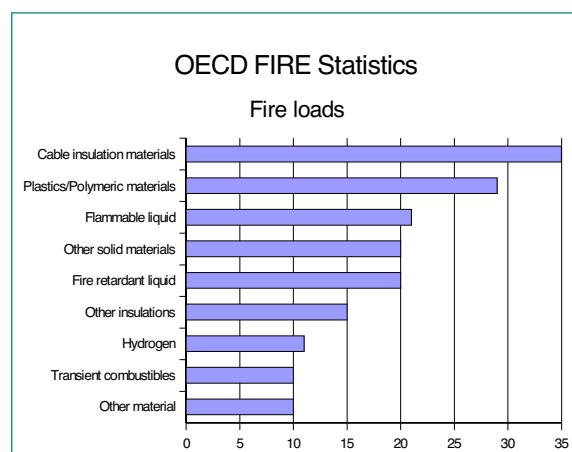


Figure 6: Fire loads involved.

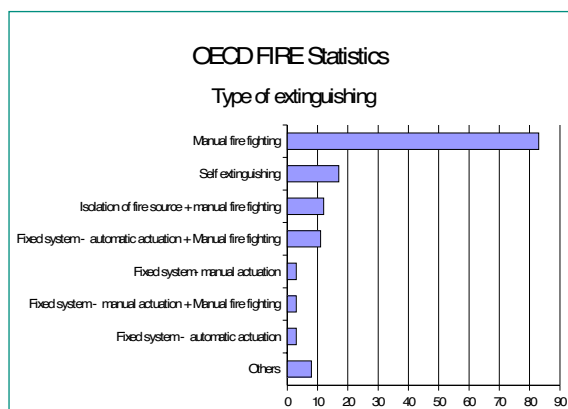


Figure 7: Types of fire extinguishing means.

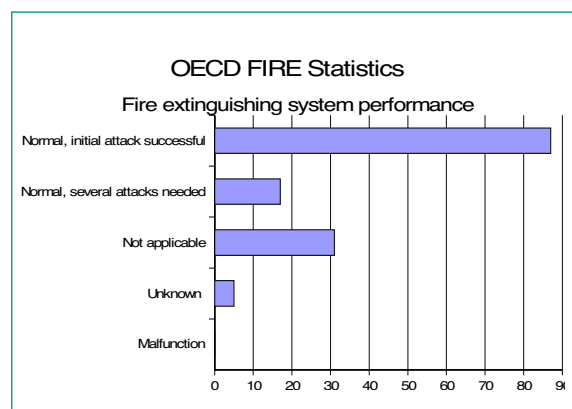


Figure 8: Fire extinguishing systems performance.

Most of the fires were extinguished by manual fire fighting means, self-extinguishing was also important, as well as the isolation of the fire source (which is also a manual action). As the shown combinations of actions all include manual actions, successful fire extinguishing is clearly dominated by manual actions.

In 84 % of demands for fire fighting the initial attempt of fire suppression was successful, but in 16 % of the cases several attempts, using redundant means, were required. This illustrates the importance of multiple redundant equipment available.

A complete malfunction of the available fire extinguishing systems was not reported. «Not applicable» comprises «Self-extinguished» and «Isolation of fire source» in the diagram «Type of extinguishing».

Figure 9 shows in how many events the teams/systems participated, also in combination with others. Therefore, the sum of all bars is larger than the number of events.

Most fires were extinguished by the local on-site fire brigade, either alone or in combination with other teams;

Extinguishing by shift personnel and other people available in the fire area, as well as «Self-extinguished» was also important;

The external fire brigade was rarely needed but its intervention was crucial in the event of severe fires;

Fixed fire extinguishing systems were automatically actuated and were successful in the event of transformer fires.

The upper three bars in Figure 10 show the influence of fires on the operation mode. The operation mode remained unchanged in 84% of the reported fires, in 16% of the cases the plant was shut down, and in 8% of the cases the operation mode changed from power operation to hot standby.

The lower group of bars shows the influence of fires on plant systems and fire barriers. There was no influence of heat or hot gases on the plant in 37 % of the cases, and heat influence was limited to only one component in 44% of the fires. 13 % of the fires affected multiple components in one room, and less than 2 % affected more than one fire compartment.

Conclusions

The number of collected reports is still too small for making corroborated statistical inferences. Also, because of the reporting level being not homogeneous, the spectrum of events may be tilted towards the more severe events. Yet, from the current contents of the database some fairly obvious observations can be made:

- Most fires originated in the turbine building, the auxiliary building and the electrical building. Fires in the containment mostly occurred during shutdown periods and were mainly due to hot work;
- Inside buildings, most fires originated at electrical equipment. The share of fires caused by hot work is also significant;
- The ignition mechanism is dominated by electrical problems like insulation faults, arcing, followed by overheating of components, hot work (mostly welding), and mechanical problems like heat generation by excessive friction in damaged bearings;
- Two thirds of the fires were caused by equipment problems; the remaining one third involved some kind of human errors;
- Most of the fires were detected by automatically actuated smoke detectors;
- Fire detection systems operated as designed in almost all real demand situations;

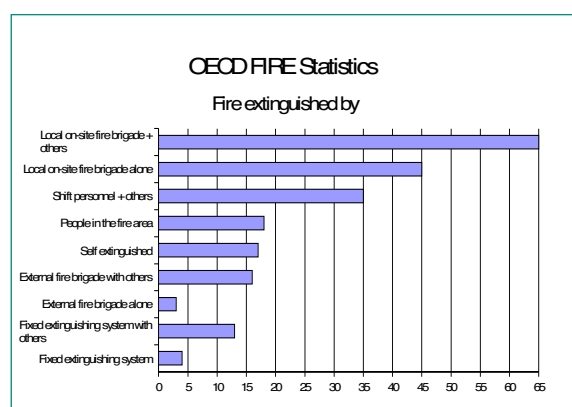


Figure 9: Fire extinguished by people and systems.

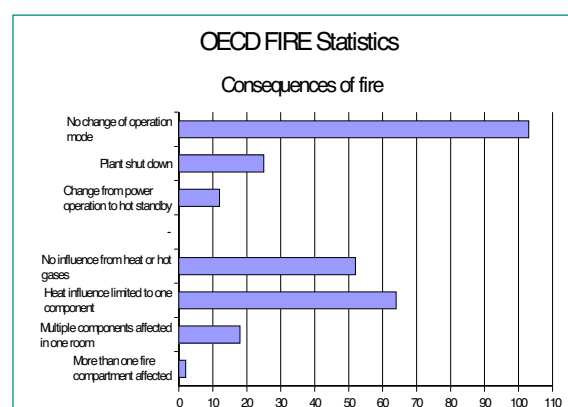


Figure 10: Consequences of fire.

- Cable insulation material and plastics/polymeric materials were the most common fire loads, consistent with the dominance of electrical ignition mechanisms;
- 85% of the fires were successfully suppressed by manual fire fighting or by a combination of manual fire fighting and fixed fire extinguishing system actions. The remaining ones were self-extinguished or extinguished by fixed automatically actuated systems;
- No (complete) malfunction of fire extinguishing systems was reported. However, cases have been reported where several means of fire fighting had to be used to achieve success;
- Only few cases of severe fires were reported which required the involvement of an external fire brigade to extinguish the fire;
- Automatically actuated fixed extinguishing systems were only needed for transformer fires;
- 16% of the events led to plant shut down;
- 13% of the fires affected multiple components in one room, and less than two percent affected more than one fire compartment;
- The share of fires occurring in the shut down mode and start-up mode (30%) is significantly higher than the share of the plants being in these modes during their operating history. This illustrates the increased susceptibility to fires while the plants are in these modes of operation.

Outlook

The second project phase is scheduled from 2006 to 2008. Meanwhile eleven OECD member countries have signed the OECD FIRE agreement (Canada, Czech Republic, Finland, France, Germany, Japan, Netherlands, Spain, Sweden, Switzerland and United States).

The focus of the first project phase has been on data collection not on data analysis. This will significantly change during the second project phase. In the future, more detailed analyses will be performed within the OECD FIRE project by the participating organizations as

soon as a reliable number of events will be available in the database.

This will be helpful for the assessment of safety features on a national basis; e.g. the German data presently available do not allow to establish a verified database because for German nuclear power plants in operation only 30 reportable fire incidents out of 5079 obligatory reported incidents were identified up to the end of February 2006. In this context, the OECD FIRE project may assist to provide further input, which can be applied to German nuclear power plants.

Another important area to be dealt with is the quantitative assessment of manual fire fighting means. Again, the operating experience gained from fire events as well as the experiences of the fire brigades and the personnel responsible for fire safety in NPP in Germany and other countries provide first indications how to assess manual fire fighting capabilities not only qualitatively but also quantitatively.

Hopefully, enough validated and detailed data will become available from the international database OECD FIRE to provide the possibility for comparing the fire protection concepts and strategies in the participating states, and for binning the data with respect to different criteria. However, such analysis results will not be available in the near-term but may be generated at the end of the second phase of the OECD FIRE project in 2008.

First experiences with the OECD FIRE database show that such a collection under clearly fixed coding descriptions and an appropriate quality assurance procedure is very helpful in deciding on proactive corrective actions. Such type of a database may be also supporting other industries for their specific problems in fire safety.

References

Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) OECD/NEA/CSNI. 2000. Fire Risk Analysis, Fire Simulation, Fire Spreading And Impact of Smoke And Heat on Instrumentation Electronics, OECD/ NEA/ CSNI/R (99) 27.

OECD CABRI

International Project-CIP High Burnup Fuel Behaviour under RIA

Author und Co-author(s)	J. Papin, M. Petit, V. Georgenthum
Institution	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)
Address	BP3 13115, Saint Paul-lez-Durance, Cedex, France
Tel., E-mail, Internet address	(33) 4 42 19 96 34, joelle.papin@irsn.fr
Duration of the Project	2000 to 2012

ABSTRACT

The CABRI International Programme (CIP) has been launched by IRSN in 2000, under OECD auspices with a broad international cooperation and partnership of Electricité de France (EDF) and is devoted to the study of advanced high burnup UO₂ and MOX fuels behaviour under Reactivity Initiated Accidents (RIA).

The results and IRSN interpretation of the first two CIP0 tests performed in the CABRI sodium loop with UO₂ rods at 75 GWd/tHM and advanced cladding (Zirlo[®], M5TM) are presented. Both tests did not lead to failure when subjected to an energy in-

jection of about 90 to 100 cal/g under a power pulse of 30 ms half width. A prospective study underlined that in the case of a high corrosion as in CIP0-1 (Zirlo[®] rod, 100 µm maximum value), the risk of brittle failure of the rod under PCMI would be increased under a faster power pulse (10 ms) and injected energy above 110 cal/g in the pressurised water loop conditions. Additional studies are now mainly focused on the preparation of the future CIP tests in the CABRI water loop, on fission gas dynamic behaviour for performance in the NSRR reactor within a JAEA/IRSN cooperation and on mechanical characterisation of advanced claddings.

Project Goals

The CABRI International Programme (CIP) has been launched by IRSN in 2000, under OECD auspices with a broad international cooperation and partnership of EDF and is devoted to the study of advanced high burnup UO₂ and MOX fuels behaviour under Reactivity Initiated Accidents (RIA).

The CIP objectives are to provide under typical pressurised water conditions, the necessary knowledge for assessment of new criteria, evaluation of the safety margins and development of computational tools.

The CIP is a follow-up of the CABRI REP Na programme (1992–2000) that was carried out in the sodium loop of the CABRI reactor¹ and that mainly showed [1] the deleterious influence of a high clad corrosion level with hydride concentration (rim or blisters) on clad failure and the contribution of grain boundary gases on fission gas release (FGR) and potential gas loading, especially in MOX fuel, during the early phase of a fast power transient with limited clad heat-up. Moreover, the failures of some UO₂ and MOX fuel rods at enthalpy levels ranging from 125 to 472 J/g (30 to 113 cal/g) demonstrated the need of evolution of the present safety criteria pertaining to fuel behaviour.

Separate effect tests were also launched for the mechanical characterisation of the cladding material (PROMETRA program for Zr-4, Zirlo[®] and M5TM, [2]) and for the study of clad-water heat transfer under fast transients [3] which underlined the influence of the clad heating rate on the boiling crisis conditions as compared to steady-state conditions (increase of critical heat flux and critical temperature). Data and modelling are thus derived for implementation in the SCANAIR code [4] that has been developed by IRSN for quantitative interpretation of the results and translation to reactor conditions.

¹ CABRI reactor is operated by the CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique)

The CIP should address the remaining questions concerning the transient fission gas behaviour and its impact on clad loading during the entire transient, the rod behaviour with high clad temperature and internal pressure and the post-failure phenomena (fuel ejection, fuel-coolant interaction with finely fragmented solid fuel).

Main Outcomes from the IRSN Interpretation of the CIP0 Tests with Advanced Cladding

The first tests of the CIP were the two CIP0 reference tests that have been performed in 2002 in the sodium loop in order to give a first answer on the behaviour of PWR UO₂ rods irradiated at about 75 GWd/tHMM with advanced claddings (CIP0-1=Zirlo[®] ENUSA rod, CIP0-2= M5TM EDF-AREVA rod).

The main characteristics and results are gathered in the following table 1.

Both tests with maximum average fuel enthalpy close to 80-90 cal/g, did not lead to rod failure and exhibited a low clad deformation without significant evolution of the fuel micro-structure due to transient (except grain boundary separation near free surfaces, at inter-pellets and along cracks).

In CIP0-1, the fission gas release appears consistent with the grain boundary gas inventory at such high burnup level.

An important oxide layer spalling due to the transient is revealed in CIP0-1 as already evidenced in REP-Na tests with high corrosion level and related to clad straining [5]. In CIP0-2, in spite of the low corrosion thickness (20 µm) of the M5TM cladding, the propensity for spalling of the oxide build-up with M5TM material is confirmed as in REP Na11.

In both tests, a partial hydride re-orientation over 40% of the clad thickness is evidenced. Such phenomenon can be explained by the precipitation under constraint of the already dissolved hydrides: based on the avail-

Test	Rod	Burnup (rodlet) GWd/tHMM	Clad Corrosion (mean) µm	Pulse Width (ms)	Injected Energy (max) cal/g	Results
CIP0-1 (11/29/2002)	A06-ENUSA, Zirlo [®] clad, span 5	75	75 (100 max)	32	99	No failure, Hmax *=93 cal/g Max strain: 0,5%
CIP0-2 (11/8/2002)	EDF-AREVA, M5 TM clad, span 5	76	20	28	90	No failure Hmax*= 82 cal/g Max strain = 0,3%

* Hmax= maximal radially averaged fuel enthalpy (SCANAIR calculation)

Table 1: Main characteristics and results of CIP0 rods.

able data in the literature and of the clad temperature and stress evolutions, it can be concluded that the hydride re-orientation occurred late in the test, after power transient and during cooling down at room temperature, due to slow H precipitation kinetics. In CIP0-2 with M5™ cladding and low H content (<100 ppm), all the hydrides are dissolved at 280° C: considering the hoop stress calculated profile (due to fission gas release and residual stresses due to the transient) and the hydride distribution over the clad thickness given by the metallography (fig. 1), the hydride re-orientation threshold can be estimated in the range of 20 to 60 MPa.

In CIP0-1 test, the clad examinations close to peak power node (PPN) showed in the external part, radial cracks of about 35–45 μm spreading into the metal through the hydride rim (rim depth: 25–50 μm); those cracks are often longer at inter-pellet location in relation with higher rim thickness (fig. 2).

A quantitative analysis of the CIP0-1 test has been performed with the SCANAIR code considering three different hypotheses for the oxide layer: total spalling at the beginning of the transient, no spalling at all, residual oxide thickness as measured after test. The latter assumption led to a good agreement on the sodium tem-

perature evolution and on the axial profile of clad final hoop strain resulting from Pellet-Clad-mechanical Interaction (PCMI) which confirms a satisfying description of the rod thermo-mechanical behaviour (fig. 3).

A comparative study considering the CIP0-1 rod in pressurised water conditions under both power transients of 30 ms and 10 ms half width has been carried out; based on the calculated temperature and stress fields, the evaluation of the critical crack depth that may lead to brittle clad failure under PCMI loading together with the results of the post-test examinations (hydride rim thickness) clearly underline a higher risk of failure of such rod under a fast pulse, provided that injected energy be above 110 cal/g (objective of the future test CIP3-1 in the CABRI water loop).

International Cooperation

The CABRI International Programme is a joint project with participation of twelve countries and fourteen organisms (HSK included), IRSN being the operating agent. Detailed technical discussions take place within the Technical Advisory Group meetings (once a year).

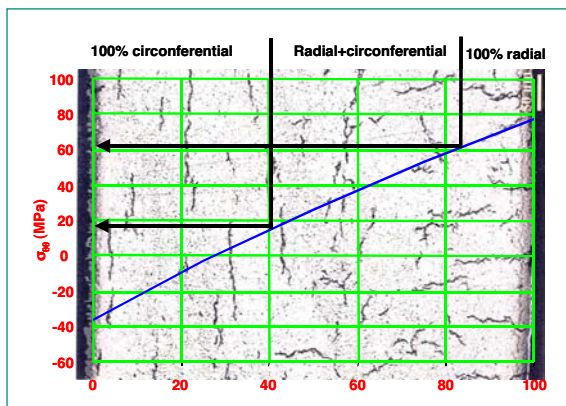


Figure 1: CIP0-2: Clad metallography versus residual stresses at room temperature.

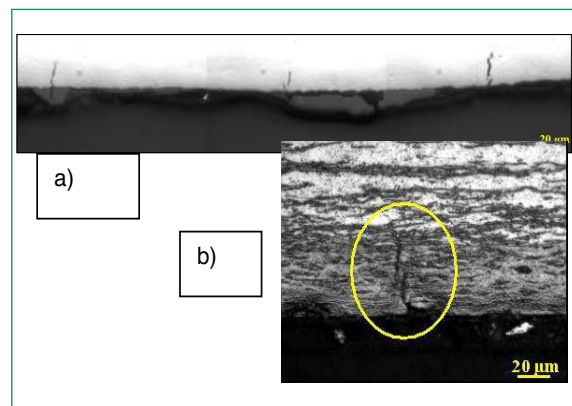


Figure 2: CIP0-1 clad metallography close to peak power node: cracks inside the hydride rim zone (a), detail at inter-pellet location (b).

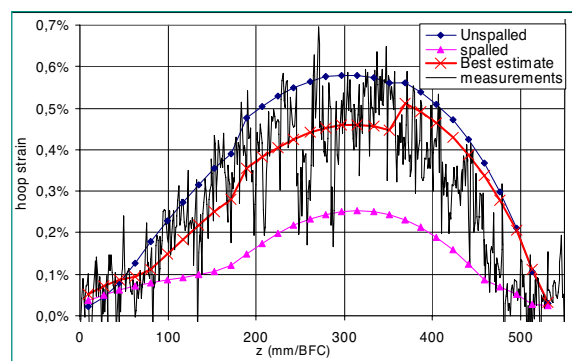
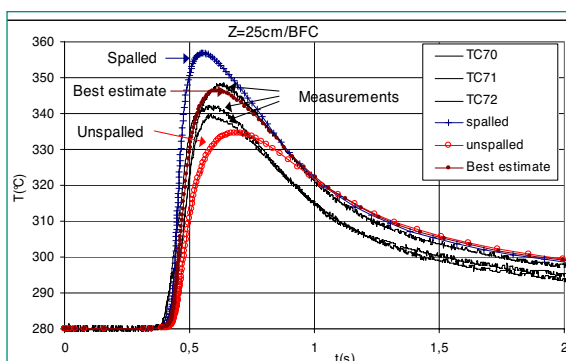


Figure 3: CIP0-1: sodium temperature versus time at 25 cm/Bottom of fissile column (left); axial profile of clad residual hoop strain (right).

The Steering Committee approves the annual programme of work and oversees the progress of work.

Assessment 2006 and Perspectives for 2007

The status report of the project has been presented to the CABRI Steering Committee held in October 2006 (Salamanca, Spain).

A presentation of the IRSN interpretation work on the CIP0 tests has been made at the ANS TOPFUEL meeting (Salamanca, Spain).

The CIP related R&D work is now focused on the detailed preparation of the ten remaining tests to be performed in the CABRI water loop. After the first test CIPQ aiming at the qualification test of the CABRI water loop (checking of the absence of artefacts, study of post-boiling rod behaviour), the other CIP tests will address the main following points: influence of very high burn-up on rod behaviour (85 GWd/tHM), influence of power pulse width (10 ms/30 ms) depending on clad corrosion level, study of post-failure phenomena, advanced fuel micro-structure behaviour (UO₂, MOX, doped fuel, large grains). The precise definition of the tests is based on quantitative studies using the SCANAIR code.

In addition, the mechanical characterisation of the advanced claddings is performed through the Prometra program for Zirlo[®] and M5[™]. A new test program devoted to the mechanical behaviour of the BWR cladding is being defined in cooperation with HSK (test planned beyond 2007).

As a still pending question, the fission gas dynamic behaviour for UO₂ and MOX fuel (impact on clad loading, FGR kinetics) will be studied through the FGD program now launched under an IRSN/JAEA cooperation: 6 tests will be performed in NSRR (feasibility study underway) and results will be made available to CIP members.

Also in the frame of the JAEA/IRSN agreement, information on some ALPS tests (6) carried out in NSRR with advanced fuels and in close connexion with the CIP tests (similar fuel rods submitted to NSRR pulse, various thermal-hydraulic conditions, at least one BWR test) will be available to the CIP members (authorisation needed by fuel owner).

References

- [1] «Summary and Interpretation of the CABRI REP-Na programme», J. Papin, B. Cazalis, J.M.Frizonnet, J. Desquines, F. Lemoine, V. Georgenthum, F. lamare, M. Petit, paper accepted for publication in Nuclear Technology (March 2007)
- [2] «The PROMETRA program: a reliable material data base for highly irradiated Zircaloy-4, Zirlo[™], M5[™] fuel claddings», B. Cazalis, J. Desquines, C. Bernaudat, C. Poussard, X. Averty, P. Yvon, SMIRT 18th, Beijing, China, August 2005
- [3] «Modeling of clad to coolant heat transfer for RIA application», V. Bessiron, Journal of Nuclear Science and Technology, to be published
- [4] «The SCANAIR code for description of fuel behaviour under reactivity initiated accident», E. Fédérici, F. Lamare, V. Bessiron, J. Papin, IAEA Technical Committee meeting on fuel behaviour under transient and LOCA conditions, Halden, Norway, September 2001
- [5] «Study and modelling of zirconia cracking and spalling in high burn-up PWR fuel claddings submitted to RIA transients», V. Georgenthum, J. Desquines, R. Arnaud, ANS-Water Reactor Fuel Performance Meeting, Kyoto, Japan, October 2005
- [6] «IRSN R&D Studies on High Burnup Fuel Behaviour under RIA and LOCA conditions», J. Papin, M. Petit, C. Grandjean, V. Georgenthum, TOPFUEL, Salamanca, Spain, October 2006

Zusammenarbeit in der Dosimetrie

Autor und Koautoren	Ch. Schuler, G. Butterweck, R. Habegger, S. Mayer und C. Wernli
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-mail, Internetadresse	056/310 28 78; christoph.schuler@psi.ch; http://www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2004 – 31. Dezember 2006

ZUSAMMENFASSUNG

Das Forschungsprojekt «Zusammenarbeit in der Dosimetrie» hatte 2006 die folgenden Schwerpunkte: Mit der erfolgreichen Durchführung von Feldexperimenten an den Hochkaminen PSI-Ost und – West konnte für das Vorhaben «Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen» für die Überprüfung von Raum- und Abluftanlagen gezeigt werden, dass die vom PSI entwickelte Messeinrichtung feldtauglich ist. Mit der gegenwärtig in Entwicklung befindlichen Überprüfung des Abscheideverhaltens von Teilchen mit zehn Mikrometern Durchmesser tritt dieses Teilprojekt in eine entscheidende Phase ein.

Die Kalibriermethodik für die maschinelle Freimess-technik auf Grundlage der HSK-R-13 muss laufend auf ihre Qualität hin überprüft werden. Monte-Carlo-Rechnungen der IRA mit anschliessender Validierung der Rechenergebnisse durch reale Kalibrierungen des PSI ermöglichen es, wesentliche Aussagen

über in den Auswertalgorithmus der Freimessanlage implementierte Faktoren zu erhalten.

Nachdem sich die in 2005 erneuerte Mess- und Auswertelektronik in der Aeroradiometrieübung 2006 bewähren konnte, wurde mit der Beschaffung eines zweiten 16 l – NaI(Tl)-Detektors durch die NAZ ein weiterer Meilenstein für die Aufrechterhaltung eines dem Stand der Technik entsprechenden Messsystems für radiologische Notfälle erreicht. Eine für 2007 geplante internationale Aeroradiometrieübung stellt durch den direkten Vergleich mit Messsystemen anderer Nationen eine besondere Herausforderung an die Qualität der erhobenen Daten dar.

Die spektroskopische Beschreibung eines Hochenergiephotonenfeldes am Zaun des KKL schaffte die Voraussetzungen, um in diesen Feldern mittels eines entsprechend kalibrierten Messinstrument-TransfERNormals als Referenz Kalibrierungen von Messgeräten für die Umgebungsdosisleistung vornehmen zu können.

Projektziele

Grundsätzliches Ziel des Projekts

Gemäss Vereinbarung vom 1. Jan. 2004 ist das grundsätzliche Ziel dieses Forschungsprojektes, mit geeigneten 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 2006 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
02/2	Entwicklung einer Methode zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen	Einrichtung eines Kompetenzzentrums für die Überprüfung von Raum- oder Abluftüberwachungsanlagen
03/1	Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau Diorit und Saphir (Methodisches Vorgehen: Kalibrierung des FMS, Messmethodik und Qualitätssicherung)	Optimierung der für das Freimessen einzusetzenden Messmethodik, insbesondere für Messgut in Form von grossen Massen Schüttgut
05/1	Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen	Anpassung von Aeroradiometrie-Messeinrichtung und -Datenverarbeitung an neue Messaufgaben
06/1	Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfornormal für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung	Ergänzung der Sekundärnormale der PSI-Kalibrierstelle; Bereitstellung eines Standard-Messgeräts zur Ermittlung von Sollwerten bei Vergleichsmessungen (Umgebungsortsdosisleistung; Hochenergiephotonenstrahlung)
06/2	Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten für die Umgebungsüberwachung, insbesondere N-16-Strahlung	Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten in Strahlenfeldern bei KKW durch Vergleich der Antworten von Messinstrument-Transfornormal und Messgeräten

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Übersicht Stand der Arbeiten

Teilprojekt	Abgeschlossen mit Bericht	Zurzeit in Bearbeitung (Einzelheiten in den entsprechenden Abschnitten)
01/3		X
02/2		X
03/1		X
05/1		X
06/1		X
06/2		X

01/3 Laufende Berichterstattung über die internationale Normentätigkeit im Strahlenschutz, insbesondere bei IEC und ISO

An der Sitzung der Working Group WG17 des TC85/SC2 am 27./28.2.06 in Paris wurde eine neue, vom Berichtersteller erstellte Version des ersten Teils des Standards ISO 7503 «Measurement of radioactivity – Evaluation of surface contamination – Part 1: Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters» diskutiert. Die vorgelegte Version wurde als noch zu «kalibrierlastig» empfunden, und es wurden Anregungen gemacht, den Kalibrierformalismus ganz in den neu zu schaffenden Teil 4 zu integrieren, welcher neben dem Kalibrierformalismus für Einzelnuclide auch denjenigen für Radionuklidmischungen umfassen wird.

Eine neue Version des ersten Teils des Standards ISO 7503 wurde an der Sitzung der WG17 des TC85/SC2 vom 19. bis 21.6.06 in Ottawa (CAN) vom Berichtersteller vorgestellt. Die Version wurde jedoch, verglichen mit dem derzeit in Kraft befindlichen Standard, als zu radikal vereinfacht empfunden. Es erfolgte der Auftrag, in die an der Dezember-Sitzung in Paris zu diskutierende Version wieder mehr Teile der existierenden Version von 1988 zu übernehmen. Auf diese Sitzung hin sollte auch der geplante Teil 4 des ISO 7503-Standards entworfen werden.

Eine weitere überarbeitete Version des ersten Teils des Standards ISO 7503 «Measurement of radioactivity – Evaluation of surface contamination: Part 1: Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters» wurde in der Sitzung vom 10./ 11.12.06 des TC85/SC2 WG17 in Paris beurteilt. Einwände zur Strukturierung der Norm wurden einzig noch von Seiten des Vertreters aus U.K. vorgebracht, welcher nun bis Anfang April 2007 selbst einen Vorschlag für eine andersartige Strukturierung machen wird.

Die geringe Akzeptanz von Revisionsentwürfen ist darauf zurückzuführen, dass Oberflächenkontaminationsmessung in den verschiedenen, in der Arbeitsgruppe beteiligten Ländern einen sehr unterschiedlichen Stellenwert hat (Frankreich kennt praktisch keine Freimessung von Gegenständen, Deutschland und die Schweiz wenden für die Freimessung von Gegenständen Richtwerte für die Oberflächenkontamination an).

Am 9.3.06 nahm der Berichtersteller als Nachfolger von C. Wernli an der Sitzung des CES/TK45 «Nukleare Instrumentierung» für den Bereich 45B «Strahlenschutzmesstechnik» teil. Das Komitee befasst sich mit

der Beurteilung von IEC-Normentwürfen und stimmt über diese ab; eine direkte Mitarbeit in einer Arbeitsgruppe wie bei ISO ist aber für die strahlenschutzrelevanten IEC-Normen von Seiten des PSI nicht vorgesehen.

Die Berichterstattung wird im Jahr 2007 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 über eine Doppelmarkierung eines Luftpakets mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln definierter Grösse und einem inerten Tracergas (SF6).

Die aus dem ersten Feldexperiment am Hochkamin PSI-Ost (28.6.2005) gewonnenen Erkenntnisse bedingten eine Modifikation der SF6-Messeinrichtung. Durch den Aufbau einer Verdünnungsanlage konnte der durch den Hersteller recht optimistisch angegebene Messbereich des SF6-Monitors auf das notwendige Mass erweitert werden. Nach dem erfolgreichen Test der Verdünnungsanlage wurden zwei weitere Feldexperimente mit fluoreszierenden Partikeln mit einem Mikrometer Durchmesser am Hochkamin PSI-Ost und an der Fortluftanlage PSI-West durchgeführt.

Aufgrund der nun messbaren aufgesammelten SF6-Mengen konnte auf eine Überschätzung des bilanzierten Durchsatzes bei beiden Fortluftanlagen geschlossen werden. Die Fortluftmenge wird über eine Luftgeschwindigkeitsmessung im Zentrum des Kamins bestimmt. Die gemessene Luftgeschwindigkeit wird zur Berechnung der Abluftmenge direkt mit der Kaminfläche multipliziert, ohne dass das Geschwindigkeitsprofil im Abluftkamin Berücksichtigung findet. Dies führt zu einer Überschätzung der Abluftmenge von ca. 20%.

Wegen dieser Überschätzung war es erforderlich, auch die Daten des am 28.6.2005 am Hochkamin PSI-Ost durchgeführten Feldexperiments neu zu bewerten. Wegen der fehlenden SF6-Daten wurde die damals zu 0.96 bestimmte Penetration über die überschätzte Abluftmenge berechnet. Unter der Voraussetzung einer gleich bleibenden Überschätzung der Abluftmenge verändert sich dieser Wert zu 0.68 ± 0.06 (Standardunsicherheit). Das Wiederholungsexperiment am 24.5.2006 ergab eine Penetration von 0.62 ± 0.05 . Die Penetration der Bilanzierungsleitung an der Fortluftanlage PSI-West wurde zu 0.86 ± 0.06 bestimmt.

Für die Vorbereitung der Feldexperimente mit fluoreszierenden Aerosolpartikeln von zehn Mikrometern

Durchmesser wurden erste Versuche in der PSI-Prüfkammer durchgeführt. Ziel dieser Versuche ist unter anderem, die verstärkt zu erwartenden Impaktionsverluste im Einspeiseteil des experimentellen Aufbaus zu quantifizieren. Obwohl der Filter zur Messung der eingespeisten Aerosolmenge parallel zum Luftstrom bündig zur Wand der Messkammer eingelassen ist, wurde eine unerwartet hohe Abscheidung von Aerosolpartikeln beobachtet, welche mit grosser Wahrscheinlichkeit durch Turbulenzen in der Messkammer verursacht wird. Zurzeit andauernde Versuche in der PSI-Prüfkammer sollen helfen, das Design des Sammelkopfes zu optimieren.

Die turbulente Impaktion von Partikeln mit einem Mikrometer Durchmesser auf dem Einspeisefilter wurde in den vergangenen Experimenten nicht berücksichtigt. Obwohl dieser Effekt verglichen mit Partikeln von zehn Mikrometern Durchmesser deutlich geringer ausfällt, kann aufgrund der neuen Befunde ein signifikanter Beitrag nicht ausgeschlossen werden, was durch Laborexperimente im kommenden Jahr abgeklärt wird. Sollte tatsächlich die eingespeiste Aerosolmenge bei den oben aufgeführten Feldexperimenten überschätzt worden sein, wären die für diese Experimente aufgeführten Penetrationen unterschätzt.

Das Teilprojekt wird 2007 weitergeführt.

03/1 Umsetzung der HSK-R-13 an den Beispielen Rückbau Diorit und Saphir (Methodisches Vorgehen: Kalibrierung des FMS, Messmethodik und Qualitätssicherung) Bei der Freimessanlage (FMA) RTM644Inc ist es möglich, Kalibrierungen nur für das Nuklid Co-60 vorzunehmen. Für die Messungen von anderen Nukliden, z.B. Cs-137, wird der Kalibrierfaktor für Co-60 mit einem (Leitnuklidkorrelations-) Faktor, welcher die im Vergleich zu Co-60 unterschiedliche Photonenenergie und Übergangswahrscheinlichkeit berücksichtigt, korrigiert. In Zusammenarbeit der PSI-Kalibrierstelle und der IRA Lausanne konnte der in der FMA RTM644Inc implementierte Inc(Leitnuklidkorrelations)-Faktor für Cs-137 über Monte-Carlo(MC)-Rechnungen der IRA, welche mit Kalibrierungen validiert wurden, reproduziert werden. Die Überprüfung dieser Faktoren stellt ein wichtiges Element der Qualitätssicherung der FMA dar. Es soll nun die Abhängigkeit dieses Faktors von der Messgutmasse für 50 kg bis 1000 kg evaluiert werden. Dies wird durch MC-Rechnungen geschehen, welche durch Kalibrierungen für eine Messgutmasse von 50 kg, 350 kg und 950 kg validiert werden sollen.

Das Teilprojekt wird 2007 weitergeführt.

05/1 Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen

Der Bericht über die Übung ARM 2005 wurde fertiggestellt und als PSI-Bericht Nr. 06-06 [1] veröffentlicht.

In der diesjährigen Übung wurde der Bereich um KKB, KKL, Zwilag und PSI aeroradiometrisch vermessen. In Zusammenarbeit mit dem Kompetenzzentrum ABC Spiez wurde während dieses Übungsabschnitts erstmals ein hochempfindlicher Neutronendetektor eingesetzt. Es zeigte sich die prinzipielle Eignung des Detektors für aeroradiometrische Messungen. Ein Zusatznutzen im Vergleich zum bestehenden System entsteht aber erst im speziellen Fall der Suche nach Quellen mit im Vergleich zur Photonenemission hoher Neutronenflussdichte.

Die Messungen über Stadtgebieten wurden mit Neuchâtel und La Chaux-de-Fonds fortgesetzt.

Im Auftrag der Expertengruppe Dosimetrie der Eidgenössischen Kommission für Strahlenschutz und Überwachung der Radioaktivität (KSR) führten am 20. und 21. Juni Messteams des Labors Spiez, der HSK, des Bundesamtes für Gesundheit sowie des Institut Universitaire de Radiophysique Appliquée (IRA) verschiedene Messungen durch (In-Situ Gammaskopie, Ortsdosisleistung). Ziel war der Vergleich der Resultate zwischen den vom Helikopter aus und den von diesen verschiedenen Messtruppen erhobenen Daten.

In der Nähe von La Chaux-de-Fonds wurde in Zusammenarbeit mit örtlichen Behörden und dem IRA eine Quellensuche geübt. Die Ortung der Quellen konnte durch vorangehende Schulung der Messteams im Vergleich zum Vorjahr verbessert werden. Es gelang allerdings auch diesmal während des Fluges nicht, Quellen mit geringem Abstand (140 m) räumlich voneinander zu trennen.

Die nächstjährige Aeroradiometrieübung soll gemeinsam mit den Aeroradiometrie-Gruppen aus Deutschland und Frankreich im September 2007 durchgeführt werden. Die Vorbereitung dieser Übung hat unter Leitung der NAZ begonnen.

Der 16-l-Detektor der Aeroradiometrie-Messausrüstung muss in absehbarer Zeit im Herstellerwerk gewartet werden. Zur Gewährleistung der optimalen Einsatzbereitschaft hat die NAZ entschieden, vor dieser Massnahme zunächst den kleineren 4-l-Detektor durch einen zweiten 16-l-Detektor zu ersetzen. Dieser Detektor wurde durch die NAZ beschafft. Die Kalibrierung des Detektors ist für 2007 geplant.

Das Teilprojekt wird 2007 weitergeführt.

06/1 Vollständige Beschreibung der Energieabhängigkeit eines Messinstrument-Transfornormal für die Ortsdosisleistung von Umgebungs- und Hochenergiephotonenstrahlung

Zur Realisierung des Messinstrument-Transfornormal sollte Anfang 2006 eine Hochdruck-Ionisationskammer Reuter-Stokes RSS-131 angeschafft werden. Die Herstellerfirma meldete aber ernsthafte Schwierigkeiten mit der Anerkennung dieses Produkts für den europäischen Markt («ce»-Marke) sowie mit der Verschiffung nach Europa. Diese Schwierigkeiten konnten schliesslich gegen Ende des Berichtsjahres behoben und eine Auslieferung des bestellten Geräts für den Beginn 2007 zugesagt werden. Sobald das Gerät ausgeliefert worden ist, werden Kalibrierungen bei der PTB für die Energieabhängigkeit für die Umgebungsstrahlung (Kalibrierung im Untergrundlabor Asse für Ra-226, Co-57, Cs-137 und Co-60) sowie für die Hochenergiephotonenstrahlung (Kalibrierung für 7 MeV-Hochenergiephotonen) durchgeführt werden. Mit diesen beiden Kalibrierungen soll das Transfornormal dann z.B. als Referenz bei Vergleichsmessungen der Messgrösse $d/dt H^*(10)$ eingesetzt werden können oder für die in Teilprojekt 06/2 vorgesehenen Messaufgaben.

Das Teilprojekt wird 2007 weitergeführt.

06/2 Eichung/Kalibrierung von Ortsdosisleistungsmessgeräten für die Umgebungsüberwachung, insbesondere N-16-Strahlung

In diesem Teilprojekt wird beabsichtigt, Messgeräte über Vergleichsmessungen am Zaun KKL mit dem oben beschriebenen Messinstrument-Transfornormal als Referenz für die Umgebungs-dosisleistung von Hochenergiephotonen zu kalibrieren. Das Gammaspektrum verursacht durch N-16-Strahlung am Zaun KKL muss dabei genau bekannt sein. Es wurde deshalb eine Messkampagne während des Betriebs des KKL durchgeführt, in der das Gammaspektrum bis zu einer Energie von 7.5 MeV mit einem portablen HPGe-Detektor am Zaun aufgenommen wurde. Begleitend wurden zwei Reuter-Stokes-Kammern RSS-131 und ein automess-AD-b-Messgerät eingesetzt, welche für die Hochenergie-Photonenstrahlung empfindlich sind, um die Dosisleistung $d/dt H^*(10)$ zu messen. Eine Messung des Untergrundspektrums am Zaun des KKL wurde im August während

der Revision des KKL durchgeführt. Nach Abzug der Untergrund-Messung von der Messung während des Betriebes des KKL wird das Gammaspektrum von den N-16-Gamma-Linien dominiert. Qualitativ ist ein stark ausgeprägter Vollenergiepeak bei 6.1 MeV in Begleitung eines «single escape peaks» und eines «double escape peaks» zu sehen. Die mit den Dosisleistungsmessgeräten erfasste Umgebungs-Äquivalentdosisleistung betrug nach Abzug des Untergrunds 0.1 $\mu\text{Sv/h}$.

Die Messungen der N-16-Ortsdosisleistung bei laufendem und abgeschaltetem Reaktor wurden durch von der HSK ausgeführte Berechnungen der Dosisleistung aus den erhobenen Gammaspektren ergänzt [2]. Es ergab sich eine gute Übereinstimmung von gemessener und berechneter Dosisleistung.

Dieses spektroskopisch beschriebene N-16-Strahlungsfeld am KKL kann nun für Kalibrierungen von Dosisleistungsmessgeräten verwendet werden, sobald das unter 06/1 beschriebene Messinstrument-Transfornormal einsatzbereit ist.

Das Teilprojekt wird 2007 weitergeführt.

Bewertung 2006 und Ausblick 2007

Die im Abschnitt «Geplante Teilprojekte» beschriebenen gesetzten Ziele konnten aus Sicht des PSI für die in Bearbeitung befindlichen Teilprojekte vollumfänglich erreicht werden.

Die Teilprojekte 01/3, 02/2, 03/1, 05/1, 06/1 und 06/2 werden 2007 in Rahmen des Projekts weitergeführt werden.

Referenzen

- [1] B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM05, PSI-Bericht Nr. 06-06, ISSN 1019-0643, August 2006
- [2] J. Löhle: Messung der Direktstrahlung in der Umgebung des KKL – Gamma-Spektrometrie und ODL-Messungen, HSK-AN-6112, Dezember 2006

Zusammenarbeit in der Radioanalytik

Autor und Koautoren	J. Eikenberg, M. Jaeggi
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit
Adresse	CH-5232 Villigen
Telefon, E-mail, Internetadresse	056-310 23 40, jost.eikenberg@psi.ch
Dauer des Projekts	01.01.1995 – 31.12.2007

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projektes Zusammenarbeit HSK-Radioanalytik folgende Studien und Entwicklungsarbeiten durchgeführt und mehrheitlich abgeschlossen:

- Entwicklung von Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI Rückhaltebecken)
- Messung von Photonenstrahlern sehr hoher Energie im Rahmen von $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ Kernreaktoren in Atomkraftwerken
- Inbetriebnahme eines neuen Luftsammlers für die Immissionsüberwachung Zwiilag / PSI

Neben den oben aufgelisteten Projekten nahm die Radioanalytik zudem an mehreren nationalen und internationalen Vergleichsmessungen teil. Folgende Vergleichsmessungen wurden durchgeführt: C-14

und P-32 in Urin (IRA-Lausanne), α/β -Strahler und γ -Strahler in Wasserproben (NPL-London), γ -Strahler in Reaktorwasser und synthetischem Wasser (BfS-Berlin), H-3 und Sr-90 in Urin (BfS-Berlin) Sr-89 + Sr-90 in Wasser (PTB-Braunschweig), sowie γ -Strahler in Wasser (IRA-Lausanne). Bei allen Vergleichsmessungen lässt sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Sollwerten feststellen. Darüber hinaus wurde die Dosimetriestelle des PSI für die Anerkennung Zeitraum 2006 – 2010 von der IRA-Lausanne Ende 2005 auditiert, wobei auch Vergleichsproben ausgestellt wurden (Schilddrüsen-Phantommessung auf ^{131}I sowie Bestimmung von ^{241}Am in Urin). Hier ergaben sich ebenfalls eine gute Übereinstimmung: die Abweichungen von den Referenzwerten waren kleiner 5% für die Schilddrüsenmessung und kleiner 10% für die Ausscheidungsanalytik.

Projektziele

Gemäss dem jährlichen Jahresprogramm wurden für 2006 folgende Projektziele mit der HSK vereinbart:

Thema 06/1 (Entwicklung von Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI Rückhaltebecken):

Thema 06/2 (Messung von Photonenstrahlern sehr hoher Energie im Rahmen von $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ Kernreaktoren in Atomkraftwerken):

Thema 06/3 (Einführung massenspektrometrischer Verfahren in der Radioanalytik: Literaturrecherchen und Erfahrungsaustausch):

Thema 06/4 (Ad-hoc-P Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter: Inbetriebnahme eines neuen Luftsammlers für die Immissionsüberwachung Zwilag/PSI):

Thema 06/5 (Teilnahme an Vergleichsmessungen):

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thema 06/1 (Entwicklung von Analyseverfahren für Radionuklide in Abwasser-Schlammproben (z.B. PSI Rückhaltebecken)

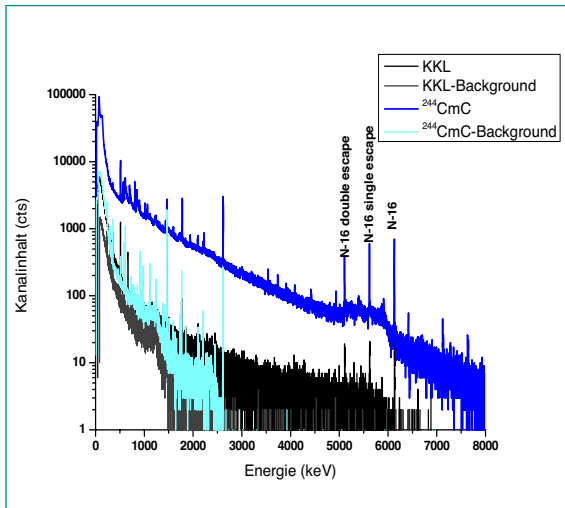
Für die Charakterisierung radioaktiver Schlammproben aus dem Aktiv-Abwassersystem des PSI (insbesondere Rückhaltebecken Aare) müssen diverse Proben nuklid-spezifisch auf ihren Radioisotopengehalt untersucht werden. Eine erste Voruntersuchung unter Verwendung der ^{14}C -Benzol-Syntheseapparatur auf potenziell flüchtige Radioisotope ergab für ^3H ca. 3000 Bq/g Trockenschlamm, wohingegen die Aktivitätskonzentration von ^{14}C ca. 2 Größenordnungen darunter lag.

Zur Analyse auf Aktinide und reine Betastrahler wie ^{90}Sr wurden sodann Mikrowellenaufschluss-Experimente mit dem neu beschafften Mikrowellen-System *MLS Ethos Plus* begonnen. Zuvor wurden Nass-, Trocken- sowie Aschengewichte bestimmt und die Leitnuklide quantitativ mittels Gammaskopimetrie ermittelt (Referenzaktivitäten zur späteren Massenbilanzierung). Bei den Photonenstrahlern handelt es sich vorwiegend um ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{133}Ba und ^{241}Am . Erste Auf-

schlussversuche mit Mischungen aus HNO_3 , HCl und H_2O_2 lieferten bereits interessante Ergebnisse: während Eu , Co , Cs und Am quantitativ als Kationen in Lösung gingen (dh. Bildung von Eu^{2+} , Co^{2+} , Cs^+ , Am^{3+}) blieb Ba vollständig im Rückstand. Beim Lösen aus oxidhaltiger oder silikatischer Matrix sollte Ba eigentlich leichter als Eu oder Am in Lösung gehen (Erdalkalielelement, sollte also bei tiefen pH als Ba^{2+} dissoziieren). Wahrscheinlich ist aber das Barium in schwer löslichen Sulphaten (z.B. als $\text{CaBa}(\text{SO}_4)_2$ aus Schleifabrieben vom Rückbau des Dioritreaktors gebunden. Zur vollständigen Massenbilanzierung sind noch Vollaufschlüsse mit HF und H_3BO_4 notwendig. Die bisherigen Experimente könnten aber bereits jetzt sehr nützlich sein, insbesondere dann, wenn eine nahezu quantitative Trennung zwischen Ba (im festen Rückstand) und Sr (in Lösung) erfolgt. Das ist darum wichtig, weil die radiochemische Trennung von Ba und Sr auf den allgemein verwendeten, selektiven Extraktionsharzen nur mit grossem Aufwand gelingt (nicht trennbare Interferenz zwischen ^{133}Ba und ^{90}Sr im Beta-spektrum von $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$).

Thema 06/2 (Messung von Photonenstrahlern sehr hoher Energie im Rahmen von $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ Kernreaktoren in Atomkraftwerken):

In Siedewasserreaktoren können Photonen mit sehr hohen Energien von ca. 7 MeV über Kernreaktionen mit schnellen Neutronen generiert werden. Von besonderem Interesse ist hierbei die $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ -Reaktion, da der darauf folgende β -Zerfall von ^{16}N zunächst zum angeregten (metastabilen) Zustand von ^{16m}O führt, welches dann über die Emission hochenergetischer γ -Strahlung von 6.13 MeV, 6.92 MeV und 7.12 MeV wieder in den Grundzustand zurückgeht. Die Emission dieser hochenergetischen γ -Strahlung im Turbinengehäuse des KKL führt wahrscheinlich dazu, dass die Umgebungs-Dosisleistung an einem Abschnitt am äusseren Zaun des KKL gegenüber der natürlichen Untergrund-Dosisleistung während der Betriebsphase leicht erhöht ist. Um diese Vermutung näher zu untersuchen, wurde mittels hochauflösender In-Situ-Gammaskopimetrie die Photonenstrahlung am äusseren Zaun des Kernkraftwerkes Leibstadt während der Betriebs- sowie der Revisionsphase gemessen. Die Gammastrahlung von ^{16m}O konnte während der Betriebsphase signifikant nachgewiesen werden, wobei ein hoher Comptonanteil im Bereich 2 – 6 MeV im Vergleich zur wesentlich geringeren Untergrundzählrate (Revisionsphase) in diesem Energiebereich auffiel.



Figur 1: Vergleich der Gammasppektren von Messungen einer $^{244}\text{Cm}^{13}\text{C}$ -Quelle und Messungen am äusseren Zaun des KKL. Die Gammalinien von ^{16}mO bei 6.13 MeV sowie die Single- und Double-Escape-Linien sind in beiden Spektren gut erkennbar.

Thema 06/3 (Einführung massenspektrometrischer Verfahren in der Radioanalytik: Literaturrecherchen und Erfahrungsaustausch):

In der modernen Radioanalytik nimmt generell der Trend zu, neben klassischen, auf Zerfalls-Zählung basierenden Messapparaturen (α -, β - und γ -Spektrometrie) auch massenspektrometrische Techniken (ICP-MS) zur vollständigen Radioisotopen-Analytik zu verwenden. Dies liegt daran, dass in den letzten Jahren wichtige Fortschritte und Verbesserungen in Bezug auf Reproduzierbarkeit, Präzision, Massenauflösung, Nachweisgrenze, benötigte Probenmenge, etc. in der modernen Massenspektrometrie erzielt worden sind. Das hohe Auflösungsvermögen ermöglicht mittlerweile eine klare Trennung von benachbarten Isotopen sogar schwerer Nuklide mit Massenzahlen über 200.

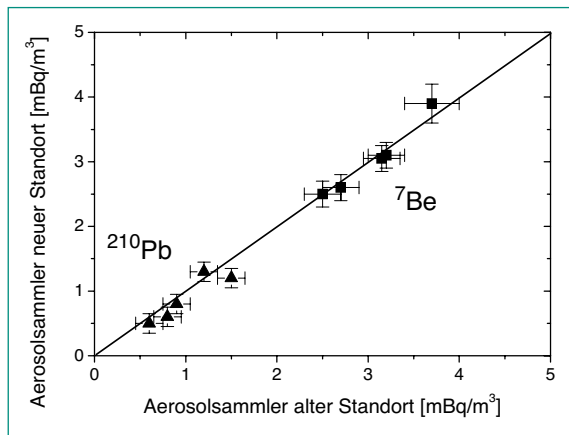
So ist es mit einer modernen ICP-MS möglich, Isotope wie ^{239}Pu und ^{240}Pu klar zu unterscheiden und diese auch im Femtogramm-Bereich ($1\text{ fg} = 10^{-15}\text{ g}$) nachzuweisen. Damit wird bereits für Isotope mit Halbwertszeiten (HWZ) von einigen Tausend Jahren die Nachweisgrenze der α -Spektrometrie unterschritten, welche unter den radiometrischen Methoden am empfindlichsten ist. Dies wird am Beispiel des Nuklides ^{239}Pu (HWZ von $2.4 \cdot 10^4$ Jahren) deutlich. Mit einer spezifischen Aktivität von $2.3 \cdot 10^9\text{ Bq/g}$ ergibt sich für 1 fg eine α -Aktivität von $2 \cdot 10^{-6}\text{ Bq}$ oder 0.002 mBq . Die Nachweisgrenze der α -Spektrometrie für Messzeiten von einigen Tagen liegt um ca. 2 Grössenordnungen darüber (ca. 0.1 mBq). Diese NWG wird bei der α -Spektrometrie aber nur dann erreicht, wenn gewährleistet ist, dass ein sauberes Messpräparat hergestellt, ein Ultra-Low-Level-Oberflächensperrschicht-Detektor verwendet und eine Messzeit von drei Tagen eingehalten wird. Im Gegensatz dazu reicht für eine präzise ICP-MS-Messung von 1 fg eine Messzeit von ca. 20 Minuten aus. Für das kommende Jahr sind Parallelmessungen von Pu-Präparaten mit α -Spektrometrie und einer ICP-MS Apparatur im ETH-Bereich vorgesehen.

Thema 06/4 (Ad-hoc-Probleme der HSK nach Absprache mit dem Projektleiter: Inbetriebnahme eines neuen Luftsammlers für die Immissionsüberwachung Zwiilag/PSI):

Im Laufe des Jahres wurde ein neuer Luftsammler für die Immissionsüberwachung Zwiilag/PSI installiert und anschliessend in Betrieb genommen (Standort: Personalrestaurant OASE). Dieser Luftsammler ersetzt den bisherigen Luftsammler am Gebäude OSUA. Zur Vergleichbarkeit der Resultate der γ -spektrometrischen Filtermessungen wurden über 2 Monate beide Luftsam-

Standort	Zeitraum	^7Be [mBq/m ³]	^{40}K [mBq/m ³]	^{137}Cs [mBq/m ³]	^{210}Pb [mBq/m ³]
am Gebäude OSUA	25.07. – 08.08	3.7 ± 0.4	< 0.1	< 0.01	0.9 ± 0.1
vor Gebäude OASE	25.07. – 08.08	3.9 ± 0.4	< 0.1	< 0.01	0.8 ± 0.1
am Gebäude OSUA	08.08. – 22.08	2.5 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	0.6 ± 0.1
vor Gebäude OASE	08.08. – 22.08	2.5 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	0.5 ± 0.1
am Gebäude OSUA	22.08. – 05.09	3.2 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	0.8 ± 0.1
vor Gebäude OASE	22.08. – 05.09	3.1 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	0.6 ± 0.1
am Gebäude OSUA	05.09. – 19.09	3.2 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	1.5 ± 0.2
vor Gebäude OASE	05.09. – 19.09	3.1 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	1.2 ± 0.1
am Gebäude OSUA	25.07. – 08.08	2.7 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	1.2 ± 0.1
vor Gebäude OASE	25.07. – 08.08	2.6 ± 0.3	< 0.1	< 0.01	1.3 ± 0.1

Tabelle 1: Messergebnisse der Luftfiltermessungen an 2 Standorten des PSI.



Figur 2: Vergleich der Messergebnisse für ^{7}Be (quadratische Symbole) und ^{210}Pb (dreieckige Symbole) in Luftfiltermessungen an 2 Standorten des PSI. Die Messergebnisse von den 5 Filterproben (aus 2-monatigen Parallelbetrieb) sind innerhalb der Unsicherheiten (2σ) identisch (gut sichtbar anhand der 1:1-Linie). Der Betrieb am neuen Standort konnte daher problemlos aufgenommen werden.

ler im Parallelauf betrieben. Die Ergebnisse zeigen eine sehr gute Übereinstimmung der natürlich vorkommenden und signifikant nachweisbaren Radionuklide ^{7}Be und ^{210}Pb (s. Tab. 1 und Fig. 2).

Nationale Zusammenarbeit

Institut Radiophysique Appliquée (IRA) Lausanne: Ringvergleich C-14 und P-32 in Urin 2005

Zufriedenstellende Übereinstimmung beim C-14, P-32 ebenfalls innerhalb der erlaubten Toleranz von $\pm 20\%$, aber hier doch systematisch 10 – 15% zu tiefe Werte. Das Problem ist hier die kurze Halbwertszeit von P-32, d.h. die Proben können nicht intern standardisiert werden, wie das bei den C-14-Proben durchgeführt wurde (durch die interne Standardisierung kann für jede Probe die Zähleffizienz individuell berechnet werden). Die Zähleffizienz wird im folgenden Jahr mit einer zu beschaffenden P-32-Lösung neu bestimmt (Neuaufnahme einer Quenchkurve).

Probe	^{14}C PSI [Bq/l]	PSI / Ref.-Wert	^{32}P [Bq/l]	PSI / Ref.-Wert
1	245 ± 50	1.13	21800 ± 2000	0.84
2	750 ± 75	0.95	430 ± 100	0.94
3	2170 ± 210	0.94	810 ± 150	0.85
4	2750 ± 250	0.98	4210 ± 600	0.87

Tabelle 2: Ergebnisse der Vergleichsmessung C-14 und P-32 in Urin IRA-SUeR 2005. (Messunsicherheiten 2σ)

Institut Radiophysique Appliquée (IRA) Lausanne: Ringvergleich Gamma-Strahler in Wasser 2006

(PSI Lab code Nr. 1) Nachgewiesen wurden Co-57 und

Ba-133). Es ergab sich eine sehr gute Übereinstimmung der Messergebnisse sowohl mit den Referenzwerten wie auch den Labormittelwerten.

Isotop	PSI-Wert [Bq/l]	Referenzwert [Bq/l]	Lab. mean [Bq/l]	PSI/Ref	PSI/lab. mean
Co-57	710 ± 35	727 ± 3	700	0.98	1.01
Ba-133	1530 ± 75	1565 ± 10	1540	0.98	0.99

Tabelle 3: Ergebnisse der Vergleichsmessung Gammastrahler in Wasser IRA-SUeR 2006 (Messunsicherheiten 2σ).

Internationale Zusammenarbeit

National Physical Laboratory (NPL) London Gamma-Strahler $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$, ^{14}C , ^{35}S , ^{238}U , $^{238,239}\text{Pu}$, ^{241}Am in Wasser

(PSI Lab. Code Nr. 60) Hierbei handelt es sich um einen der schwersten Ringvergleiche für Radioisotopen-Bestimmungen weltweit: z.B. notwendige radiochemische

Separation zwischen $^{238,239}\text{Pu}/^{241}\text{Am}/^{234,235,238}\text{U}/^{55}\text{Fe}/^{89,90}\text{Sr}$ in Probe 1 bzw. $^3\text{H}/^{14}\text{C}/^{35}\text{S}$ in Probe 2. Probe 3 enthält diverse γ -Strahler mit Photopeak-Interferenzen und Zerfallsprodukt-Ungleichgewichten (z.B. $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$). Für $^{89}\text{Sr}/^{90}\text{Sr}$ wurde eine neue Analyseverfahren entwickelt: Nach diversen Ringvergleichen wie z.B. NPL 2006 oder BfS 2006 (s.u.) kann die Methode als validiert eingestuft werden.

Probe 1: a/b Strahler									
⁵⁵ Fe [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁸⁹ Sr [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/g]	PSI/ Ref.	²³⁸ U [Bq/g]	PSI/ Ref.		
6.48 ± 0.45	0.94	13.6 ± 1.5	1.06	10.2 ± 0.8	1.00	0.98 ± 0.04	0.93		
²³⁸ Pu [Bq/l]	PSI/ Ref.	²³⁹ Pu [Bq/l]	PSI/ Ref.	²⁴¹ Am [Bq/l]	PSI/ Ref.				
2.53 ± 0.08	0.97	5.88 ± 0.18	0.97	11.5 ± 0.14	0.96				
Probe 2: reine β-Strahler (low level analysis):									
³ H [Bq/kg]	PSI/ Referenzwert	³⁵ S [Bq/kg]	PSI/ Referenzwert						
549 ± 38	1.12	386 ± 23	0.94						
Probe 3: γ-Multinuklid-Mischung:									
²² Na [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁶⁰ Co [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁸⁸ Y [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁹⁵ Zr [Bq/g]	PSI/ Ref.	⁹⁵ Nb [Bq/g]	PSI/ Ref.
2.57 ± 0.08	0.94	5.25 ± 0.15	1.03	1.21 ± 0.04	1.01	1.22 ± 0.06	1.04	2.46 ± 0.62	0.99
¹²⁵ Sb [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹³³ Ba [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹³⁴ Cs [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/g]	PSI/ Ref.	¹⁵² Eu [Bq/g]	PSI/ Ref.
5.39 ± 0.21	1.00	4.64 ± 0.19	0.97	2.71 ± 0.11	0.99	2.68 ± 0.08	1.03	2.43 ± 0.09	1.02

Tabelle 4: Ergebnisse der Vergleichsmessung Gammastrahler in Wasser NPL 2006 (Messunsicherheiten 2 σ)

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) Berlin, Gamma-Strahler und ⁸⁹Sr/⁹⁰Sr in Reaktorwasser

(PSI Lab. Code Nr. 15) Gute Übereinstimmung sowohl beim Reaktorwasser als auch beim synthetischen Was-

ser. Für die Gamma-Strahler sowie ⁹⁰Sr liegt die Übereinstimmung innerhalb von 5%; bei ⁸⁹Sr beträgt die Abweichung vom Mittelwert der Teilnehmer zwar 10%, diejenige zum Referenzwert aber nur 2%.

Probe A: Synthetisches Wasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten und PTB-Referenzwerten									
⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁵⁴ Mn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	¹³⁴ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Nit.	PSI/ Ref.	
6.5 ± 0.3	1.01	1.01	4.9 ± 0.5	1.00	1.00	9.0 ± 0.5	1.00	0.94	
⁸⁹ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	PSI/ Ref.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Nit.	PSI/ Ref.	
2.8 ± 0.3	1.11	0.98	1.9 ± 0.2	0.99	0.96	6.2 ± 0.3	0.96	0.96	
Probe B: Reaktorwasser: Vergleichbarkeit mit Labor-Mittelwerten									
⁵⁴ Mn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁶⁰ Co [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁶⁵ Zn [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	⁸⁸ Y [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.	¹³⁷ Cs [Bq/l]	PSI/ Lab.-Mit.
1.7 ± 0.1	0.99	3.9 ± 0.2	1.01	3.5 ± 0.2	1.01	0.3 ± 0.1	0.98	4.6 ± 0.2	1.01

Tabelle 5: Ergebnisse der Vergleichsmessung Gammastrahler in Wasser BfS 2006 (Messunsicherheiten 2 σ).

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) Berlin, H-3 und Sr-90 in Urin

(PSI Lab code Nr. 2 für H-3, Lab. Code 1 für Sr-90) Die Proben enthielten ungewöhnlich tiefe Aktivitätskonzentrationen insbesondere für ³H (Nachweisgrenze PSI Rou-

tineproben 400 Bq/l, erforderliche Mess-Schwelle gemäss Dosimetrierordnung 42000 Bq/l). Alle PSI-Resultate sind klar innerhalb der tolerierten 2-σ-Grenze (berechnet aus der Standardabweichung aller akzeptierten Werte).

Probe	³ H PSI [Bq/l]	PSI/ Referenz-Wert	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Referenz-Wert
1	305 ± 100	0.81	0.45 ± 0.04	1.15
2	990 ± 120	1.10	1.11 ± 600	1.12

Tabelle 6: Ergebnisse der Vergleichsmessung H-3 und Sr-90 in Urin BFS 2006 (Messunsicherheiten 2 σ).

Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) Braunschweig Sr-90 und Sr-89 in Wasser

(interner Vergleich PTB – PSI für Methodvalidierung)
Zur Erschwernis der Analyse wurden stark störende, radioaktive Verunreinigungen zugesetzt (Ba-133, Pb-

210). Es sei darauf hingewiesen, dass sich Ba und Pb nur schwer von Sr beim Analysegang trennen lassen. Die zugesetzten Radionuklide interferieren im β-Spektrum mit Sr-89,90 und müssen daher vollständig abgetrennt werden.

Probe	⁸⁵ Sr [Bq/l]	PSI/ Ref.	⁸⁹ Sr [Bq/l]	PSI/ Ref.	⁹⁰ Sr [Bq/l]	PSI/ Ref.	¹³³ Ba [Bq/l]	PSI/ Ref.	²¹⁰ Pb [Bq/l]	PSI Ref.
A	(1)		5.9 ± 0.3	1.06	1.0 ± 0.1	0.97	4.9 ± 0.5	0.97	10.8 + 1.5	0.99
B	4.9 ± 0.3	1.04	5.9 ± 0.4	1.10	1.0 ± 0.1	0.95	(1)		(1)	

(1) Von der PTB nicht zugesetzt

Tabelle 7: Ergebnisse der Vergleichsmessung Sr-90 und Sr-89 in Wasser PTB 2006 (Messunsicherheiten 2 σ).

Bewertung 2006 und Ausblick 2007

Die Stellvertretung der Leitung Radioanalytik war im Berichtsjahr nicht besetzt, konnte aber auf den 1.11.2006 wieder geregelt werden (Stellen-Neubesetzung durch

Frau Dr. M. Jaeggi). Die angestrebten Aufgaben im Rahmen Zusammenarbeit Analytik/HSK werden daher im kommenden Jahr im vollen Umfang erfüllt.

Mont Terri

EZ-B: Mechanical Heterogeneities and Fracture Generation in the EDZ

Author and Co-author(s)	Prof. Dr. Simon Löw, Salina Yong, Dr. Corrado Fidelibus, Dr. Frank Lemy, Dr. Keith Evans
Institution	Chair for Engineering Geology, ETH Zürich
Address	ETH Hönggerberg, CH-8093 Zürich
Tel., E-mail, Internet address	+41 43 6332742, loew@erdw.ethz.ch, www.erdw.ethz.ch/loew
Duration of the Project	July 1, 2002 to June 30, 2007

ABSTRACT

The main objective of the EZ-B project is to improve our understanding of the mechanisms driving the formation of the Excavation Disturbed Zone (EDZ) around a repository drift in the Opalinus Clay through a comprehensive in-situ experiment at full scale. Of particular interest are the factors that control fracture nucleation and propagation, as well as the time-dependant geometry and petrophysical properties of the EDZ. In 2005 a 5-m-long and 3-m-large circular niche was excavated in the Mont Terri Underground Research Laboratory at several excavation steps of about 1.5 m with pauses for the execution of a comprehensive monitoring and measurement program.

The step-wise excavation produced a progressive disturbance of the rock mass around the niche, which is clearly visible on p-wave velocity profiles measured in longitudinal and radial boreholes. Seismic velocity data in the central B3 borehole indicate that the EDZ extent ahead of the face during the construction of the niche varied from 0.3 m to 1.4 m. Nevertheless and unexpectedly, shortly after the full excavation of the EZ-B niche, only very few macroscopic EDZ fractures could be identified. It is as-

sumed, that most of the early petro-physical changes induced by the excavation relate to micro-fracturing.

The rock mass response to the excavation is presumably influenced by pre-existing planar shear zones/faults, and the bedding related rock mass anisotropy. After a preliminary interpretation of the data it is reasonable to hypothesise that the pre-existing faults assume a crucial role in driving the heterogeneous deformation and constitute a major constraint to the evolution of the EDZ cracks. It is also worth to mention that the intrinsic anisotropy of the rock mass strongly affects the fracture propagation, as seen in specific fracture mechanical lab experiments. Therefore, the numerical simulations currently underway and planned for the next year consider and study the impacts of all these factors.

Displacement magnitudes obtained from the total station indicate most displacements measured during and after the excavation are in the same order of magnitude or less than those indicated in elastic simulations using the code Phase2. However, a maximum total cumulative displacement < 11mm was measured in the roof during the excavation compared with an estimate of <5 mm from Phase2.

Review of Project Objectives and Components

It is recognized that the Opalinus Clay (OPA) is suitable to host a repository of radioactive nuclear waste, given the extremely low hydraulic conductivity and high retardation factor. Nevertheless, the excavation-induced fractures may cause a local increase of the conductivity. It is therefore essential to understand the mechanical processes that drive to the formation of fractures around the excavation in view of the design of appropriate counter measures. The EZ-B Experiment in the Mont Terri Rock Laboratory is aimed at understanding these processes and the quantitative estimation of the evolving fracture patterns through numerical modeling. The experiment is based on the collection of relevant physical data during and after the staged excavation of a niche, which happened in 2005. The collected data set includes: 1) 3D high-resolution displacements of the niche walls, floor, ceiling and face; 2) geometry and type of all the fractures and faults visible at the excavation surfaces and in monitoring boreholes; 3) pore pressures in the rock mass measured in slim diameter boreholes; 4) seismic imaging of the rock and fractures. In addition, samples from triple-tube cores of boreholes differently oriented with respect to the bedding of the OPA are used for the estimation of the orientation-dependent fracture toughness.

The interpretation of this large data set supports the definition of the theoretical framework for the numerical simulations of the response of the rock mass through the use of both a continuum model of a poro-elasto-plastic material, and a discrete model of an elastic material with propagating cracks. The first model refers to the time-dependent macroscopical response of the rock mass, whereas the second model investigates the formation and propagation of discrete cracks in the side-walls and face of the excavation.

Up to date, after completion of the excavation, all the planned measurements have been accomplished, except from the long-term monitoring. The interpretation of the data set is still under way. In this report the up-to-date results and the related interpretation are delivered. Four specific aspects of the work carried out in 2006 are illustrated in this report:

- 1 Monitoring and analyses of niche displacements
- 2 Processing and analysis of borehole seismic investigations
- 3 Integration of the field measurements
- 4 Fracture mechanical investigations

Work Carried out in 2006 and Results Obtained

1 Monitoring and Analyses of Niche Displacements with Laser Scanning Technology

The work carried out in 2006 related to the laser scanning of the EZ-B niche was directed towards the improvement of data processing and interpretation tools, to the assessment of laser scanning in deriving displacements, and to the preliminary analysis of niche wall displacements. In practice, this work included the following tasks:

- Development and implementation of a new filtering technique attenuating noisy artefacts in the point clouds;
- Generalization of the code for any surface orientation;
- Improvement of data visualization by the superimposition of the differential elevation map on surface topography (Figure 1b-c) and the generation of cross-sections in the point clouds (Figure 1d-e);
- Detailed assessment of laser scanning in deriving surface displacement through a comparison with total station data (Figure 1d-e);
- Generation of differential elevation maps for all the different parts of the niche and for the 12 scanning sessions;
- Generation and visualization of displacement vectors calculated from the 3D coordinates of object points measured with the total station (Figure 1e);
- Preliminary interpretation of differential elevation maps;
- Publication of the results.

The displacement vectors obtained from the total station surveying indicate a maximum total cumulative displacement of < 11mm (in the roof) during the excavation of the niche. However, the majority of displacements are 1– 3mm. A measurement taken 7 – 8 months later indicates a maximum total cumulative displacement of < 6 mm (near the bottom of the face) with a majority at 4–5 mm.

The assessment of the laser scanning data demonstrated that an accuracy of a few millimetres can be reached for field conditions in the calculation of differential elevations values. Case studies also revealed that the examination of differential elevation maps may bring to

light phenomena that are overlooked when using traditional monitoring methods. The processes associated with the different zones identified in the differential elevation maps are the object of current investigations. First results suggest that the displacement field at the mm-scale resolution is very heterogeneous and that pre-existing faults may act as discontinuities of the displacement field.

The *niche face* map in Figure 1b suggests that degradation of the rock and/or of the development of fractures sub-parallel with the surface may have occurred in the lower right part of the face during the months follo-

wing the end of the excavation. This interpretation is supported by the observation of excavation-induced fractures in the entrance of the niche. Some of these fractures formed sub-parallel to the excavation surface in the lower right part of the face that was excavated months before the construction of the niche. Relatively large positive differential elevations (movements towards the excavation and the gallery 04) are also observed between discontinuity planes intersecting the tunnel face. These movements could be related to shear displacements along faults and new fractures parallel to bedding and/or to the deformation of layers in a direction parallel to bedding. New fractures parallel to bed-

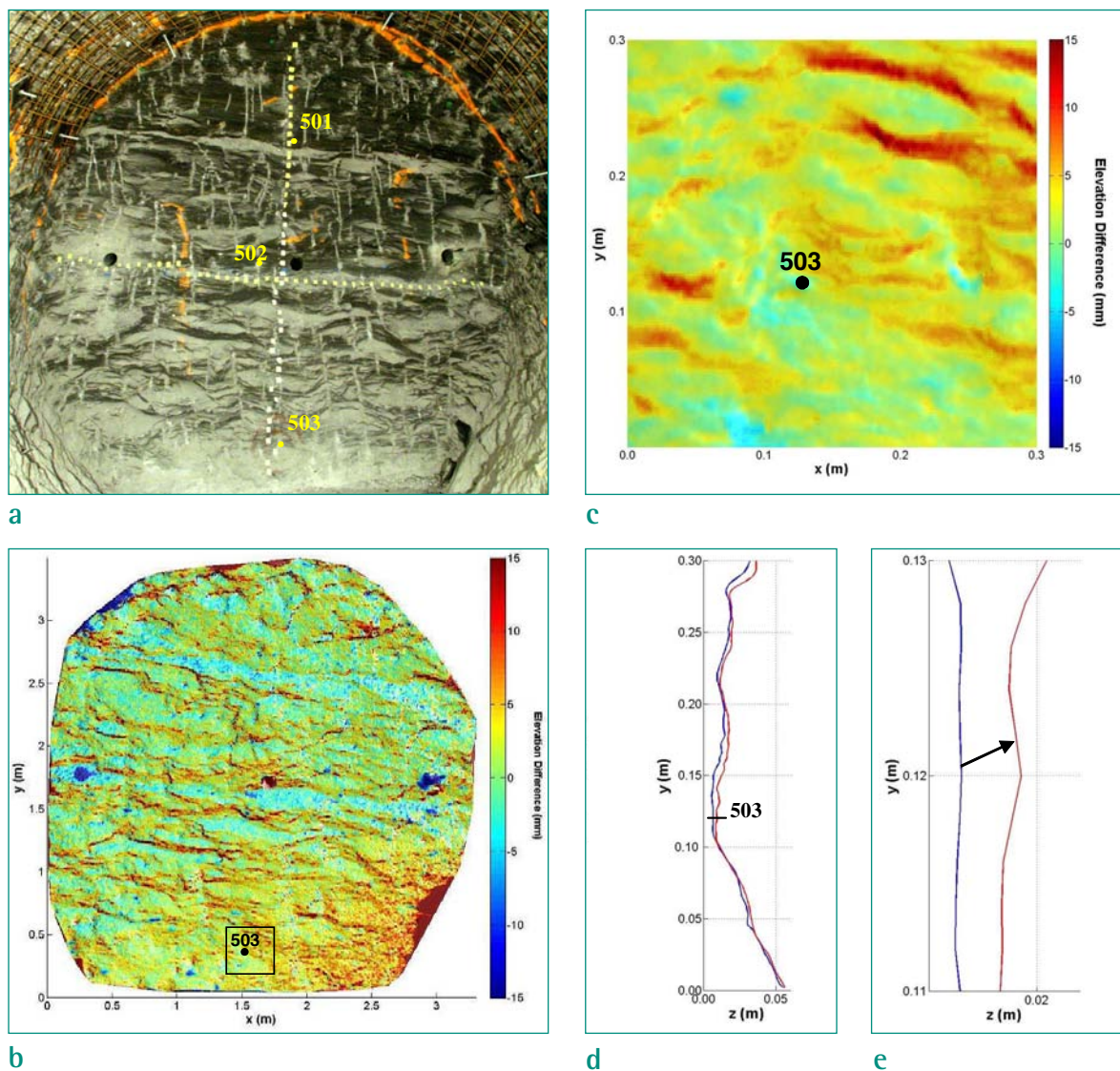


Figure 1: a) Photograph of the tunnel face with the location of object points 501, 502 and 503; b) Differential elevation map of the tunnel face between 17 March and 28 October draped over a digital elevation model; c) Differential elevation map of a 0.3 x 0.3-m area located in the vicinity of object point 503 draped over a digital elevation model; d) 0.30-m long vertical section of the rock surface intersecting the vicinity of object point 503 and extrapolated from the point clouds used to generate the differential elevation maps; e) 0.02-m long vertical sections of the rock surface intersecting the vicinity of object point 503 on which is reported the displacement vector derived from total station data.

ding planes (crossing bedding locally at steps of mm to a few cm) have also been observed several months after the excavation of the opening in the right wall of the tunnel. At the same time several regions in the tunnel face are characterized by negative values, which indicate that the surface is moving locally away from the excavation. In several cases, large negative values are due to the fall of small rock blocks as observed in the field. However, the majority of the negative values observed in the maps are not related to block falls. One possible explanation is the drying of the rock that has been observed after the excavation of the niche. Displacements in side walls show similar heterogeneous displacements and movements directed towards the gallery 04 during the months following the construction of the niche.

The analysis of differential elevation maps will greatly improve the understanding of the rock mass behaviour and should allow for better constraining models of its response to excavation. Current work aims at comparing the displacements mapped from laser point clouds with structural data from geological surface mapping, borehole image analysis, core logging and borehole geophysics.

2 Borehole Seismic Velocity Measurements (BGR)

The analysis of the seismic measurements carried out by BGR prior, during and after the EZ-B niche excavation is still underway. Vp profiles measured in the central B3 borehole clearly indicate the formation of a geophysical EDZ in the excavation face, developing during relatively short periods of time (Figure 2). The seismic p-wave velocities show a strong anisotropy with higher velocities measured in a direction normal to the niche axes, i.e. parallel to bedding.

3 Integration of Field Data

The EDZ in the Opalinus Clay at Mont Terri is complex and its definition requires knowledge of the 3D space occupied, the time-scale involved, the geological context, the atmospheric conditions, and the rock mass response. It is also important to understand how these different components impact and interact with each other. In turn, this requires the integration of data obtained from the number of complimentary measurements made during the field investigation.

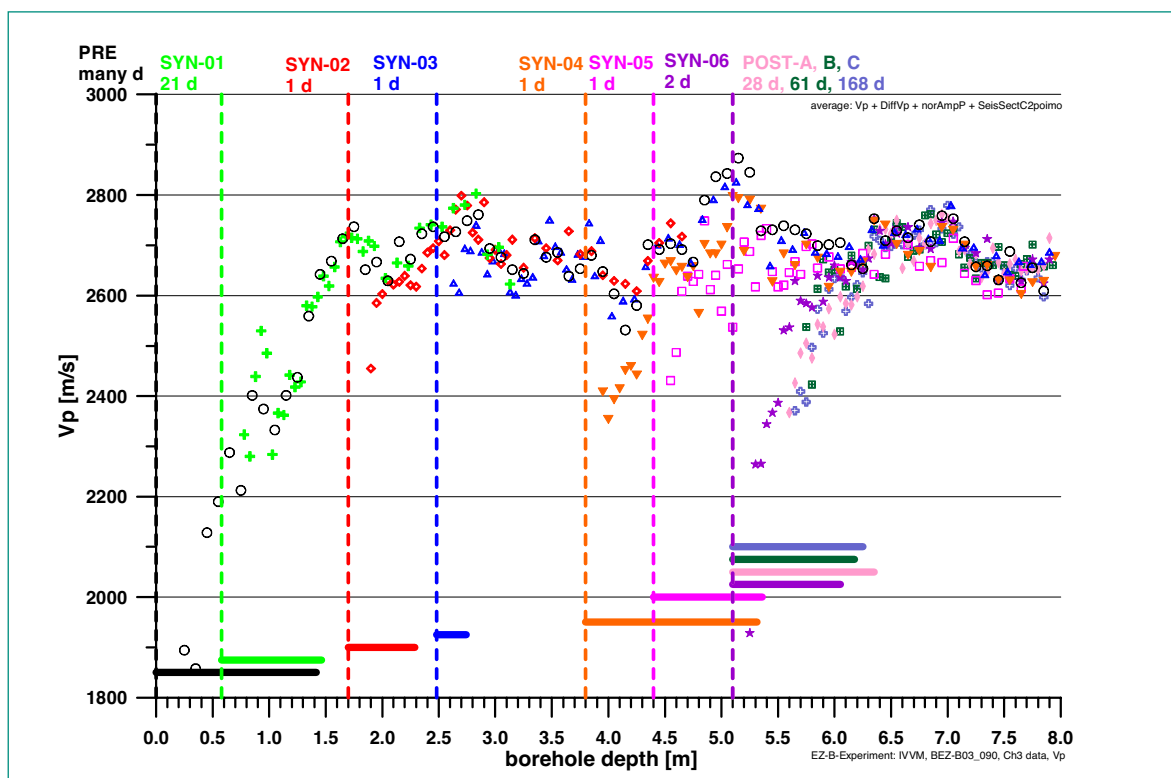


Figure 2: P-wave velocity profiles from borehole B3 measured at different time prior, during and after the EZ-B niche excavation. Excavation steps are indicated by broken lines, the inferred thickness of the geophysical EDZ as colored horizontal lines. The time since the last excavation is shown in the upper line. Data and figure from BGR.

Data obtained during the field investigation can be divided into two groups: those involving information-gathering in and/or around boreholes and those that involved information-gathering at the excavated surfaces. The former consisted of: geological drillcore mapping and photography, pore pressure monitoring, optical televiewer logging, single-hole seismic velocity measurements, cross-hole seismic velocity measurements, seismic velocity tomography, and spectral gamma logging. Superficial measurements consisted of: geological mapping and photography of the niche surfaces (seven faces, side walls, roof, and invert), total station surveying (27 object points installed in four circular arrays along the niche body and one linear array in the final face), panoramic laser scanning of the excavation surfaces, atmospheric conditions inside the niche (temperature, humidity, and atmospheric pressure), seismic velocity refraction in the final face along two linear profiles (sub-parallel with and sub-perpendicular to bedding), vertical seismic velocity profiling along the same two linear profiles as the refraction but by using the horizontal boreholes in the face, and digital video documentation of the niche excavation.

As shown in Table 1, the dataset in this experiment is large and its integration is a complex task. Prior to integration, each individual dataset must first be processed and analysed. Herein lays the majority of the effort and time spent since the construction was completed in the spring of 2005. However, due to the size of the dataset and the number of organizations (five in total) invol-

ved in obtaining and delivering the data in its final form, data integration was initiated as soon as enough data were available. Thus, data processing and analyses have been carried out in tandem with data integration since the niche construction. By late 2006, the focus shifted to data integration as a substantial amount of the data became available. In the following, a summary of the data integration and some preliminary results are presented.

The geometry component of the EDZ model consists of not only the space occupied by the disturbed and damaged zone but it also includes the space occupied by the construction activities (i.e. the niche and boreholes). As a first step, the geometry of the construction activities (Figure 3) was defined: the size and shape of the niche, the borehole layout, and the size of the excavation steps. This required integration of data obtained from drilling logs, surveying of the borehole collars, televiewer logging (which also measured the azimuth and inclination of the boreholes), and laser scanning. Despite the routine nature of this basic but fundamental task, its execution quickly became arduous. The final form of the data for integration involved point coordinates (in Cartesian space) and linear and angular dimensions. The complexity increased with the incorporation of the laser scanner data as this dataset was obtained within a local reference frame that required transformation into the global (Swiss) coordinate system so that it could be tied in with the other datasets. As a result, discrepancies identified required some time to solve. It was essen-

		Pre-excavation (10dec 2004 – 02 mar 2005)	Syn-excavation (03 mar – 31 mar 2005)	Post-excavation (01 apr 2005 – 18 may 2006)
surface	niche mapping	1 (wall)	1 (wall, floor, roof)	
		1 (face)	6 (face)	-
	total station surveying	-	11	1
	laser scanning	-	11	1
	atmospheric monitoring	-	-	continuous
	digital video documentation	-	continuous	-
	seismic refraction	-	-	2
	«vertical» seismic profiling	-	-	2
	drillcore logging	3	-	12
	pore pressure monitoring	continuous	continuous	continuous
borehole	optical televiewer logging	3	18	14
	single-hole seismics	3	11	24
	cross-hole seismics	2	6	12
	seismic tomography	1	1	2
	spectral gamma logging	-	-	15

Table 1: Summary of the field measurements and when the data were collected in the different stages of the field investigation.

tial to spend time on defining the geometry of the construction activities as not only will the EDZ geometry be defined with reference to it but understanding the EDZ behaviour and rock mass response requires a physical framework.

The geology of the rock mass in the vicinity of the niche was defined by integrating geological mapping of the niche surfaces and drillcore, optical televiewer images, panoramic laser scans, spectral gamma logs, and seismic velocity data. Two major fault systems were identified in the geological mapping of the niche surfaces: one sub-parallel with bedding and the other sub-horizontal. Focus was placed on the sub-parallel system as these features dissected the entire niche while the sub-horizontal system was short in trace length (< 1 m) and was concentrated near the entrance. A total of 13 sub-parallel faults were identified in the niche; however, only seven dissected both niche walls. Of these seven, 5-6 were located in the non-shotcreted part of the niche (shotcrete was placed on the entrance surfaces following its excavation). The laser scanner data was used to extract the locations of these faults since it was an

excellent and convenient source of spatial information. The fault planes were then projected from the data and incorporated into the 3D geometry model (the inset of Figure 3). The location of these faults (via the laser scanner data) correlated to the mapped location of faults in the drillcore (Figure 4). Other structural features mapped in the drillcore consisted of «artificial discontinuities» (ad) and «excavation induced fractures» (ef). The former indicated fractures that were related to drilling, core extraction and handling, and other anthropogenic causes. Excavation induced fractures indicated EDZ-related fractures, forming either as shear or tension fractures. Fractures mapped in the drillcore and those seen in the televiewer show most fractures occur sub-parallel with bedding. Due to the subjective nature of mapping, no guarantee can be given that each feature mapped accurately fits in its chosen category. As a result, a systematic fracture search was carried out on the core maps combined with core photographs and optical televiewer images. Integrating the three datasets enabled conclusions to be drawn on some of the features. Fractures mapped in the drillcore and those found in the televiewer images were then incorporated into

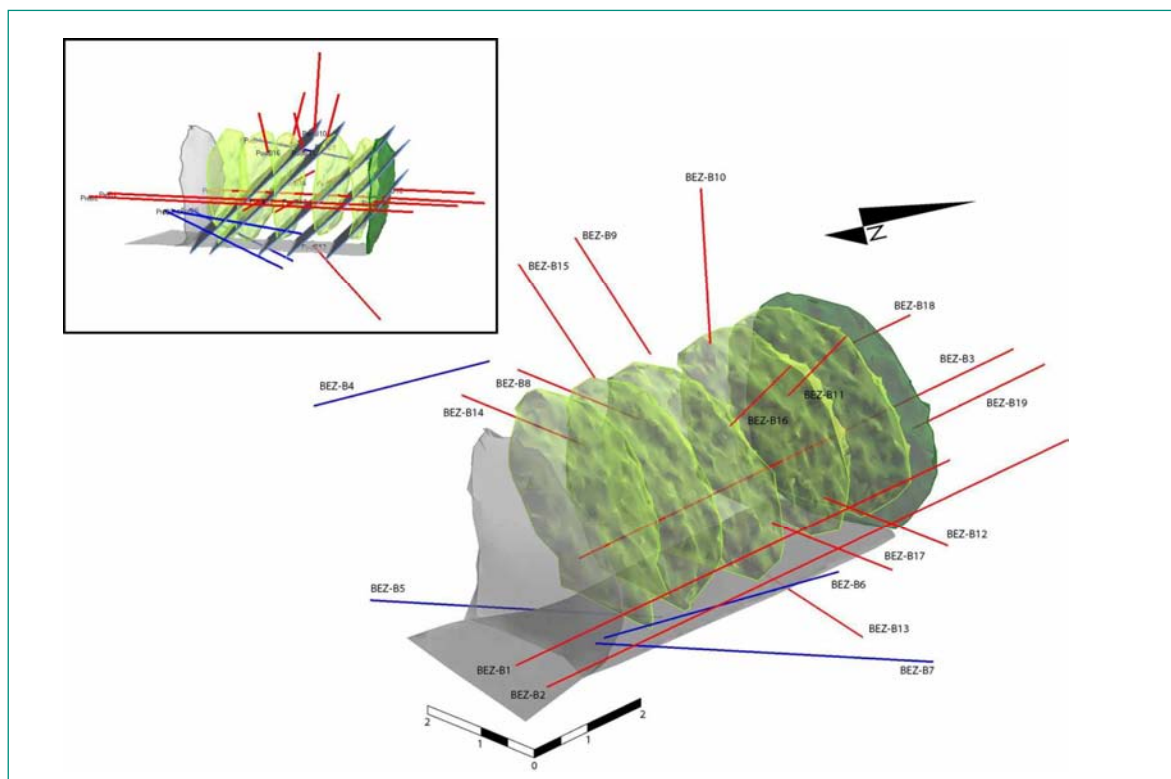


Figure 3: The as-built construction of the EZ-B niche and borehole layout with the primary fault system shown in the inset. Each of the interim excavation faces is shown in yellow while the entrance face is in grey and the final face is in green. The top of the concrete floor is shown in grey. The four boreholes for pore pressure monitoring are shown in blue and the 15 remaining observation boreholes are shown in red.

the 3D model as markers along the boreholes. Significant lithological features were also mapped in the drill-core and some of these could be correlated with seismic p-wave velocity highs (Figure 4). In addition, p-wave velocity lows outside the EDZ (Figure 4) were found close to where the faults intersected the central borehole in the face. Interpretation of the seismic velocity data is in the initial stage as a majority of the data has yet to be processed. At the moment, it is difficult to understand (conclusively) the causes for the changes in the velocity profile, and a concentrated effort in processing the remaining seismic velocity data is planned for 2007. Preliminary analyses of the spectral gamma logs have shown an interesting low-frequency signal in the three boreholes in the face, which may lead to a better understanding of the petrology. To understand this signal and to identify more interesting features, a thorough analysis of the spectral gamma data will be carried out.

Understanding the rock mass response will require a number of data integration sequences and the incorporation of numerical modelling. Atmospheric data have been integrated with the pore pressure data and the

construction sequence of the niche. Figure 5 shows three of the four sensors responded to the niche excavation. The sensor in BEZ-B1 was the only sensor that did not respond. The pore pressure in BEZ-B1 equilibrated to a value below atmosphere prior to the niche excavation and has remained there since. BEZ-B5 and BEZ-B6 have also dropped to suction values following the fourth excavation step. Unfortunately, a sensor problem in BEZ-B6 occurred prior to the excavation and was not repaired until the fourth step. BEZ-B7 is the only sensor that has remained above suction. It is most probable that these sensors are not only recording responses due to the niche excavation but also to the features left by the excavation of Gallery 04. It is also important to mention that all four sensors have been tested when the new Geomonitor system was installed in Mont Terri and appear to have been functioning properly. The effect of the atmosphere can also be seen in the optical televiewer images, which provide a record of the condition of the borehole walls. It can be seen that the borehole walls tend to degrade at depth whereas it remains relatively smooth near the collar. This could be attributed to humidity trapped at depth in the boreho-

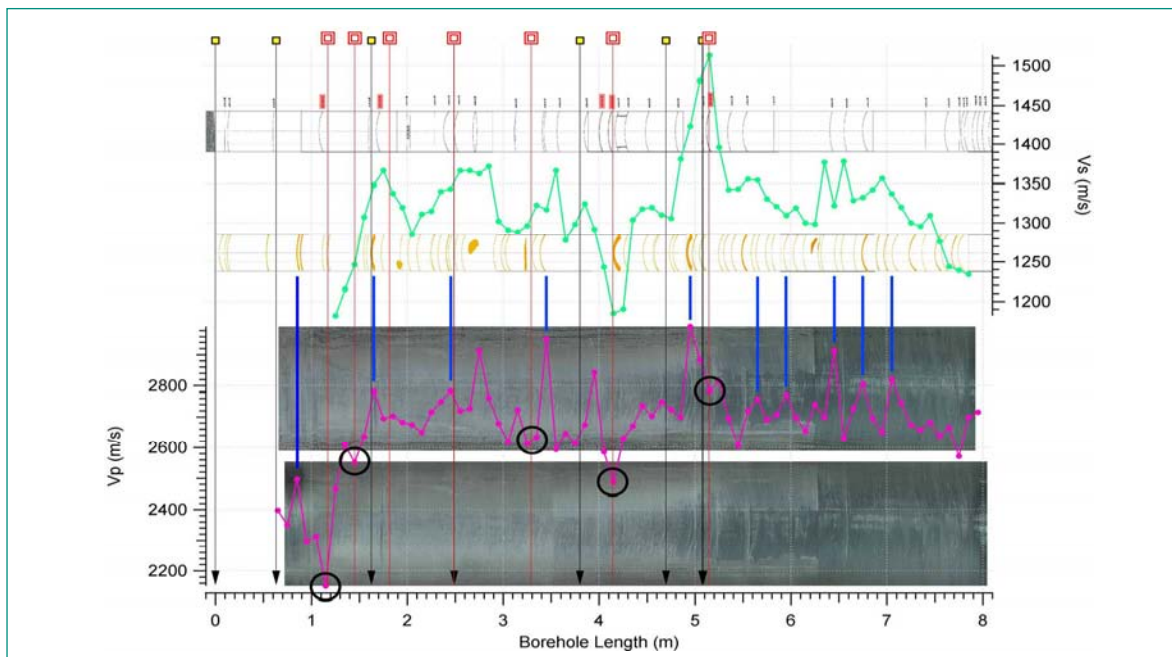


Figure 4: Integration of the single-hole seismic velocity profile with the geometry and geology in borehole, BEZ-B3. The two upper background images are the maps made on the drillcore, the uppermost contains information about structural discontinuities and the lower significant lithological discontinuities. The lower two background images are the unwrapped images of the borehole wall obtained from the optical televiewer. The black vertical arrows indicate the locations of the niche faces, and the red vertical lines indicate intersections of the borehole with the faults mapped in the niche side walls. The upper line plot shows the s-wave velocity profile and the lower plot shows the p-wave velocity profile. The red rectangles indicate where faults have been mapped in the drillcore, the blue vertical lines show where significant sand lenses seem to correspond with peaks in the p-wave velocity profile, and the black ovals indicate where lows in the p-wave velocity profile seem to correspond with fault intersections.

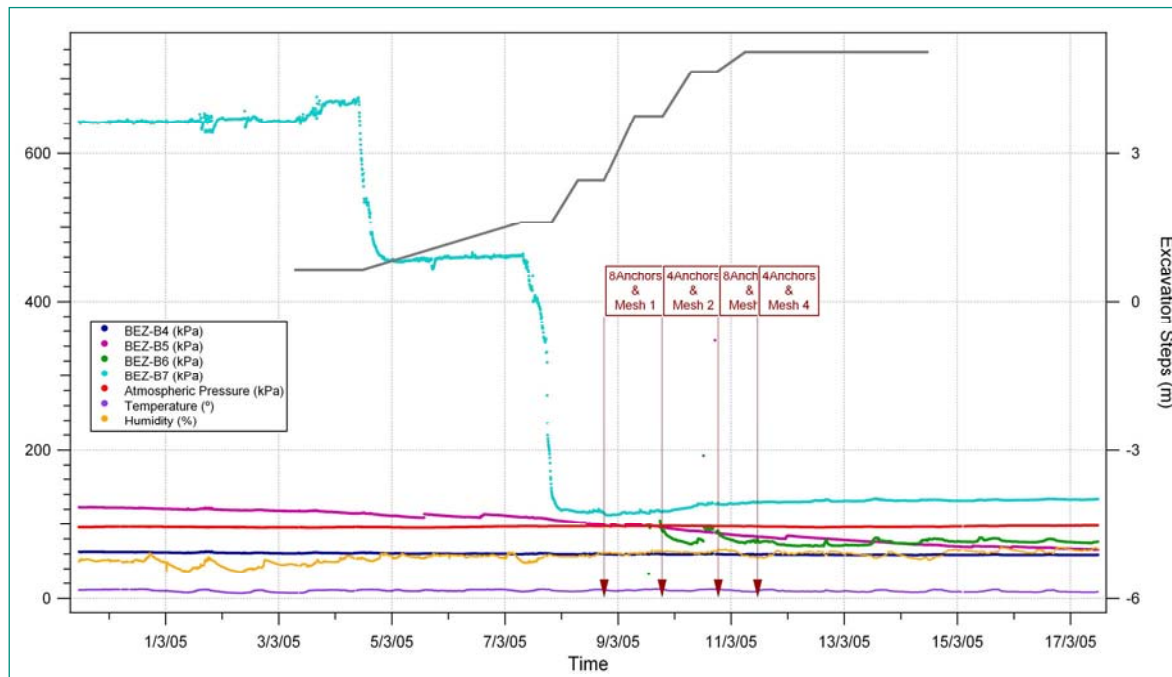


Figure 5: Integration of the pore pressure data with the atmospheric data and the construction sequence of the EZ-B niche.

le and air circulation near the collar. Integration of the displacement data obtained from the total station and the laser scanner with the geometry and the geology of the niche is currently under way. A simple 2D numerical model was carried out with the numerical code Phase2 to determine the elastic range of the displacements in the niche. The maximum total displacement is < 5mm and impacts the roof (skewed towards the east) and the floor (skewed towards the west).

Preliminary analyses of the different datasets and their integration indicate that the EDZ around the niche, which is clearly seen in seismic profiles, may not correspond to a dense set of macroscopic fractures, such as those mapped in the niche entrance. EDZ fractures in the entrance (which have been attributed to the excavation of Gallery04) have been mapped in three different orientations. A few EDZ fractures have been mapped in the niche but these are concentrated near the entrance and may be attributed to the entrance face. The pore pressures in three of four sensors are in suction and imply disturbance in the floor and side wall of the niche. Displacement magnitudes obtained from the total station indicate most displacements measured during and after the excavation are in the same order of magnitude or less than those indicated in the Phase2 simulations. However, a maximum total cumulative dis-

placement < 11mm was measured in the roof during the excavation compared with an estimate of <5 mm from Phase2. The deviatoric stress criterion (10 MPa) identified by Martin and Lanyon from their work in the EDB section of Gallery 98 was applied to the Phase2 model and indicates the EDZ extends about 0.4m from the niche sidewalls in the upper half of the west wall and the lower half of the east wall. Seismic velocity data in the central borehole in the face indicate the EDZ extent ahead of the face during the construction of the niche varied from 0.3 m to 1.4 m.

4 Fracture Mechanical Investigations

An appropriate model for the propagation of cracks in clay-shales is the NLFM (Non-Linear Fracture Mechanics) model for transversal isotropic materials. The theoretical background underpinning the model is rather articulated. Essentially the fracture toughness (or the fracture energy) is orientation-dependant. Two principal values of Mode-I (tension) fracture toughness can be measured, for a crack propagating along the bedding ($K_{Ic//}$) and for a crack propagating normal to the bedding ($K_{Ic\perp}$). The $K_{Ic//}$ is the lowest possible value. This implies that there is the ease of the material to propagate in that direction (the energy required for the crack to propagate is the lowest). This phenomenon is

also evident in many observations on site. Therefore, a model for the simulation of the crack propagation at the scale of the niche has to consider the anisotropy for both the elasticity modulus and the strength. In order to quantify this orientation-dependant toughness, a laboratory campaign has been planned oriented to derive the complete set of parameters for a FM simulation. Three triple-cored boreholes will be utilized for the testing. With respect to the bedding the axes of these boreholes are respectively parallel, normal and inclined 45 degrees. Given the heterogeneity of OPA, during the planning phase it was decided to accomplish as many tests as possible by using a method that reduces the amount of material per single test. The selected type of test uses a semi-circular specimen under three-point bending (SCB, Lim et al., 1994). A semi-circular disc of few centimetres is arranged, a notch is cut at the base and a load is applied on top of the disc (see Figure 6).

A typical point-load-vs.-top-displacement curve is plotted in Figure 7. The area below the curve is proportional to the fracture energy. The fracture toughness can be therefore calculated (see for details Lim et al., 1994). The first samples tested came from the 45-degrees-oriented borehole. The intention was to induce a fracture propagation in a plane normal to bedding and strike of bedding. The notch was therefore cut along this plane for each specimen. However, in spite of the boundary conditions of the test and the limited dimension of the specimens, the propagation almost in all cases did not follow the plane because a crack parallel to bedding was generated in superposition. In Figure 8 one of specimen with a «neat» crack is displayed. The results of the tests therefore gave a further indication of the ease

of the material to crack along the bedding. Complementary results are expected through the testing of the samples with other orientations of bedding.

The fracturing of the Opalinus Clay at the side walls of the EZ-B niche in Mont Terri is an example of crack growth in brittle materials which can be potentially simulated by means of Fracture Mechanics (FM) algorithms. More specifically, the simulation of the crack growth in the compressive field at the niche side walls would require seeding the domain of simulation with representative cracks, which after the stress re-distribution following the excavation phases would elongate in stable manner to produce a series of artificial macrofractures, almost parallel to the walls. The LEFM code FRACOD2D of Fracom Ltd. will be used for the simulation. Currently the development of a mathematical formulation and numerical implementation of the transversal anisotropy (for both elasticity modulus and



Figure 6: Scheme of the SCB Experiment.

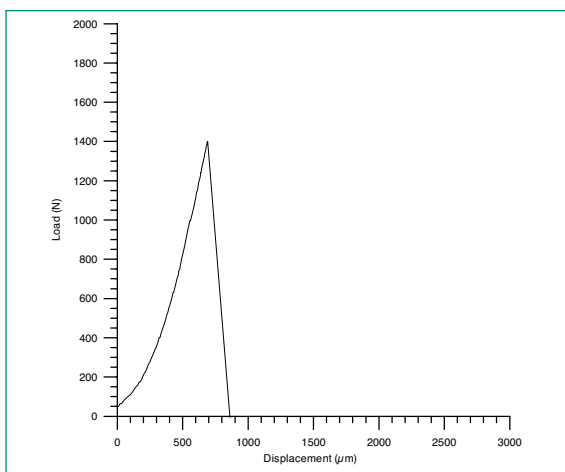


Figure 7: A typical point-load vs. crack-open-mouth-displacement curve.

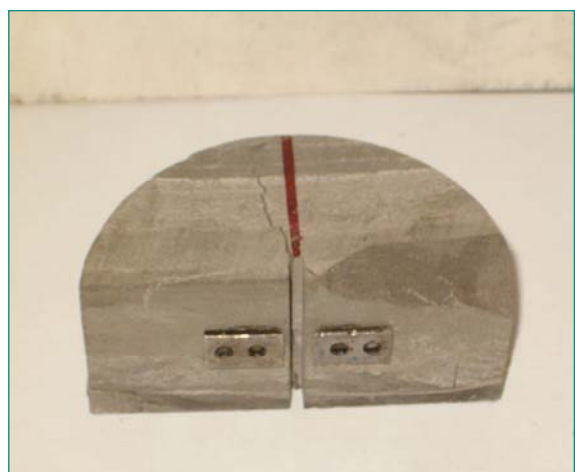


Figure 8: A «neat» crack arouse from the tip of a notch.

strength) is in progress. The implementation requires the calculation of the influence functions for an orthotropic material in the context of a DDM (Displacement Discontinuity Method).

National Cooperation

HSK funds the EZ-B Experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. The Institute of Geodesy and Photogrammetry of ETH has furnished instrumentation and human resources for the measurement of the displacements.

International Cooperation

The institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and HSK are the following: 1) Laurentian University, Canada, through Prof. Peter Kaiser; 2) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Germany; 3) Gesellschaft für Reaktorforschung und Sicherheit (GRS), Germany; 4) GDR Forpro, France; 5) National Research Council, Italy; 5) FRACOM Ltd., Finland.

Assessment of 2006 and Perspectives for 2007

Due to the budgetary constrictions and the limited human sources available, it may be stated that the goals

defined for 2006 have been not completely reached. The partner institutes in charge to provide the critical experimental data (BGR, NRC) have been strongly committed by other tasks and could not deliver all the required results in time. However, powerful new methods were further developed, that help in understanding the response of the Opalinus Clay to a repository drift excavation, and many important findings regarding the properties of the EDZ at Mont Terri could be generated in 2006. The year 2007 will be used for further interpretation of the field data, the accomplishment of the numerical modelling, and the completion of the fracture mechanical lab tests.

References

- [1] *S. Yong, S. Loew, C. Fidelibus, E. Frank, F. Lemy, and K. Schuster.* 2006. Induced fracturing in the Opalinus Clay: An integrated field experiment. In *Rock Mechanics in Underground Construction*, 4th Asian Rock Mechanics Symposium, 8–10 November, Singapore. World Scientific, Singapore.
- [2] *Lemy F., Yong S. & Schulz T.* Assessment of laser-based displacement mapping in an underground opening. 1st Canada-U.S. Rock Mechanics Symposium, Vancouver, Canada, May 2007, submitted.
- [3] *Lemy F., Yong S. & Schulz T.,* 2006. A case study of monitoring tunnel wall displacement using laser scanning technology. 10th Congress of the International Association of Engineering Geology, Nottingham, England, paper 482.

Human Reliability Analysis

Author and Co-author(s)	V.N. Dang
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, www.psi.ch
Duration of the Project	2006 – 2008

Abstract

In the Human Reliability Analysis (HRA-III) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated. The overall aims of the project are a) to develop a method for the quantification of errors of commission (EOCs), b) to identify potential EOCs in a pilot study for a Swiss nuclear power plant, and c) to develop a dynamic scenario analysis tool to support the prediction and characterization of human performance conditions.

The main goals and results achieved in 2006 were:

- To support the future development of PSI's method for EOC quantification and a second plant-specific study on the risk significance of potential EOC situations, a survey of EOC methods and EOC scenarios identified in the literature was performed. The suitability of the CESA method for EOC identification method was confirmed; the other methods did not present major advantages compared to CESA. Consequently, with

small enhancements, CESA will be used in the upcoming study.

- With respect to the EOC quantification method, the collected EOC actions and scenarios comprise a representative set of actions that the method is required to handle. An examination of the scenarios showed that no new types of scenarios have been identified by other methods, compared to the scenarios obtained with CESA. This suggests that a quantification method suitable for EOCs identified with CESA is likely to be suitable for EOCs identified with other methods.
- In the research on dynamic scenario analysis, a doctoral student has been recruited and the ADS analysis tool and its models have been evaluated on the basis of a small application study. Candidate scenarios for the case study were identified. A variant of a small loss of coolant accident has been selected with the utility's input. Finally, required extensions to the human performance model were identified; these requirements will guide the future development of this model.

Project Goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of nuclear power plants and other complex systems. The critical contributions of personnel to both safety and risk are recurrently highlighted in the experience in various industries. In the Probabilistic Safety Assessment (PSA) of human-technical installations, Human Reliability Analysis (HRA) is the part that addresses the human element. In the HRA, the essential personnel actions contributing to and required in potential accident scenarios are identified, qualitatively analyzed, and their probabilities of failures are estimated. A realistic evaluation of the human contribution is key to a sound evaluation of safety and of the potential weaknesses of a facility. This soundness is important to licensee and regulatory decisions that support and enhance safety in all areas, e.g., plant design, operation, maintenance, and accident prevention and mitigation.

In the Human Reliability Analysis (HRA-III) Project, models and methods for the analysis of human factors in PSAs are developed, applied, and evaluated. The overall aims of the project are a) to develop a method for the *quantification of errors of commission (EOCs)*, b) to identify potential *EOCs in a pilot study for a Swiss nuclear power plant*, and c) to develop a *dynamic scenario analysis* tool to support the prediction and characterization of human performance conditions.¹

For 2006, the three main goals were:

EOC quantification method

1. review PSA and EOC studies reported in the literature to provide information on EOC situations that have been identified and the associated contributing factors

EOC pilot study II

2. review recent developments to identify possible further improvements to PSI's CESA method for identifying potential EOCs

Dynamic scenario analysis – tool, models, and case study

3. select the accident scenario for a case study and identify human performance issues and modeling requirements

Work Carried out and Results Obtained

The description of the work and results follows the structure of the project goals for 2006.

EOC Quantification Method

The existing HRA quantification methods are intended to address the failure to perform required actions, the personnel actions mainly addressed in current PSA studies. To assess the risk significance of potential EOCs, a method for quantifying EOCs has been outlined in previous work [1]. In the current project, the aim is to complete the development of the method, by extending the data analysis [2] on which the method is based and providing user guidance.

As a first step, a survey of PSA and EOC studies for which results have been reported in the literature has been performed, in order to obtain a set of additional EOC scenarios. Combined with the EOC scenarios identified in earlier work [3], these scenarios comprise a set of EOCs for which the quantification method must be applicable. In addition, the factors identified in these studies as contributing to these EOCs need to be considered in the method.

The studies and sources used to compile the EOC scenarios fall into three main groups. The first are studies where a systematic identification of potential EOCs has been reported. The second group are publications on PSAs that include some EOCs in the accident scenario models. Finally, examples are included in the method descriptions of the ATHEANA and MDTA methods and in a Japanese trial application of ATHEANA.

The survey identified 17 EOC actions, which fall into 4 classes of EOCs, as shown in Table 1. It can be seen from these descriptions that whether an action is inappropriate depends on the scenario, which have not

¹ In parallel to the research program, PSI/NES supports HSK through on-call tasks. The HRA-oriented tasks are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to HSK by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). During this year, these tasks addressed 1) the review of the Human Reliability Analyses in the Mühleberg PSA, the scope of which included both full-power operation and low power and shutdown conditions; 2) a review of the procedural guidance for the same nuclear power plant. The work carried out within on-calls provides impulses for the research and is closely connected to the development work aiming at the enhancements of the current methods. Nevertheless, the on-call tasks have a separate funding, and their specific content and results are not further addressed in the present report.

been listed here. For instance, the manual closure of relief valves (by closing the associated block valves) can be an EOC as well as the opening of these relief valves (EOC 12 and 13 in this list).

The qualitative and quantitative analysis of the EOCs in specific scenarios, when reported, were also reviewed. These analyses show that, similarly to the EOC scenarios identified in previous PSI work using CESA, multiple contexts were in many cases associated to a given EOC scenario. These contexts can represent different ways in which the inappropriate action can be motivated. For instance, in the same scenario, the EOC could occur due to an erroneous assessment of the plant state or due to ambiguous procedural guidance.

The quantitative analyses show that expert judgment remains an essential component of EOC quantification. This is not surprising given the large set of contributing factors and the interactions among some of these factors; on the other hand, the use of expert judgment raises issues of repeatability and, to some degree, transparency. The approaches to reduce or support/systematize the use of expert judgment in the quantification method being developed in this project are shared with other emerging quantification methods.

EOC Pilot Study II

The aim of the project in this area is to perform a pilot study to identify potential EOCs for a second Swiss nuclear power plant, providing insights for a different type of plant. In the survey of studies with EOC results discussed above, the search schemes of the identification

methods and the resulting EOC scenarios were additionally examined. The goal was to identify possible further improvements to the search scheme in PSI's CESA method.

The findings related to CESA are

- CESA continues to be one of the more systematic identification methods.
- The emphasis on EOCs related to actions guided in the procedures is shared with at least one other identification method, the MDTA. This emphasis has the desirable consequence that the identified EOC scenarios have a strong relationship with existing PSA studies. In CESA, this is nearly built into the method because it starts by examining the existing PSA and uses its results and safety model as an input.
- A small modification to CESA concerning the way in which the PSA importance measures are used will be made to improve the prioritization in the search for scenarios.
- The CESA catalog of actions will be extended to include some personnel actions based on training.

On the whole, the survey supported the CESA identification strategy and the use of the CESA identification method in this pilot study, with the minor modifications mentioned above.

Dynamic Scenario Analysis – Tool, Models, and Case Study

The project aim in this area is to develop a dynamic scenario analysis tool to support the prediction and charac-

EOC (inappropriate action)	EOC class
1. Termination or throttling of Safety Injection	Termination of an automatically initiated or normally running function
2. Back-throttling or shutdown of secondary cooling flow	
3. Isolation of wrong steam generator (SG)	
4. Isolation of one SG (resulting in degraded secondary cooling)	
5. Termination of Auxiliary Feedwater	
6. Termination of Emergency Feedwater (EFW)	
7. Isolation of atmospheric (secondary) steam relief	
8. Opening of turbine bypass or atmospheric dump valves	
9. Trip of reactor coolant pumps (RCPs)	
10. Isolation of RCP cooling water	
11. Termination of bleed and feed operation	Termination of a manually initiated function
12. Closing of Pilot Operated Relief Valve (PORV)	Initiation of a function
13. Opening of PORV (inducing a loss of coolant)	
14. Premature switchover to sump recirculation	
15. Primary circuit dilution	
16. Start of a RCP	
17. Inhibition of EFW restart	Inhibition of a function

Table 1: EOC actions identified in the survey of the literature.

terization of human performance conditions. This work builds on an existing simulation framework, the dynamic event tree as implemented in the ADS software tool, and on the capabilities for modeling human performance provided in this tool [4-8]. (PSI and the University of Maryland have a continuing cooperation aimed at the development and application of the ADS software tool.) In 2006, the specific goals of the project work were to a) define the scenario for the case study to be performed, and b) review the human performance modeling capabilities in view of identifying the necessary extensions to the model, that is, new model requirements. The work is organized as a Ph.D. dissertation and a first step was the recruitment and introduction of the Ph.D. candidate to the research goals, tools and approach.

The technical work included the following:

- a) Familiarization with the ADS software tool and its capabilities. In the familiarization, the ADS tool was applied to model the response to a standard accident scenario, the Steam Generator Tube Rupture. Besides the experience gained concerning the preparation of the model inputs and the functioning of the model, the application also uncovered a number of small issues in the software tool. In terms of the human performance model, the application demonstrated the basic model that will be used in this work in the future. This model emphasizes the effects of personnel knowledge and training on the application of formal, written procedures.
- b) Identification of required extensions to the implemented human performance model. By analyzing the expected response in a specific accident scenario and attempting to model this response with the existing model, the aspects of the response that cannot be treated in the modeling tool form the basis for the future development of the model. Some of required extensions that were identified include models for a) failures of manual control, i.e. a failure to manually adjust systems to reach a target value or to maintain a parameter within a target range, b) the skipping of procedure steps, and c) the misinterpretation of procedure steps.
- c) Definition of a set of candidate scenarios for the case study. The criteria for selection of the scenarios are 1) the scenario should have a significant requirement for personnel actions, 2) the scenario should be of interest in risk terms, 3) the requirements for modeling the scenario in a dynamic scenario are met. Concerning criterion 3), such requirements are, for instance, that the

physical behaviors expected in the accident should be covered by the plant model, and that the critical phases of the scenario occur within a few hours (rather than days) of the initiating event. The Probabilistic Safety Assessment (PSA) study and results for a Swiss nuclear power plant were reviewed. The preferred candidate scenarios included small loss of coolant accidents (LOCAs), very large LOCAs referred to as excessive LOCAs, and Steam Generator Tube Rupture.

The research plans were discussed in a preliminary meeting with a Swiss utility organization, with the aims to set up a cooperation agreement for obtaining technical support for the research, to get further inputs on the scenario, and to consider the available plant thermal-hydraulic models. Variants of the small LOCA scenario will be examined in the future.

National Cooperation

The research within the project is oriented to issues relevant for the Swiss nuclear power plants and to the conditions at these facilities. Although events from the international experience are used in the work, e.g. to identify error mechanisms in a broad range of settings, the interpretation and application of this information is oriented to the Swiss situation. It considers the procedures and practices at each of the Swiss plants.

In particular, in the doctoral dissertation research in the area of dynamic scenario analysis, the case study will involve a Swiss nuclear power plant. The preliminary meeting mentioned above confirmed the interest of the utility to cooperate on this research. While the facilities considered had a secondary importance in the previous work, which focused on the development of the ADS software tool and the basic human performance model, the expertise of the utility personnel concerning plant operations, training, and the specific response strategies developed for accident scenarios will be essential to the relevance of the research and its findings.

The doctoral dissertation, entitled «Modeling human performance and human-machine system dynamics using the dynamic event tree methodology», will be advised by Prof. W. Kröger of the ETHZ Laboratory for Safety Analysis.

In a related development, the HRA project and Project STARS (also a PSI NES project) won an award for departmental seed funding for a related project to address thermal-hydraulic modeling and computational issues in the dynamic event tree framework (Seed Action

2006 of the PSI Nuclear Energy and Safety Research Department). The aim is to exploit the framework not only to support HRA and in view of dynamic risk assessment but also to make advances in transient modeling. In particular, the framework may allow for a more efficient, systematic treatment of stochastic events and human actions in transient modeling. The HRA project provides human models and the dynamic event tree framework while STARS provides the system (thermal-hydraulic) models and expertise.

International Cooperation

A promising international activity was established in 2006 related to HRA, on the basis of simulator research being performed at the OECD Halden Reactor Project, of which Switzerland is a signatory. The project, «Empirical Testing of HRA Methods», aims at performing a pilot study and analyzing the feasibility of comparing HRA method predictions with the results of real nuclear power plant operating crews in simulated accident scenarios. The steering group consists of representatives from PSI, the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sandia National Laboratory, SAIC, Electricité de France, and the Halden Project itself. In addition to these, the set of participants includes Korea, Sweden, Finland, and represent regulatory technical support organizations, research institutes, and utility organizations.

The motivation for this project are the differences in the scope, approach, and models underlying the diversity of established HRA methods and more recent methods. Consequently, there is significant interest in assessing the performance of HRA methods and ultimately in validating these. As an initial step, the study will examine the methods in light of data, aiming to develop an empirically-based understanding of their performance, strengths, and weaknesses. The focus of the study is to compare the findings obtained in a specific set of simulator studies with the outcomes predicted in HRA analyses. The study plan describing the study and experimental protocols and the proposed approaches for data analysis and comparative analysis is forthcoming [9].

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» [10], in which regulatory, research, and industry viewpoints are represented. Technical contributions related to HRA were incorpora-

ted into an International Atomic Energy Agency (IAEA) TECDOC on the application of PSA techniques to radiation source facilities, including but not limited to cobalt radiotherapy devices.[11] The key recommendations resulting from this work are provided in a summary of these exploratory studies [12].

As noted above, the research related to dynamic risk assessment is supported by a cooperation with the University of Maryland (Prof. A. Mosleh) on the ADS software tool for dynamic event tree analysis. A second university cooperation is with the «Politecnico di Milano» Technical University (Prof. E. Zio) on the application of risk and reliability methods and algorithms in connection with HRA and dynamic reliability problems [13]. One aim of this work is on supporting the analysis of dynamic event tree results. The challenges are 1) to identify error-likely performance situations among the numerous scenario variants modeled in the dynamic event tree, and 2) to group scenarios that are similar in order to analyze the contribution and importance of specific components and personnel actions to accidents. In 2006, the application of expert systems based on fuzzy logic to HRA was investigated. This work addresses the potential usefulness of fuzzy expert systems to elicit, represent, and operationalize the experts' models that underlie their judgments.[14] Further research on the potential applications of this approach to address the issue of expert judgments in HRA quantification are planned.

Finally, V.N. Dang participated by invitation of the U.S. National Air and Space Administration (NASA) in an international workshop aimed at identifying HRA methods for the analysis of space missions. Separately, he participated in an international peer review of a proposed quantification guide for the ATHEANA HRA method, by invitation of the U.S. Nuclear Regulatory Commission.

Assessment 2006 and Perspectives for 2007

This section is structured according to the project areas.

EOC Quantification Method

- review PSA and EOC studies reported in the literature to provide information on EOC situations that have been identified and the associated contributing factors

In this area, the survey performed on the published results of EOC and PSA studies. This survey showed that there are still only a handful of studies, including the earlier PSI pilot study, in which a comprehensive, systematic search for EOCs have been performed. The future publication of results from a small number of additional studies can be anticipated given the announced studies that have been recently completed or are nearing completion.

One of the ultimate aims of the survey was to collect a diverse set of identified EOC scenarios, which the quantification method under development «should be able to address». The survey was designed to ensure that the set includes scenarios identified using approaches that differ from the CESA method. In spite of the limited number of studies in which a comprehensive search was performed, at least 17 different EOC actions could be identified. These constitute an adequate set for this purpose.

The exploratory investigation of fuzzy expert systems (FES) for modeling expert judgments demonstrated the potential of this approach to systematize the expert judgment process. Although this work is relevant to EOC quantification, the integration of an FES approach in the quantification method under development is not foreseen at this time. On the other hand, the application of FES to the quantification of HRA dependencies will be continued. The treatment of HRA dependencies is an issue that is important and current for analyses based on established methods as well as for the emerging second-generation HRA methods.

The plans for 2007 concern the development of user guidance and example quantifications. This work is on track.

EOC Pilot Study II

- review recent developments to identify possible further improvements to PSI's CESA method for identifying potential EOCs

The start of the second pilot study is planned for 2007, based on this year's preparatory work. The review of recent developments in methodology performed in connection with the survey mentioned above confirmed that PSI's CESA method remains one of the best options for a comprehensive identification of potential EOC situations. The method was improved in a small number of areas and a stand-alone CESA method description and user guide was finalized.

The main goal for 2007 is the application of CESA to obtain the first intermediate result, a list of potential,

plant-specific EOC situations and scenarios. An important prerequisite is the establishment of a cooperation agreement with a nuclear power plant organization for this research.

Dynamic Scenario Analysis – tool, Models, and Case Study

- select the accident scenario for a case study and identify human performance issues and modeling requirements

The recruitment of a doctoral student and the establishment of a cooperation with a Swiss utility were crucial objectives for this work. Concerning the technical aspects, the dissertation research has gotten off to a good start. An extensive familiarization with the simulation framework and models, based on a small application study, has been completed. In parallel, the review of the literature has been started. A variant of a small loss of coolant accident scenario has been selected for the case study. Some modeling requirements were identified in the performance of the introductory application study.

In 2007, the main milestone in this area consists of the first trials of the ADS tool interacting with a thermal-hydraulic model of the nuclear power plant. Two plant models are available and have the appropriate scope. The effort required to “connect” the tool to one of these models is a source of uncertainty.

References

- [1] B. Reer, V.N. Dang: A Technique for Scaling of Decision Error Opportunities Based on Situational Features Identified from Operational Events, in: M. G. Stamatelatos and H. S. Blackman (eds.), Proc. of the 8th International Conference on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM8), New Orleans, USA, May 15 – 18, 2006, ASME Press, New York, CD-ROM, ISBN 0791802442.
- [2] B. Reer: Situationsbezogene Faktoren bei der Entstehung von Fehlentscheidungen, Proc. of the VDI Symposium «Menschliche Zuverlässigkeit: Analyse, Kategorisierung, Quantifizierung», TÜV SÜD und Verein Deutscher Ingenieure (VDI), 5 – 6.10.2006, München, Deutschland, CD-ROM.
- [3] B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg: The CESA Method and its Application in a Plant-Specific Pilot

- Study on Errors of Commission. *Reliability Engineering and System Safety*, 2004. 83(2): p. 187 – 205.
- [4] *Y.H.J. Chang, A. Mosleh*: Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 1: Overview of the IDAC Model, *Reliability Engineering and System Safety*, in press, available online July 2006, doi:10.1016/j.ress.2006.05.014.
- [5] *Y.H.J. Chang, A. Mosleh*: Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 2: IDAC performance influencing factors model, *Reliability Engineering and System Safety*, in press, available online July 2006, doi:10.1016/j.ress.2006.05.010.
- [6] *Y.H.J. Chang, A. Mosleh*: Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 3: IDAC operator response model, *Reliability Engineering and System Safety*, in press, available online July 2006, doi:10.1016/j.ress.2006.05.013.
- [7] *Y.H.J. Chang, A. Mosleh*: Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 4: IDAC causal model of operator problem-solving response, *Reliability Engineering and System Safety*, in press, available online July 2006, doi:10.1016/j.ress.2006.05.011.
- [8] *Y.H.J. Chang, A. Mosleh*: Cognitive modeling and dynamic probabilistic simulation of operating crew response to complex system accidents: Part 5: Dynamic probabilistic simulation of the IDAC model, *Reliability Engineering and System Safety*, in press, available online July 2006, doi: 10.1016/j.ress.2006.05.012.
- [9] *V.N. Dang, A. Bye, E. Lois, J. Forester, A. Koc-laczkowski*: Evaluating HRA Methods in Light of Simulator Findings – Study Plan and Issues for an Empirical Test. Halden work report (HWR), OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway, 2007 (in preparation).
- [10] *V.N. Dang*: Outlining a Framework for HRA Information Exchange, Proposal for Task 2002 (1) of the Working Group on Risk Assessment, OECD Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations, June 2002.
- [11] Case Studies in the Application of Probabilistic Safety Assessment Techniques to Radiation Sources, Final report of a coordinated research project 2001– 2003, IAEA-TECDOC-1494, International Atomic Energy Agency, Vienna, ISBN 92-0-104206-X, April 2006.
- [12] *V.N. Dang, E.H. Reber*: Applying PSA to Radiation Source Facilities and Practices – Results and Recommendations From an IAEA Coordinated Research Project, in: M. G. Stamatelatos and H. S. Blackman (eds.), Proc. of the 8th International Conference on Probabilistic Safety Assessment & Management (PSAM8), New Orleans, USA, May 15 –18, 2006, ASME Press, New York, CD-ROM, ISBN 0791802442.
- [13] *E. Zio, D. Mercurio, L. Podofillini, V.N. Dang*: A fuzzy clustering approach for accident scenarios identification, Proc. of the 2006 European Safety and Reliability Conference (ESREL 2006), Estoril, Portugal, 18 – 22.09.2006.
- [14] *E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi, L. Podofillini, V.N. Dang*: A Fuzzy Logic Model for Taking into Account Task Dependencies in Human Reliability Analysis, to be presented at the 2007 European Safety and Reliability Conference (ESREL 2007), Stavanger, Norway, 25 – 27.06.2007.

Anforderungsanalyse für das Personal an Schweizer KKW

Auswahl des Verfahrens und erste Datenerhebung

Autor und Koautoren	lic. phil. Sandra Schumacher, Prof. Dr. Martin Kleinmann
Beauftragte Institution	Universität Zürich, Psychologisches Institut Arbeits- und Organisationspsychologie
Adresse	Binzmühlestrasse 14, 8050 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	0041 44 635 72 15
Dauer des Projekts	1. August 2005 bis 31. Dezember 2008

ZUSAMMENFASSUNG

Der Faktor Mensch ist ein wichtiger Aspekt bei der Sicherheit von Kernkraftwerken. Schätzungen gehen davon aus, dass zwischen 20 – 70% aller Systemfehler in KKW durch den Mensch mitverursacht sind.

Es gibt eine Reihe von Massnahmen, mit denen man die Eignung des Personals für eine bestimmte Arbeit (d.h. eine optimale Passung zwischen Fähigkeiten der Arbeitnehmer und den Anforderungen des Arbeitsplatzes) sicherstellen und somit die Fehlerrate verringern kann. Allen diesen Massnahmen liegen jedoch Kenntnisse über die für einen Job relevanten Fähigkeiten und deren Ausprägung zu Grunde. Den Schweizer KKW steht eine Sammlung solcher Fähigkeiten in Form eines Anforderungsprofils zur Verfügung. Das bis anhin verwendete Anforderungsprofil ist jedoch veraltet und entspricht nicht

mehr den neusten wissenschaftlichen Erkenntnissen.

Im Rahmen dieses Projektes erstellen wir, auf der Basis neuester Befunde aus dem Gebiet der Anforderungsanalyse, ein Instrument zur Erhebung von Anforderungsprofilen für das zulassungspflichtige Betriebspersonal an Schweizer Kernkraftwerken.

Des Weiteren werden wir aktuelle Anforderungsprofile für die Funktionen Pikett-Ingenieur, Schichtchef und Reaktoroperator erheben.

In einem ersten Schritt haben wir bereits ein den Bedürfnissen der KKW angemessenes Anforderungsanalyseverfahren gesucht und übersetzt. In einem zweiten Schritt haben wir das Verfahren in einer ersten Erhebung in den Werken eingesetzt. Die aus dieser Erhebung resultierenden Erkenntnisse werden uns als Grundlage für weitere Modifikationen des Verfahrens dienen.

Projektziele

Der Faktor Mensch ist eine nicht zu unterschätzende Grösse bei der Sicherheit von komplexen technischen Systemen. In der Literatur finden sich Schätzungen, die davon ausgehen, dass 20 – 70 % aller Systemfehler in KKW auf menschliche Fehler zurückzuführen sind (Bufardi, Fleishman, Morath, & McCarthy, 2000).

Auch die im IAEA/NEA Incident Reporting System (IRS) dokumentierten Ereignisse ergeben ein ähnliches Bild. In einem von der OECD 2004 veröffentlichten Bericht, der anlässlich einer Diskussion während des CNRA (Committee on Nuclear Regulatory Activities) Treffens in Paris im Juni 2003 erstellt wurde, ist zu lesen (OECD, 2004):

«Failures in human actions, in the organisation or in the management of nuclear installations contribute to 48% of events in the IAEA/NEA incident Reporting System (IRS). Only a few IRS events are due to pure technical causes or to new phenomena causing non-expected plant behaviour. About 63% of the events that were reported to the IRS, and included significant human contribution, occurred during power operation and 37% during shutdown. Also, international analyses of common cause failures show a very significant contribution from human actions.»

Dies macht deutlich, wie wichtig der Aspekt Mensch bei Diskussionen zur Sicherheit von Kernanlagen ist. Nur wenn das Personal den Anforderungen, die die Arbeit in den KKW stellt, entsprechen kann, ist ein optimaler Betrieb möglich. Auch der Bund trägt dieser Tatsache im Kernenergiegesetz Rechnung.

Das Kernenergiegesetz verlangt in Art. 22 Absatz 2 Buchstabe b «Allgemeine Pflichten des Bewilligungsinhabers»:

«Der Bewilligungsinhaber muss eine geeignete Organisation aufbauen und geeignetes und fachlich ausgewiesenes Personal in genügender Zahl beschäftigen; der Bundesrat legt die Mindestanforderungen fest und regelt die Ausbildung des Fachpersonals.»

Und in der «Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen» (VAPK) vom 9. Juni 2006 ist unter Art. 23 Abs.1 zu lesen:

«Die Überprüfung der persönlichen Eignung dient dem Nachweis, dass die für den sicheren Betrieb einer Kernanlage nötigen funktionsspezifischen Anforderungen an die Persönlichkeit erfüllt sind, wie hinterfragende selbstkritische Grundhaltung, Sorgfalt, Teamfähigkeit und Führungskompetenz.»

Es gibt eine Reihe von Massnahmen, mit denen man die Eignung des Personals für eine bestimmte Arbeit (d.h. eine optimale Passung zwischen Fähigkeiten der Arbeitnehmer und den Anforderungen des Arbeitsplatzes) sicherstellen kann. Einerseits ist dies, wie es im Kernenergiegesetz auch schon zum Ausdruck kommt, die gezielte Auswahl sowie Förderung und Schulung der Arbeitnehmer in den für sie wichtigen Bereichen. Andererseits ist auch die gezielte Anpassung der Arbeitsbedingungen an die Fähigkeiten der Arbeitnehmer eine mögliche Massnahme. All diesen Interventionen ist gemein, dass sie nur optimal umgesetzt werden können, wenn die Anforderungen, die der Arbeitsplatz stellt, auch bekannt sind.

Genauere Kenntnis über die Anforderungen, die benötigt werden, um einen Job optimal auszuführen, sind daher unumgängliche Grundlage zur Sicherung der Eignung des Personals für einen Job und daher auch unumgängliche Grundlage zur Sicherheit der Kernanlagen.

Seitens der Behörde waren bis anhin die Anforderungen an das lizenzpflichtige (bzw. zulassungspflichtige) Personal in der HSK-R-27 «Ausbildung des liz. Betriebspersonals» geregelt. Die darin genannten Anforderungen basieren auf Ende der 80-Jahre vom IAP durchgeführten Anforderungsanalysen. In der Zwischenzeit haben sich die Arbeitsbedingungen auf Grund des technischen Fortschritts verändert.

Wie schon beschrieben, sind die Kenntnisse über die Anforderungen, die ein Arbeitsplatz stellt, wichtiger Bestandteil einer umfassenden Sicherheitspolitik. Der Einsatz von Anforderungsprofilen ist jedoch nur dann sinnvoll, wenn diese dem aktuellen Stand entsprechen. Es stellt sich daher die Frage, weshalb während einer so langen Zeit – rund 20 Jahren – keine Anpassung des Anforderungsprofils vorgenommen wurde. Ein wichtiger Grund liegt sicherlich in der aus Sicherheitsaspekten resultierenden konservativen Vorgehensweise der Kernkraftwerke bezüglich Anlageänderungen. Erst in den letzten Jahren erfolgte in einzelnen Werken eine verstärkte Veränderung der Arbeitsweise im Kommandoraum durch vermehrten Einsatz von Informatikmitteln. Ein weiterer Grund mag darin liegen, dass die Erarbei-

tung eines solchen Profils oft sehr aufwändig ist und dass bisher kein modernes, an die Bedürfnisse der schweizerischen Kernkraftwerke angepasstes Instrument für die Erfassung der Profile existiert.

Ziel unserer Arbeit ist daher, auf der Basis der neusten Befunde aus dem Gebiet der Anforderungsanalyse ein Instrument zu konstruieren, mit dessen Hilfe die Anforderungsprofile des Schichtpersonals von Kernkraftwerken relativ einfach erfasst und aktuell gehalten werden können.

Des Weiteren sollen in diesem Projekt aktuelle Anforderungsprofile für die Funktionen Pickettingenieur, Schichtchef und Reaktoroperateur erhoben werden.

In einem ersten Schritt, der bis Mitte 2007 geplant ist, soll ein angemessenes Verfahren zur Erhebung von Anforderungsanalysen gefunden und in einer ersten Erhebung in den Werken dessen Schwächen und Stärken bestimmt werden.

Bis Ende 2007 werden wir dann Experimente zur Verbesserung des Verfahrens ausserhalb der Werke sowie Expertenbefragungen in den Werken selbst durchführen. In einem letzten Schritt, bis Ende 2008, soll das modifizierte Verfahren dann implementiert werden. Und mithilfe einer zweiten Erhebungsserie in den Werken soll die Güte des Verfahrens aufgezeigt werden.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Unser Ziel war, in einem ersten Schritt, ein unserer Fragestellung angemessenes Anforderungsanalyseverfahren zu finden, das uns als Ausgangslage für die weiteren Modifikationen dienen konnte. Auf der Basis einer umfassenden Literaturrecherche sowie der vertieften Befragung von Experten auf diesem Gebiet (unter anderem Prof. Dr. Wilpert TU Berlin, Prof. Dr. Manzey TU Berlin, Dr. Höft DLR Hamburg) haben wir uns entschieden, den «Fleishman Job Analysis Survey» für unsere Erhebung einzusetzen.

Die besonderen Stärken dieses Verfahrens sind einerseits seine starke theoretische Verankerung, andererseits aber auch seine Breite im Bereich der erhobenen Anforderungen. Es werden nicht nur kognitive Fähigkeiten, sondern auch psychomotorische, sensorische, soziale und interaktive Fähigkeiten erhoben (siehe für

einen Überblick Tabelle 1). Des Weiteren wurde dieses Verfahren im angloamerikanischen Raum bereits mit guten Ergebnissen in Kernkraftwerken und verwandten Berufsrichtungen eingesetzt. Schwächen des Verfahrens, insbesondere im Zusammenhang mit unserem Einsatzgebiet, liegen einerseits in seiner Ausrichtung auf den angloamerikanischen Raum sowie in den methodischen Ungenauigkeiten. Auf die gezielte und detaillierte Behebung dieser Schwächen werden wir unser Augenmerk insbesondere im kommenden Jahr (2007) legen.

In diesem ersten Projektjahr (2006) lag unser Fokus auf der Übersetzung des Verfahrens und der Durchführung grober Modifikationen. Erste auffällige, auf kulturellen Unterschieden basierende Ungenauigkeiten, wurden beseitigt. Die Übersetzung wurde von Herrn Peter Hoffmann und Frau lic. phil. Sandra Schumacher übernommen. Inhaltlich wurde das Verfahren von Herrn Prof. Dr. Martin Kleinmann nachüberprüft. Die sprachliche Nachüberprüfung übernahm Frau Sarah Mannion, eine englischsprachige Übersetzerin mit mehrjähriger Erfahrung im Bereich wissenschaftlicher Texte.

In einem weiteren Schritt wurde das Verfahren auf der Basis eines mit den Werken gemeinsam durchgeführten Workshops den speziellen Bedürfnissen der Werke angepasst. Für die Funktionen Reaktoroperateur, Schichtchef und Pickettingenieur irrelevante Fähigkeiten des F-JAS wurden gestrichen, um die Befragung der Jobinhaber selbst so kurz wie möglich zu halten. Von den Experten als unverständlich oder missverständlich identifizierte Worte oder Textteile wurden erneuert oder verbessert.

Seit Anfang Juni findet nun eine erste Erhebung mit dem von uns übersetzten Verfahren an allen vier Werken statt. Diese wird bis Ende dieses Jahres abgeschlossen sein. Befragt wird das lizenzierte Betriebspersonal. Es handelt sich bei der Erhebung um eine Vollerhebung. Mit Ausnahme einiger weniger Personen wurden alle an den Werken beschäftigten Reaktoroperateure, Schichtchefs und Pickett-Ingenieure befragt. Es handelt sich bei dieser Erhebung um die erste systematische Erfassung von Anforderungen an KKW in diesem Ausmass im deutschsprachigen Raum.

Eine ausführliche Analyse der erhobenen Daten konnte leider bis zum jetzigen Zeitpunkt nicht durchgeführt werden. Die Erfahrungen vor Ort zeigen jedoch, dass der F-JAS sowohl bei den befragten Jobinhabern, als auch bei den Experten, Akzeptanz findet. Die Durchführungsdauer (es handelt sich bereits um eine um 22

<p>Kognitive Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Mündliches Verständnis 2. Schriftliches Verständnis 3. Mündlicher Ausdruck 4. Schriftlicher Ausdruck 5. Ideenreichtum 6. Originalität 7. Merkfähigkeit 8. Problemwahrnehmung 9. Mathematisches Schlussfolgern 10. Umgang mit Zahlen 11. Deduktives Schlussfolgern 12. Induktives Schlussfolgern 13. Ordnen von Informationen 14. Kategorienflexibilität 15. Geschwindigkeit der Mustererkennung 16. Flexible Mustererkennung 17. Räumliche Orientierung 18. Bildliches Vorstellungsvermögen 19. Wahrnehmungsgeschwindigkeit 20. Selektive Aufmerksamkeit 21. Mehrfacharbeit <p>Psychomotorische Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> 22. Motorische Steuerungspräzision 23. Koordination mehrerer Gliedmassen 24. Schnelligkeit der Reaktionsauswahl 	<ol style="list-style-type: none"> 25. Kontrolle über Geschwindigkeitsveränderungen 26. Reaktionszeit 27. Arm-Hand-Stabilität 28. Geschicklichkeit der Hand 29. Geschicklichkeit der Finger 30. Geschwindigkeit der Hand-/Finger-Bewegungen 31. Geschwindigkeit der Bewegungen von Gliedmassen 32. Statische Kraft 33. Kurzzeit-Kraft 34. Kraftausdauer 35. Kraft des Rumpfes 36. Beweglichkeit 37. Dynamische Flexibilität 38. Gesamtkörper-Koordination 39. Gleichgewichtssinn 40. Kondition <p>Sensorische Fähigkeiten</p> <ol style="list-style-type: none"> 41. Nahsicht 42. Fernsicht 43. Farbunterscheidung 44. Nachtsicht 45. Seitliches Sehvermögen 46. Tiefenwahrnehmung 47. Blend-Unempfindlichkeit 48. Hör-Sensitivität 	<ol style="list-style-type: none"> 49. Selektives Hören 50. Richtungs-Hören 51. Spracherkennung 52. Klarheit der Sprache <p>Interaktive und soziale Skalen</p> <ol style="list-style-type: none"> 53. Freundlichkeit 54. Verhaltensflexibilität 55. Koordination 56. Zuverlässigkeit 57. Durchsetzungsfähigkeit 58. Verhandlungsgeschick 59. Überzeugungskunst 60. Kontaktfähigkeit 61. Soziale Konformität 62. Soziales Feingefühl 63. Selbstbeherrschung 64. Sicheres Auftreten 65. Coaching 66. Mündliches Erfassen von Fakten 67. Leistungsmotivation 68. Offenheit für Neues 69. Selbstständigkeit 70. Beharrlichkeit 71. Vermeiden vorschneller Entscheidungen 72. Argumentation 73. Frustrationstoleranz
---	--	---

Tabelle 1: Überblick der im F-JAS verwendeten Fähigkeiten nach Fähigkeitsgruppen geordnet.

Fähigkeiten verringerte Version) sowie der Schwierigkeitsgrad der Aufgaben scheinen angemessen. Fundierte Aussagen können jedoch erst nach detaillierter Studie der erhobenen Daten getroffen werden. Kritische Hinweise bekamen wir vorwiegend in Bezug auf die oben schon erwähnten kulturellen Unterschiede. So waren einige Aufgabenbeispiele, die die Befragten bei der Bestimmung der benötigten Ausprägung einer Fähigkeit unterstützen sollten, nach Aussage einiger Befragter veraltet oder eben für Schweizer Verhältnisse untypisch. Aber auch hier müssen für repräsentative Aussagen die erhobenen Fragebögen erst noch ausgewertet werden.

Ein weiterer Punkt, den wir in dieser ersten Erhebung bereits miterhoben haben, ist die Leistungsfähigkeit der befragten Personen. Sind die Befragten fähig, den Fragebogen von Beginn der Befragung bis zum Ende hin mit gleichbleibender Genauigkeit zu lösen, oder nimmt

die Präzision über die Zeit hinweg ab? Auch zur Beantwortung dieser Fragen müssen die Daten zuerst umfassend ausgewertet werden.

Weiteren Untersuchungsbedarf sehen wir in der Komplexität der einzelnen Fähigkeitsurteile. Seit längerem herrscht in der Literatur ein Streit darüber, ob es legitim ist, Jobs als Ganzes (wie in dieser Erhebung eingesetzt) zu beurteilen oder ob man die Befragten nicht viel mehr nur einzelne Aufgaben beurteilen lassen sollte – und diese Einzelurteile danach zu einem Gesamturteil verrechnen sollte (Butler & Harvey, 1988; Cornelius & Lyness, 1980; Lievens, Sanchez, & De Corte, 2004; Sanchez & Levine, 1994). Ein grosser Vorteil der Beurteilung auf der Basis des gesamten Jobs ist die grosse Zeit- und damit verbunden auch Ressourcenersparnis beim Ausfüllen des Fragebogens. Detaillierte Untersuchungen werden uns helfen, eine genauere Aussage zu dieser Problematik zu treffen.

Eine fundierte Auswertung der Fragebögen wird zeigen, ob und wo noch Forschungsbedarf über die oben erwähnten Fragestellungen hinaus nötig ist.

Ausblick 2007

Bis Sommer 2007 soll die Auswertung der in der ersten Erhebung in den Werken erhobenen Daten abgeschlossen sein.

Ab August 2007 werden Experimente zur Verbesserung des Verfahrens ausserhalb der Werke sowie Expertenbefragungen in den Werken durchgeführt. Ziel dieses zweiten Teiles ist es, ein an die spezifischen Eigenheiten der KKW angepasstes Verfahren zu entwickeln.

Bis Ende 2008 soll das modifizierte Verfahren implementiert werden. Und mithilfe einer zweiten Erhebungsserie in den Werken soll die Güte des Verfahrens aufgezeigt werden.

Referenzen

- [1] *Buffardi, L. C., Fleishman, E. A., Morath, R. A., & McCarthy, P. M.* Relationships between ability requirements and human errors in job tasks. *Journal of Applied Psychology*, 85(4), 551– 564, 2000
- [2] *Butler, S. K., & Harvey, R. J. (1988).* A comparison of holistic versus decomposed rating of position analysis questionnaire work dimensions. *Personnel Psychology*, 41(4), 761 – 771, 1988
- [3] *Cornelius, E. T., & Lyness, K. S.* A comparison of holistic and decomposed judgment strategies in job analyses by job incumbents. *Journal of Applied Psychology*, 65(2), 155 – 163, 1980
- [4] *Lievens, F., Sanchez, J. I., & De Corte, W.* Easing the inferential leap in competency modeling: The effects of task-related information and subject matter expertise. *Personnel Psychology*, 57(4), 881– 904, 2004
- [5] *Nuclear regulatory challenges related to human performance.* Zusammenfassung einer Diskussion anlässlich des CNRA-Treffens in Paris im Juni 2006. Nuclear Energy Agency Organisation for economic cooperation and development, 2004
- [6] *Sanchez, J. I., & Levine, E. L.* The impact of raters cognition on judgment accuracy – an extension to the job analysis domain. *Journal of Business and Psychology*, 9(1), 47 – 57, 1994

OECD Halden Reactor Project

Author und Co-author(s)	W. Wiesenack, F. Øwre
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O. Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Tel., E-mail, Internet address	+47 69 21 23 74, Wolfgang.Wiesenack@hrp.no, www.ife.no
Duration of the Project (from-till)	2006 – 2008

ZUSAMMENFASSUNG

Das OECD Halden Reactor Project ist ein gemeinschaftlich von 18 Ländern getragenes Projekt unter der Schirmherrschaft der OECD Nuclear Energy Agency. Das Forschungsprogramm liefert Schlüsselinformation zur Anwendung in Sicherheitsanalysen, zur Lizenzierung und zum zuverlässigen Betrieb von Kernkraftwerken und anderen komplexen industriellen Prozessen. Die wichtigsten Einrichtungen zur Durchführung des Programms sind der Haldenreaktor, HAMMLAB (Halden Man-Machine Laboratory) und das Halden VR-Center (Virtual Reality). Die Infrastruktur wird systematisch instand gehalten und verbessert, um gegenwärtigen und zukünftigen Anforderungen zu entsprechen.

Die Aktivitäten im Bereich der Brennstoff- und Materialforschung zielen darauf ab, fundamentales Wissen über die Eigenschaften und das Verhalten von Brennstoffen und Materialien sowohl während Langzeitbestrahlung als auch in Transienten zu erhalten. Dazu gehören grundlegende Daten zum Brennstoffverhalten in kommerziellen Leichtwasserreaktoren (LWR) mit Schwerpunkt auf erhöhter Brennstoffnutzung (Hochabbrand), und Kenntnisse des Verhaltens von Materialien im Reaktorkern unter dem Einfluss von Strahlung, Wasserchemie und Spannung. Die Ergebnisse werden in Sicherheitsanalysen und zur Entwicklung und Überprüfung theoretischer und empirischer Modelle verwendet. Im Jahre 2006 wurden im Rahmen des internationalen Gemeinschaftsprogramms 16 Experimente im Haldenreaktor bestrahlt, etwa die Hälfte davon in Kreislaufsystemen, in denen die thermohydraulischen und chemischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren nachgebildet werden. Die erhaltenen Bestrahlungsdaten decken den Bereich von Nullabbrand bis hin zu Höchstabbränden für DWR-, SWR- und VVER-Brennstäbe, wobei sowohl UO_2 als auch

MOX und inert-Matrix- Brennstoffe untersucht wurden. Die LO-CA-Testreihe wurde mit zwei Experimenten mit vorbestrahltem Brennstoff fortgesetzt. Des Weiteren wurden Materialtests ausgeführt, die Daten zur Spannungsrissskorrosion liefern. Die internationale Gruppe zur Steuerung des technischen Programms, Halden Programme Group, diskutierte mehrere neue Experimente zum Einsatz im Jahr 2007. Dazu gehören Untersuchungen zum Korrosionsverhalten von Hüllrohren, Hüllrohrkriechen und Brennstoffkriechen.

Die Untersuchungen im Bereich Man-Technology-Organisation (MTO) umfassen empirische Studien des Zusammenwirkens zwischen Reaktoroperatoren und des Überwachungs- und Kontrollsystems, das ihnen zur Verfügung steht. Dazu kommen innovative Arbeiten zur Schnittstelle zwischen Mensch und System und zur Gestaltung des Kontrollraums. Weiterhin wurden Methoden zur 3D-Visualisierung unter Zuhilfenahme von virtueller und erweiterter Wirklichkeit entwickelt. Es wurde auch untersucht, wie die Einführung neuer Technologien im Kontrollraum die Leistung der Reaktoroperatoren in kritischen Situationen beeinflusst. Die Ergebnisse sind ein Beitrag für Richtlinien und Normen zur Kontrollraumgestaltung. Sie gehen auch ein in die Einschätzung menschlicher Zuverlässigkeit (HRA) als Teil der probabilistischen Sicherheitsbeurteilung (PSA) von Kernkraftwerken. Im Jahre 2006 wurden dazu im HAMMLAB mehrere Experimente mit Operatoren aus schwedischen Kernkraftwerken durchgeführt. Weiterhin wurde an der Entwicklung und Erprobung verbesserter Methoden zur Überwachung des Anlagenzustands gearbeitet. Dazu kamen Untersuchungen zur Optimierung der Anlagenleistung, Messfühlervalidierung, Fehlerfrüherkennung und -diagnose, Leistungsüberwachung und Methoden zur Beurteilung der Verlässlichkeit von Softwaresystemen.

Abstract

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a jointly financed programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The Halden Project's research programme provides key information for use in safety assessments and licensing as well as for the reliable operation of nuclear power stations and other complex industrial processes. The programme is based on using the Halden reactor, HAMMLAB (Halden Man-Machine Laboratory) and the Halden VR-centre (virtual reality) for experimental work. The infrastructure is systematically being maintained and upgraded in order to meet existing and future requirements for carrying out experiments.

The activities in the Fuels & Materials area aim at obtaining fundamental knowledge of the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. This includes basic data on how the fuel performs in commercial light water reactors (LWRs) with emphasis on extended fuel utilisation (high burnup), and knowledge of plant materials behaviour under the combined deteriorating effects of radiation, water chemistry and stress. The results are applied in safety assessments and for the development and verification of theoretical and empirical models. During 2006, 16 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor under the joint programme of the OECD Halden Reactor Project, about half of them in loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests provided fuel behaviour data ranging from zero to high burnup for PWR, BWR and VVER fuel rods, and both UO₂, MOX and inert matrix fuels were studied. The LOCA test series continued with two experiments using pre-irradiated fuel rods. Materials testing providing data on stress corrosion cracking of reactor materials for plant lifetime assessments was carried out. Several new experiments were discussed within the Halden Programme Group and approved for implementation in 2007. These comprise investigations on cladding corrosion, cladding creep, and fuel creep.

The research in the Man-Technology-Organisation (MTO) area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and the supervision and control systems at their disposal. It also consists of innovative work in the area of Human System Interface design and Control Room design. 3D visualization technologies by means of Virtual and Augmented Reality

are also developed. Experiments are carried out to investigate in which way introduction of new technologies in the control room affects the operator's performance in critical situations. The experimental data are used as technical basis for guidelines and standards for control room design and also provides inputs to human reliability assessment (HRA) as part of probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants. In 2006 several experiments to this end were carried out in HAMMLAB and the VR centre with operators from Swedish NPPs. Further, work comprises development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimization, including sensor validation, early fault detection and diagnosis, thermal performance monitoring were addressed, as well as methods and techniques for assessment of software systems dependability.

Project Goals

The Halden Reactor Projects research programme is laid out in the framework for the period 2006 – 2008 [1] and in the detailed plan for 2006 [2].

The main goals of the R&D work in the fuels and materials area are to provide:

- Fuel property data needed for design and licensing of high burnup reactor fuel
- Experimental data on fuel response to transients, in particular on phenomena occurring during loss-of-coolant accidents
- Data on cladding corrosion to determine mechanisms and operational conditions that affect cladding performance, e.g. water chemistry issues
- Validated data on stress corrosion cracking of reactor materials at representative stress conditions and water chemistry environments for plant lifetime assessments, including issues related to pressure vessel embrittlement.

The main goals of the R&D work in the MTO area are to:

- Provide knowledge on how and why accidents occur, with the aim to prevent them from happening
- Carry out experiments in HAMMLAB and the VR Centre to establish empirical knowledge about human potentials and limitations as operators in a control room setting
- Develop advanced information and support systems for use in plant optimization, operation and maintenance

- Develop methods and tools to improve the dependability of software based systems

Work Carried out and Results Obtained

The results from the OECD Halden Reactor Project's research programme are in detail reported to the members in two annual status reports [3, 4]. The following is a summary of the most important activities.

Fuels & Materials Area

During 2006, 16 experimental assemblies were irradiated in the Halden reactor as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments were performed during two operating cycles of the Halden reactor from mid January until late April and from mid July to late October and comprised studies of UO₂ fuel, MOX fuel, inert matrix fuel and gadolinia doped fuel as well as in-core materials with various fluence levels. Many of the experiments are carried out using pre-irradiated test specimens of fuels and materials taken from commercial reactors. This provides the necessary realistic starting point for experiments where fuel temperature, rod pressure, dimensional stability, corrosion and crack growth are being measured under representative thermal-hydraulic conditions. Several of the fuel rods investigated were commercial fuel irradiated in power reactors before being re-instrumented at Institute of energy technology's hot lab and then irradiated in the Halden Reactor.

Two tests with highly instrumented fuel rods containing gadolinia bearing fuel and fuels with additives continued irradiation, while a test with similar design and objectives using VVER fuel was loaded. The instrumentation (fuel centre thermocouples, pressure transducers, fuel stack elongation detectors) is working well, and the experiments provide important data on fuel mechanical and thermal properties, like densification, creep, thermal conductivity, and fission gas release. The experimental data are used to validate computer codes used for licensing and safety analysis of the different fuel types.

In the experimental series addressing fuel performance at rod overpressure conditions, a test was started with high burnup fuel from the Leibstadt NPP. Due to a malfunction of the re-instrumented thermocouple, no conclusive results could be obtained so far. The experiment

will therefore be resumed in 2007 after repair of the thermocouple.

The behaviour of fuel rods under loss-of-coolant conditions was investigated with runs number 4 and 5 in the LOCA test series. Run #4 with a pre-irradiated fuel rod of about 82 MWd/kgU was subjected to a LOCA sequence in a specially designed loop system and reached a peak cladding temperature of about 800° C as anticipated. Extensive ballooning and fuel relocation occurred as detected by in-core instrumentation and the subsequent gamma-scanning of the rod. Run #5, again with high burnup fuel, aimed at a peak clad temperature of 1100° C. The in-pile data indicate incipient ballooning and then the development of a small crack and loss of pressure preventing further ballooning. The data from the LOCA tests in the Halden reactor are very important for a better understanding of the phenomena taking place during a LOCA and for validation of codes used in safety analyses.

The effects of stress, water chemistry and radiation exposure under PWR conditions are investigated with specimens instrumented for continuous crack growth measurement. The experiment completed irradiation in October 2006, and the specimens are unloaded for PIE verification of the crack growth measured in-core.

In another test series, the time to failure for materials under high stress and exposed to in-core conditions is being investigated. The experimental set-up makes it possible to vary the load and to determine when the specimen fails. This long-term experiment has lasted for about 16000 full power hours in the Halden reactor, and up to now five out of thirty specimens have failed.

MTO Area

Several experiments were performed in HAMMLAB to study the performance of reactor operators in control room settings. Task-based displays were studied on the background that all important tasks in NPPs are performed by the use of procedures. A major pitfall when designing or upgrading control rooms is to not concurrently adapt the procedures in accordance with the new environment. Executing procedures that are adapted to conventional rather than computerised control rooms implies difficulty in finding all relevant information, performing tasks incorrectly and/or not at the appropriate time relative to the process conditions. These difficulties are likely to increase in highly stressful and time-consuming situations. The aim is to ensure that «the needed information comes to the operator», rather than leav-

ing the task of selecting various relevant information to the operator. The study gave excellent results regarding how the operators rated the usefulness of this new system. These results were strongly backed up by the independent process expert's on-line rating of the crews' performance as near perfect.

Another interesting study was on an Advanced HSI concept called Ecological Interface Design (EID) which goes beyond «user friendliness» and task support. It reduces cognitive efforts by transforming demanding information processing into perceptual tasks, and it provides higher order information about the nuclear process and thereby improves operator problem solving. The research aim was to demonstrate the benefits of EID for unanticipated events in realistic, but demanding NPP scenarios. Preliminary results indicate that EID displays improve Situation Awareness in the detection phase of scenarios and in beyond design basis scenarios.

In the largest experiment in 2006, 14 crews from Ringhals NPP participated in the Performance Shaping Factor (PSF)/Masking experiment. One purpose is to investigate how complicating factors, specifically masking, affect crew performance in accident scenarios. Masking is defined as process faults or instrumentation failures masking the process development or making it ambiguous for the operators. The question is investigated by comparing a complex scenario version to an «easy»/base case (most expected) scenario version. Another Purpose is to investigate qualitatively how operators consider Performance Shaping Factors and how they relate to crew performance. This is investigated by interviews and questionnaires after each scenario asking the operators about their experience related to time pressure, procedures, interface, teamwork etc.

In the area of Visualisation technologies, highlights are the project on Collaborative Virtual Environments with good progress regarding the CollabVR software package development, the integration of 2D and 3D applications by enabling the ProcSee software and various VR applications to work together, and the demonstration of ProcSee on handheld devices (HAMMLAB in your hand).

Techniques for monitoring the state of processes, instrumentation and components in power plants were further developed in 2006. The TEMPO system for monitoring thermal efficiency of nuclear power plants was further improved and successfully tested in pilot instal-

lations at several plants. The automation of empirical model development and the applicability of empirical condition monitoring technologies were extended. In the area of Cable aging, very promising results were obtained when the LIRA technology was applied to cables aged in nuclear power plants. The activities in the area of software system dependability continued in 2006 with work on Requirements Engineering (how to handle the requirements throughout the system life cycle), Software Fault Tolerance (demonstrate adequate error management and containment), and the development of an Assessment Framework for Integrated Tool Environments.

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. The Fuels & Materials programme has made good use of LOCA calculations performed by PSI.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 18 countries sponsoring a jointly financed research programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The international members of the Halden Project participate actively in formulating, prioritising and following up the research programmes. This ensures that the work is focused on tasks with direct safety relevance. In the execution of the programme, the Halden Project maintains close contacts with its member organisations in these countries and with NEA and its relevant working groups. A technical steering committee, the Halden Programme Group, with members from the participating organisations, approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

Assessment 2006 and Perspectives for 2007

The activities in 2006 of the Halden Project progressed mostly according to schedules. In the MTO area, a record number of seven workshops and seminars were arranged. Altogether 175 persons participated in these events. An international summer school on «Water chemistry of nuclear reactor systems» was organised in August 2006.

The experiments in the Halden reactor have provided valuable data on the behaviour of reactor fuel and materials during both normal operating conditions and transients which are used to improve and validate safety analysis codes. The experiments in HAMMLAB have provided useful data for HRA modelling and to technical bases for human factors guidelines for design and evaluation of control room solutions and human-system interfaces. Further, methods and systems developed for plant surveillance and optimisation have been taken into use in NPPs in member countries.

The joint programme of the OECD Halden Reactor Project is renewed every three years. 2006 is the first year of the current 3-year period 2006–2008. The research activities at the Project will thus continue in 2007 in ac-

cordance with the 2006–2008 frame programme [1] and the annual programme for 2007 as approved by the Halden Programme Group [5]. In 2007, the Project will prepare a new research proposal for a continued international programme in the period 2009–2011 and then negotiate a continuation of the Halden Project with the same participants as in the 2006–2008 time-frame. Many of the experimental activities reach beyond a three-year horizon, and plans and programmes are therefore paired with the flexibility of implementing new and ad hoc initiatives.

References

- [1] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2006 – 2008*, HP-1165
- [2] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2006*, HP-1189
- [3] *Status Report January – June 2006*, HP-1210
- [4] *Status Report July – December 2006*, HP-1222 (to be issued in 2007)
- [5] *Halden Reactor Project Programme Proposal 2007*, HP-1217

Anhang B: Mitgliedschaften der HSK in Gremien

Arbeitsgruppe	Gremium	Fachgebiet
IAEA		
CSS	Committee on Safety Standards	Allgemein
RASSC	Radiation Safety Standards Committee	Strahlenschutz
TRANSSC	Transport Safety Standards Committee	Transport und Entsorgung
TRANSSC-WG1	Transport Regulations	Transport und Entsorgung
WASSC	Waste Safety Standards Committee	Transport und Entsorgung
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee	Reaktorsicherheit
NPES-TWG-LM-NPP	Life Management	Reaktorsicherheit
NPES-TWG-NPPCI	Nuclear Power Plant Control & Instrumentation	Reaktorsicherheit
NPES-TWG-T&Q	Training & Qualification of NPP Personnel	MOS
IRS	Incident Reporting System	Allgemein
INES	International Nuclear Event Scale	Allgemein
OECD-NEA		
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities	Allgemein
CNRA-WGIP	Working Group on Inspection Practices	Reaktorsicherheit
CNRA-WGPC	Working Group on Public Communications	Allgemein
CNRA-WGOE	Working Group on Operating Experience	Allgemein
CRPPH	Committee on Radiation Protection & Public Health	Strahlenschutz
CRPPH-ISOE	Information System on Occupational Exposure	Strahlenschutz
CRPPH-WPNEM	Working Party on Nuclear Emergency Matters	Strahlenschutz
RWMC	Radioactive Waste Management Committee	Transport und Entsorgung
RWMC-FSC	Forum on Stakeholder Confidence	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC	Integration Group for the Safety Case	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC/Clay Club	Clay Club	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC/TDB	Thermodynamic Database Project	Transport und Entsorgung
RWMC-IGSC/AMIGO	Integration of Geological information	Transport und Entsorgung
CSNI	Committee on Safety of Nuclear Installations	Reaktorsicherheit
CSNI-WGFSM	Working Group on Fuel Safety Margins	Reaktorsicherheit
CSNI-GAMA	WG on Analysis & Management of Accidents	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE	WG on Integrity of Components and Structure	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE/SG Metals	Integrity of Metal Components and Structure	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE/SG Seismic	Seismic Behaviour	Reaktorsicherheit
CSNI-IAGE/SG Concrete	Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
CSNI-WGRISK	Working Group on Risk Assessment	Reaktorsicherheit
CSNI-WGHOF	Working Group on Human & Organisational Factors	MOS
CSNI-ICDE	Common-Cause-Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-OPDE	Piping Failure Data Exchange	Reaktorsicherheit
CSNI-Fire	Fire Incident Record Exchange	Reaktorsicherheit
OECD CABRI Waterloo Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
OECD CABRI Waterloo Project	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project / MTO	Halden Programme Group, Mensch-Tech.-Organis.	Allgemein

Arbeitsgruppe

Gremium

Fachgebiet

OECD Halden Project / F & M	Halden Programme Group, Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
OECD Halden Project / HBM	Halden Board of Management	Allgemein
OECD Halden Project / COMPSIS	COMPSIS Steering Group	Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein

Internat. Übereinkommen

Convention on Nuclear Safety, CNS	Ständige Kontaktgruppe der CNS (NCP)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Ständige Kontaktgruppe	Transport und Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic, OSPAR	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Abkommen mit Österreich über grenzüberschreitende Auswirkungen von Kernkraftwerken		Allgemein

Behördenorganisationen

Western European Nuclear Regulators Association, WENRA	Main WENRA Committee	Allgemein
WENRA-WGWD	Working Group on Waste & Decommissioning	Transport und Entsorgung
WENRA-RHWG	Working Group on Reactor Safety Harmonization	Reaktorsicherheit
NERS	Regulators of Countries with Small Nucl. Programs	Allgemein

Normenvereine

IEC	International Electro-Technical Commission	Reaktorsicherheit
ADR/RID	Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse	Transport und Entsorgung
DIN Deutsches Institut für Normung	Deutsche Kommission Elektrotechnik Elektronik Information im DIN und VDE (DKE)	Reaktorsicherheit
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers	Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2006

Publikationen:

Autoren HSK	Publikation
Bucher, B.; Schwarz, G.	Bucher, B.; Butterweck, G.; Rybach, L.; Schwarz, G.: «Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM05», PSI-Bericht 06 – 06, Paul Scherrer Institut, Schweiz, 2006, ISSN 1019-0643.
Faust, B.	Faust, B.; Wagenknecht, M.; Gocht, U.; Lyubarskiy, A.: «Fuzzy decision-making approaches in NPP cause-effect analysis», Safety and reliability for managing risk, Proceedings of the European Safety and Reliability Conference (ESREL 2006) Vol. 3 pp 2414-2418, Estoril, Portugal, 18. – 22.09.2006, ISBN 0-415-41620-5.
Frank, E.; Rahn, M.	Bitterli, P.; Frank, E.; Rahn, M.: «Gutachten der HSK zum Entsorgungsnachweis Opalinuston der Nagra», GEOforumCH ACTUEL, Platform of the Swiss Academy of Sciences, scnat, Heft 1/2006, 23–29.
Frank, E.	Young, S.; Löw, S.; Fidelibus, C.; Frank, E.; Lemy, F.; Evans, K.; Schuster, K.: «Induced Fracturing in the Opalinus Clay: A Field Investigation», Proceedings of the International Society for Rock Mechanics (ISRM) Symposium 2006, 8–10 November, Singapore.
Isaak, H.P.; Navert, S.B.; Schulz, R.	Isaak, H.P.; Navert, S.B.; Schulz, R.: «The Reference Scenarios for the Swiss Emergency Planning», Proceedings of Full Papers, Second European IRPA Congress on Radiation Protection, Paris, 15–19 May 2006.
Jahn, S.G.	Jahn, S.G.: «Vorkommnisse, Ereignisse und Störfälle im Strahlenschutz – Informationsquellen für die Ausbildung», Strahlenschutzpraxis, Zeitschrift des Fachverbandes für Strahlenschutz, Heft 3/2006, ISSN 0947-434X.
Macku, K.	Jatuff, F.; Macku, K.; Chawla, R.: «On the accuracy of reactor physics calculations for square HPLWR fuel assemblies», Annals of Nuclear Energy, Volume 33, Issue 2, January 2006, Pages 198–207.
Macku, K.	Macku, K.; Jatuff, F.; Murphy, M.F.; Joneja, O.P.; Bischofberger, R.; Chawla, R.: «Advanced foil activation techniques for the measurement of within-pin distributions of the $^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$ reaction rate in nuclear fuel», Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Volume 562, Issue 1, 15 June 2006, Pages 393–400.
Piller, G.	Piller, G.; Gruson, M.: «Von der Messung zur schweizerischen Radonkarte», Strahlenschutzpraxis, Heft 3/2006, 25–30, ISSN 0947-434-X.
Piller, G.	Piller, G.; Gruson, M.; Horváth, S.: «Schweizerisches Radoprogramm: Gestern, heute und morgen», 38. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V. zum Thema «Strahlenschutz-Aspekte bei natürlicher Radioaktivität», Dresden, 18.–22. September 2006, 483-493, ISSN 1013-4506.
Rahn, M.	Kraml, M.; Pik., R.; Rahn, M.; Carignan, J.; Keller, J.: «A new multi-mineral age reference material for $^{39}\text{Ar}/^{40}\text{Ar}$, (U-Th)/He and FT dating methods: The Limberg tuff», Geostandards and Geoanalytical Research 30, 73 – 86, 2006.
Rahn, M.	Vernon, A.J.; van der Beek, P.A.; Rahn, M. K.; Sinclair, H.D.: «Analysing spatial variation of Late Cenozoic exhumation over the European Alps: diverse approaches to a fission-track database», EGU General Assembly, Vienna, April 2006, ISSN 1607-7962.

Autoren HSK	Publikation
Rahn, M.	Glotzbach, C.; Spiegel, C.; Rahn, M.; Reinecker, J.; Frisch, W.: «Investigating isotherm perturbations: 2. The Gotthard transect (Switzerland)», Schriftenreihe der Deutschen Gesellschaft für Geowissenschaften 49, 68 – 69, 2006.
Rahn, M.	Reinecker, J.; Spiegel, C.; Glotzbach, C.; Rahn, M.; Frisch, W.: «Investigating isotherm perturbations: 1. The Lötschberg transect (Switzerland)», Schriftenreihe der Deutschen Gesellschaft für Geowissenschaften 49, 121–123, 2006.
Rahn, M.	Rahn, M.K.: «Can we define the end of Molasse sedimentation? – A concept and first results from dating Hegau tuffs and volcanogenic layers in the uppermost Swiss Molasse sediments», Schriftenreihe der Deutschen Gesellschaft für Geowissenschaften 49, 119 – 120, 2006.
Rahn, M.	Vernon, A.J.; van der Beek, P.A.; Rahn, M.K.; Sinclair, H.D.: «Denudation of the Western European Alps during Mio-Pliocene times constrained by low-temperature thermochronometers», Eos Trans. AGU, 87(52), 2006, Fall Meet. Suppl., Abstract T11A-0422.
Schmocker, U.; Flury, P.	Murley, Th.; Bernard-Bruls, X.; Bobaly, P.; Bordarier, Ph.; Brandejs, P.; Caruso, G.; Eurasto, T.; Flury, P.; González Mercado, V.; Moracho Ramirez, M.; Hertrich, M.; Hirakoka, E.; Ogijya, Sh.; Rooseboom, A.; Schmocker, U.; Sheron, B.; Vandewalle, A.; Woodhouse, P.: «Regulatory Challenges in Using Nuclear Operating Experience», NEA No. 6159, Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-Operation and Development, Paris, 2006, ISBN 92-64-01083-1.
Schoen, G.M.; Theiss, K.L.; Beutler, R.	Schoen, G.M.; Theiss, K.L.; Beutler, R.: «Use of PSA in the Integrated Regulatory Safety Oversight in Switzerland: Status and Outlook», Proceedings of the 8 th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, New Orleans, May 14–18, 2006, ISBN 0-7918-0245-0
Speidel, H.	Speidel, H.: «High-Nitrogen, High-Nickel Fe-Ni-Cr Alloys for Stress Corrosion Cracking Resistance in nuclear Environments», International Conference on High Nitrogen Steels, Jiuzhhaigou, China, 29– 31 August 2007.
Tipping, Ph.; Kalkhof, D.	Tipping, Ph.; Kalkhof, D.; Schindler H.J.: «Guideline on a Method for Instrumented Impact Testing of Pre-Cracked Charpy Specimens», Workshop Proceedings of the First Biennial Conference on Through Life Toughness Prediction in Reactor Steels, Héviz, Hungary, 6 – 8 February 2006.
Tipping, Ph.; Kalkhof, D.	Tipping, Ph.; Kalkhof, D.; Schindler H.J.: «Regulatory Aspects Fracture Mechanics Methods Assessment», Proceedings of the 9 th International Conference on Materials Issues in Design, Manufacturing and Operation of Nuclear Power Plants Equipment, St. Petersburg, Russia, 5– 9 June 2006.
Tipping, Ph.; Kalkhof, D.	1 Tipping, Ph.; Kalkhof, D.; Schindler H.J.: «Application of Modern Fracture Mechanics Methods to Assess Material Degradation of NPP Components», Proceedings of the 6 th International Symposium on «Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of Light Water Reactors», Fontefraud, France 18 – 22 September 2006.
Tipping, Ph.	Tipping, Ph.: «Future Needs of Codes and Standards for Regulation of Nuclear Power Plants», Proceedings of the 3 rd Workshop on Nuclear Standards and Codes Needs, Prague, Czech Republic, 27 – 29 June 2006.
Tipping, Ph.	Tipping, Ph.: «The IAEA's Contribution to the Peaceful Use of Nuclear Power», Nuclear Power Newsletter of the Division of Nuclear Power, Volume 3, No. 3. Special Issue, IAEA, Vienna, September 2006.

Vorträge:

Autoren HSK	Vortrag
Ahlfänger, R.	Ahlfänger, R.: «Rechtliche Voraussetzungen für das Betreiben einer anerkannten Personendosimetriestelle in der Schweiz», 5. Expertentreffen Strahlenschutz, TÜV Süd Akademie, Bad Aibling, 8. bis 10. März 2006.
Cartier, F.	Cartier, F.: «Implementationsreport 2005/ Jahresbericht Radioaktivitätsabgaben aus den Kernanlagen, 2004», Radioactive Substances Committee, RSC, Knokke, Belgien, 23. bis 27. Januar 2006.
Flury, P.	Flury, P.: «Integrated Oversight: Systematic Supervision of Nuclear Safety», CNRA Workshop on Improving Nuclear Safety through Operating Experience Feedback, Cologne, 29 to 31 May 2006.
Frank, E.	Frank, E.: «Sachplan Geologische Tiefenlager, Sicherheitstechnische Kriterien für die Standortevaluation: Grundsätze, Herleitung und Anwendung», Expertengespräch mit den Kantonen, Bern, 5. Juli 2006.
Jahn, S.G.	Jahn, S.G.: «Role of the Swiss Regulatory Body on Occupational Radiation Protection», 2 nd ISOE Regulatory Body Meeting about «Occupational Radiation Protection Inspection Practices», Essen, Germany, 14. März 2006
Meyer, P.	Meyer, P.: «Ageing and Lifetime Management», 9. Jahrestagung des Network of Regulators of Countries with small Nuclear Programs (NERS), Bled (Slowenien), 7.–9. Juni 2006
Meyer, P.	Meyer, P.: «Die Entwicklung des Kerntechnischen Regelwerks in der Schweiz», Tagung des Nuklearforums Schweiz zum Thema «Integrierte Managementsysteme in Kernkraftwerken», Brugg-Windisch, 23./24. November 2006, 45 – 53.
Rahn, M.	Rahn, M.K; Selbekk, R.: «How old are the youngest Molasse sediments in Switzerland? Preliminary data from volcanic tuffs in the uppermost Swiss Molasse sediments», 4 th Swiss Geoscience Meeting, Bern, November 2006, Abstract volume, 162–163.
Rahn, M.	Rahn, M.: «Principles of geological deposits of radioactive waste». Vortrag am Geological Department der University of Beijing, 9. Mai 2006.
Rahn, M.	Rahn, M.: «A Swiss solution on how to deposit radioactive waste», Vortrag am Geological Department der University of Beijing, 19. Mai 2006.
Schmocker, U.	Schmocker, U.: «IRRT- und IRRT-Follow-up Missions bei der HSK», IRRT/IRRS Informationsveranstaltung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit Deutschland (BMU), München, 27./28. April 2006.
Schmocker, U., Altkind, F.	Schmocker, U., Altkind, F.: «Störfall KKW Forsmark; Konsequenzen für die Schweiz», Präsentation für die UREK-N – 5. September 2006.
Schön, G.; Theiss, K.	Schön, G.; Theiss, K.: «Die Nutzung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse im Schweizerischen Bewilligungs- und Aufsichtsverfahren für Kernanlagen», Symposium TÜV München, November 2006.
Schulz, S.	Reck, H., Schulz, S.: «Internationale Betriebserfahrung mit Rohrleitungen in Kernkraftwerken: Fortschritt des OECD Pipe Failure Data Exchange (OPDE) Datenbank Projektes», 32. MPA – Seminar, 5. und 6. Oktober 2006.
Theiss, K.	Theiss, K.: «Die Nutzung der PSA im Schweizerischen Bewilligungs- und Aufsichtsverfahren», TÜV Symposium «Probabilistische Sicherheitsanalysen in der Kerntechnik», München, 23. – 24. November 2006.

Autoren HSK	Vortrag
Ubaldi, P.	Ubaldi, P.: «Vorstellung des neuen Konzepts für den Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen in der Schweiz vom Januar 2006», und «Bericht über die Übung Kontaktstelle», 26. Sitzung des Arbeitskreises Notfallschutz des Fachverbandes für Strahlenschutz, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bonn 27./28. April 2006.
Wanner, H.	Wanner, H.: «The Use of Solubility Data in Radioactive Waste Disposal», 12 th International Symposium on Solubility Phenomena and Related Equilibrium Processes (ISSP), Freiberg (Sachsen), 23. – 28. Juli 2006.
Wanner, H.	Wanner, H.: «The OECD Nuclear Energy Agency Thermochemical Database Project: NEA TDB», Workshop on Quality Assurance in Thermodynamic Databases for Performance Assessment Studies in Waste Disposal, 12 th International Symposium on Solubility Phenomena and Related Equilibrium Processes (ISSP), Freiberg (Sachsen), 26. Juli 2006.
Wanner, H.	H. Wanner, «Sicherheitstechnische Kriterien für die Standortevaluation: Grundsätze, Herleitung und Anwendung», Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Informationsveranstaltung in Konstanz (D), 2. August 2006.
Wettstein, M.	Wettstein, M.: «Präsentation des Ereignisses «Generatorschaden» (2005–10) im Kernkraftwerk Leibstadt», Meeting to Exchange Information on Recent Events in Nuclear Power Plants, Wien, 3. – 5. Oktober 2006.
van Aarle, J.	van Aarle, J.: «Methods of Assuring Regulatory Compliance», Safety of Transport of Radioactive Material, Seminar on Complex Technical Issues, IAEA, Wien, 11./12. Januar 2006.
Veyre, J.C.	Veyre, J.C.: «Managementsysteme in Aufsichtsbehörden am Beispiel Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK)», Tagung des Nuklearforums Schweiz zum Thema «Integrierte Managementsysteme in Kernkraftwerken», Brugg-Windisch, 23./24. November 2006, 131–139.
Zurkinden, A.	Zurkinden, A.: «Lehren aus der Überprüfung des Entsorgungsnachweises», 39. Tagung des Radioactive Waste Management Committee (RWMC) und 9. Sitzung des Regulators Forum (RWMC-RF), Paris, 14. – 17. März 2006.

Anhang D: Richtlinien der HSK

Die gültigen Richtlinien sind auf der HSK-Website unter «www.hsk.ch» abrufbar

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-04/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-05/d	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken; mechanische Ausrüstungen	Oktober 1990
R-06/d	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bau- vorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasser- reaktoren	Mai 1985
R-07/d	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Juni 1995
R-08/d	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-11/d	Strahlenschutzziele im Normalbetrieb von Kernanlagen	Mai 2003
R-12/d	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts	Oktober 1997
R-13/d	Inaktivfreigabe von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen (Freimessrichtlinie)	Februar 2002
R-14/d	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	März 2004
R-15/d	Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken	Dezember 2004
R-16/d	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-17/d	Organisation von Kernkraftwerken	Juni 2002
R-17/e	Organisation of Nuclear Power Plants	June 2002
R-18/d	Aufsichtsverfahren bei Reparaturen, Änderungen und Ersatz von mechanischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Dezember 2000
R-21/d	Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle	November 1993
R-21/e	Protection Objectives for the Disposal of Radioactive Waste	November 1993
R-21/f	Objectifs de protection pour le stockage final des déchets radioactifs	Novembre 1993
R-23/d	Revisionen, Prüfungen, Ersatz, Reparaturen und Änderungen an elektrischen Ausrüstungen in Kernanlagen	Januar 2003

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-25/d	Berichterstattung über den Betrieb der Kernanlagen des Bundes und der Kantone	Mai 2005
R-27/d	Auswahl, Ausbildung und Prüfung des lizenzpflichtigen Betriebspersonals von Kernkraftwerken	Mai 1992
R-29/d	Anforderung an die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle	März 2004
R-30/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-31/d	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
R-32/d	Richtlinie für die meteorologischen Messungen an Standorten von Kernanlagen	September 1993
R-35/d	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik	Mai 1996
R-37/d	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und -Fortbildungen im Aufsichtsbereich der HSK	Juli 2001
R-39/d	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal	Januar 1990
R-40/d	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-41/d	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Juli 1997
R-42/d	Zuständigkeiten für die Entscheide über besondere Massnahmen bei einem schweren Unfall in einer Kernanlage	Februar 2000
R-42/e	Responsibility for decisions to implement certain measures to mitigate the consequences of a severe accident at a Nuclear Power Plant	July 2003
R-45/d	Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen	Januar 2004
R-45/e	Planning and Execution of Emergency Exercises in Swiss Nuclear Power Plants	October 2004
R-45/f	Planification et exécution d'exercices d'urgence dans le domaine des installations nucléaires suisses	Janvier 2004
R-46/d	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter, rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken.	April 2005

(Fortsetzung)

Richtlinie	Titel der Richtlinie	Datum der gültigen Ausgabe
R-47/d	Prüfungen von Strahlenmessgeräten	Oktober 1999
R-48/d	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
R-49/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen	Dezember 2003
R-50/d	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
R-51/d	Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen	November 2004
R-52/d	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	Juli 2003
R-52/e	Transport and Storage Casks (T/S-Casks) for interim storage	November 2003
R-60/d	Überprüfung der Brennelementherstellung	März 2003
R-61/d	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
R-100/d	Nachweis ausreichender Vorsorge gegen Störfälle in Kernkraftwerken (Störfall-Richtlinie)	Dezember 2004
R-101/d	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	Mai 1987
R-101/e	Design Criteria for Safety Systems of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors	May 1987
R-102/d	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
R-102/e	Design Criteria for the Protection of Safety Equipment in Nuclear Power Stations against the Consequences of Airplane Crash	December 1986
R-103/d	Anlageinterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Anhang E: Grundlagen der neuen HSK-Richtlinien

(Stand: Februar 2007)

Richtlinien der Kategorie G (Generelle Anforderungen)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
G01	Art. 10 Abs. 2 und Anhang 4 KEV	Sicherheitstechnische Klassierung für Leichtwasserreaktoren	R-06
G02	Art. 10 Abs. 2 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Leichtwasser-Reaktoren	R-04, R-16, R-40, R-46, R-49, R-50, R-101 , R-102, R-103
G03	Art. 11 Abs. 3 KEV, Art. 7, 8 und 94 StSV, Anhang DMK VEOR	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager	(R-10), R-16, R-21, R-49, R-50
G04	Art. 12 Abs. 3 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Zwischenlager	R-16, R-29 , R-49, R-50, R-52, R-102
G05	Art. 12 Abs. 3 KEV, Anhang DMK VEOR, Art. 94 StSV	Transport- und Lagerbehälter (T/L-Behälter) für die Zwischenlagerung	R-52
G06	Art. 27 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Dokumentation für Projektierung und Bau	R-04, R-05, R-30, R-31, R-35, R-46 R-60
G07	Art. 30 Abs. 5 KEV	Organisation von Kernanlagen	R-17
G08	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen	(R-59)*
G09	Art. 41 Abs. 5 KEV	Anforderungen an die Betriebsdokumentation	R-04, R-30, R-35, R-50, R-61
G11	Art. 3 Abs. 2 VBRK Art. 5 KEG Art. 7 Bst. a KEV Art. 10 Abs. 1 Bst.g KEV	Anforderungen an sicherheitstechnischen klassierte Behälter und Rohrleitungen	R-05, R-06, NE-Festlegungen
G12	Art. 58, 69 und 75 Abs. 2 StSV	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	R-07
G13	Neue Messmittel-Verordnung	Strahlenschutzmessmittel: Anforderungen und Prüfungen	R-47
G14	Art. 94 Abs. 8 und Art. 7 StSV, Art. 18 VEOR, Art. 22 Abs. 2 KEV	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung auf Grund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	R-41
G15	Art. 7 Abs. 2+3 sowie Art. 6 Abs. 2 StSV	Strahlenschutzziele für Kernanlagen im Normalbetrieb	R-11

Richtlinien der Kategorie A (Anlagebegutachtung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
A01	Art. 94 Abs. 8 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse, Quelltherme	R-100, (R-55)*
A02	Art. 24 Abs. 3, KEV, Art. 26 Abs. 3 KEV, Art. 28 Abs. 2 KEV, Art. 29 Abs. 3 KEV, Anhang 3 und 4 KEV	Gesuchsunterlagen für die Bau- und Betriebsbewilligung und der damit verbundenen Freigaben	R-04, R-05, R-08, R-17, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60
A03	Art. 34 Abs. 3 KEV	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	R-48
A04	Art. 40 Abs. 5 KEV	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	R-04, R-05, R-18, R-23, R-30, R-31, R-35, R-46, R-50, R-60, R-61
A05	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anforderungen und Qualität PSA	R-58
A06	Art. 33 Abs. 3 KEV	Anwendungen der PSA im Rahmen der Aufsicht über Kernkraftwerke	(R-59)*
A07	Art. 22, Abs. 2 KEV, Art. 18 VEOR Art. 7 StSV	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	R-100 (R-55)*
A08	Art. 94 Abs. 8 StSV	Anforderungen an die Berechnung von Quelltermen	

Richtlinien der Kategorie B (Betriebsüberwachung)

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
B01	Art. 35 Abs. 4 KEV	Anforderungen an die Alterungsüberwachung von Kernanlagen	R-51
B02	Art. 37 Abs. 2 KEV	Anforderungen an die periodische Berichterstattung der Kernanlagen	R-15, R-25
B03	Art. 38 Abs. 5 KEV, Art. 49 KEV, Art. 38 Abs. 1 StSV	Anforderungen an die Meldungen der Kernanlagen im Sicherheitsbereich während des Betriebs	R-15, R-18, R-23, R-25, NE-14
B04	Art. 53 Abs. 3 KEV, Art. 72 Abs. 3 StSV	Anforderungen zum Freimessen von Materialien	R-13
B05	Art. 54 Abs 6 KEV	Anforderungen an die Konditionierung von radioaktiven Abfällen	R-07, R-14
B06	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Anforderungen an die Instandhaltung der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen	NE-14, R-18
B07	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen an sicherheitstechnisch klassierten Komponenten	NE-14, (R-53)*

Nr.	Gesetzliche Basis	Arbeitstitel	bisher geregelt in
B08	Art. 4 Abs. 4 VBRK	Anforderungen an die Wiederholungsprüfungen der sicherheitstechnisch klassierten Behälter und Rohrleitungen	
B09	Art. 42 StSV	Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals in Kernanlagen	R-12
B10	Art. 6 Abs. 5 VAPK Art. 7 Abs. 4 VAPK Art. 8 Abs. 5 VAPK Art. 10 Abs. 5 VAPK Art. 11 Abs. 4 VAPK Art. 12 Abs. 3 VAPK Art. 13 Abs. 3 VAPK Art. 15 Abs. 5 VAPK Art. 16 Abs. 4 VAPK Art. 27 Abs. 6 VAPK Art. 28 Abs. 5 VAPK Art. 30 Abs. 4 VAPK Art. 33 Abs. 5 VAPK Art. 34 Abs. 10 VAPK Art. 35 Abs. 7 VAPK Art. 37 Abs. 3 VAPK Art. 38 Abs. 4 VAPK	Ausführungsbestimmungen zur Verordnung über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen VAPK	R-27
B11	Art. 96 Abs. 6 StSV Art. 18 VEOR	Planung und Durchführung von Notfallübungen im Bereich der schweizerischen Kernanlagen	R-45
B12	Art. 10 und 6 AV	Anforderungen an den Notfallschutz in Kernanlagen	R-42
B13	Art. 18 Abs. 1 StSV	Anerkennung von Strahlenschutz-Ausbildungen und Fortbildungen	R-37
B14	Kein direkter Auftrag, Bezug auf Art. 32 KEV	Anforderungen an die Instandhaltung von elektrischen Ausrüstungen	R-23

Impressum

HSK Erfahrungs- und Forschungsbericht 2006

Herausgeber

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen (HSK)
CH-5232 Villigen-HSK
Telefon ++41(0)56 310 38 11
Telefax ++41(0)56 310 39 95

zu beziehen bei

Hauptabteilung für die Sicherheit
der Kernanlagen
Informationsdienst
CH-5232 Villigen-HSK
oder per E-Mail
Infodienst@hsk.ch

Zusätzlich zu diesem Forschungsbericht...

...informiert die HSK in drei weiteren
jährlichen Berichten aus ihrem
Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

abrufbar unter

www.hsk.ch

HSK-AN-6162
ISSN 1661-2892

© HSK, April 2007

HSK-AN-6162
ISSN 1661-2892

HSK, CH-5232 Villigen-HSK (Schweiz), Telefon +41 (0)56 310 38 11, Fax +41 (0)56 310 39 95 und +41 (0)56 310 39 07, www.hsk.ch