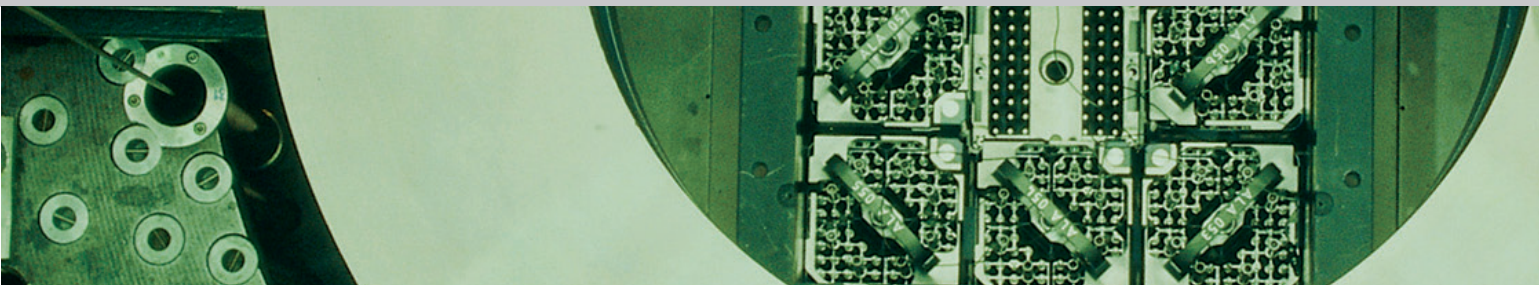




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI



Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2011

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2011

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	13
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	17
1.1 Brennstoffe und Materialien	17
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoff- und Materialverhalten	17
1.1.2 Untersuchungen an Halden-Proben IFA-638	20
1.1.3 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	21
1.1.4 OECD CABRI Waterloop Project	22
1.1.5 KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen	23
1.1.6 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques	25
1.1.7 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	26
1.1.8 PISA – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	28
1.1.9 Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweißnähten	30
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	32
1.2.1 OECD CODAP - Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme	32
1.2.2 OECD COMPSIS - Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety	33
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange	34
1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	35
1.3 Externe Ereignisse	36
1.3.1 OECD DIDEYSYS – Defence In Depth in Electrical SYStems and Grid Interaction	36
1.3.2 OECD IRIS_2010 – Tragwerksverhalten von Stahlbetonwänden bei Anpralllasten	38
1.3.3 IMPACT II – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	40
1.3.4 Expertengruppe Starkbeben/ Standorte KKW	42
1.3.5 IAEA KARISMA – Tragwerksverhalten des KKW Kashiwazaki-Kariwa beim Erdbeben vom 16. Juli 2007	44
1.3.6 SMART-2008 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken	47
1.4 Menschliche Faktoren	49
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	49
1.4.2 Human Reliability Analysis	51
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	52
1.5.1 STARS - Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	53
1.5.2 PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von Sicherheitssystemen mit gekoppelten System- und Containmentprozessen	55
1.5.3 LINX – Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung	55
1.5.4 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	57
1.5.5 ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator	58
1.5.6 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	60
1.6 Strahlenschutz	62
1.6.1 Strahlenschutzforschung	62
1.7 Entsorgung	65
1.7.1 Abfallbewirtschaftung im Vergleich	65
1.7.2 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri	67
1.7.3 OECD-NEA Clay Club	70
1.7.4 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung	71
1.7.5 FORGE – Fate of Repository Gases	74
1.7.6 Klimamodellierung Würm-Eiszeit	77
1.7.7 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland	79

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	81
2.1 L'accident nucléaire de Fukushima1	82
2.1.1 Le Japon	83
2.1.2 L'événement de Fukushima Dai-ichi	84
2.1.3 L'événement de Fukushima Dai-ni	92
2.1.4 Réactions de l'IFSN	93
2.2 Der Zwischenfall im Block 2 des Kernkraftwerks Laguna Verde	94
2.3 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Doel im Block 4	95
2.4 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Tricastin	95
2.5 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Cattenom in den Blöcken 2 und 3	95
3. Internationale Zusammenarbeit	97
3.1 Internationale Übereinkommen	98
3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit	98
3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	98
3.1.3 OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	98
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit	99
3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA	99
3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD	102
3.3 Behördenorganisationen	107
3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	107
3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	108
3.3.3 European Nuclear Energy Forum (ENEF)	109
3.3.4 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	109
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit	110
3.4.1 Gemischte Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	110
3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	110
3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	111
3.4.4 Weitere bilaterale Zusammenarbeiten	111
4. Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	113
4.1 Verordnung über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat	113
4.2 Richtlinien	113
4.2.1 ENSI-G01: Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	113
4.2.2 ENSI-B01: Alterungsüberwachung	114
4.2.3 ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	114
4.2.4 ENSI-B09: Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen	114
5. Strategie und Ausblick	115
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	117
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	285
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2011	289
Anhang D: Richtlinien des ENSI/Directives de l'ENSI/Guidelines of ENSI	295

Einleitung

Das im Februar 2005 in Kraft getretene Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen und über Sachverhalte informieren, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen. Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) erfüllt diese Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung seiner Jahresberichte. Diese Berichte – der Aufsichtsbericht, der Strahlenschutzbericht und der Erfahrungs- und Forschungsbericht – sind auch in elektronischer Form auf www.ensi.ch unter «Dokumente > Jahresberichte» erhältlich.

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

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



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

Bei der Wahrnehmung seiner Aufsichtstätigkeit über die Kernanlagen ist es für das ENSI unerlässlich, auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu sein. Deshalb unterstützt und koordiniert das ENSI Projekte im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung. Deren Ergebnisse gehen teils unmittelbar in Richtlinien und Einzelentscheidungen des ENSI ein. Im weiteren Sinne dienen die Projekte der Ausbildung und dem Kompetenzerhalt beim ENSI und seinen Experten. Und schliesslich leistet das Forschungsprogramm Beiträge an zahlreiche internationale Projekte, die in der Schweiz alleine nicht durchgeführt werden könnten. Hierdurch wird der für die nukleare Sicherheit ausserordentlich wichtige internationale Austausch gefördert.

Das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» gliedert sich in sieben Themenbereiche:

1. Der Themenbereich **Brennstoffe und Materialien** beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Die in diesem Bereich untersuchten Prozesse der Alterung von Strukturmaterialien sind entscheidend für den Langzeitbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke. Die Projekte Bruchmechanik und KORA lieferten wesentliche Beiträge für die neue ENSI-Richtlinie B01 zur Alterungsüberwachung. Bei den Brennstoffen geht es vor allem um die Beanspruchung der Brennstab-Hüllrohre durch verschiedene Mechanismen. Ein besonderes Augenmerk liegt hier auf den zunehmend hohen Abbränden.
2. Die Projekte der OECD zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken – bei-

spielsweise zu Rohrleitungsschäden, Brandereignissen oder sogenannten «Common Cause»-Fehlern – aufgebaut, mit denen die entsprechenden Betriebserfahrungen aus zahlreichen Staaten systematisch ausgewertet werden. Mit dem neuen Projekt CODAP der OECD wird eine umfassendere Übersicht zu Alterungs- und Schädigungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken geschaffen. Sie integriert die Daten aus den früheren Projekten OPDE (Rohrleitungsschäden) und SCAP (Spannungsrissskorrosion an verschiedenen Komponenten).

3. Das ENSI beschäftigt sich seit geraumer Zeit intensiv mit **externen Ereignissen**, im Forschungsbereich seit 2010 insbesondere mit Erdbeben, Flugzeugabstürzen und energiereichen Überspannungen im Hochspannungsnetz. Mit der Expertengruppe Starkbeben beim Schweizerischen Erdbebendienst verstärkt das ENSI seine Kompetenz in diesem sicherheitsrelevanten Bereich. Neu im Forschungsprogramm ist zudem das internationale Projekt IMPACT, das die Auswirkungen von Flugzeugabstürzen auf die Tragwerke von Gebäuden untersucht.
4. Der Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken steht bei den **menschlichen Faktoren** im Mittelpunkt. Dabei geht es vor allem um die Zuverlässigkeit des Verhaltens von Bedienpersonal unter verschiedenen Bedingungen. Ein weiterer Schwerpunkt ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure.
5. **Systemverhalten und Störfallabläufe** in Kernkraftwerken werden ausgehend vom Normalbetrieb bis hin zu Kernschmelz-Unfällen analysiert. Dazu werden Computermodelle erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Zunehmend werden verschiedene Modelle und Rechencodes gekoppelt, um das Anlageverhalten umfassender simulieren zu können. Das gilt insbesondere für das Projekt PASSPORT. Als

Folge der Sistierung der KKW-Neubauprojekte wurde dieses Projekt auf die Kopplung von Vorgängen in Reaktoranlage und Containment bestehender Kernkraftwerke ausgerichtet.

6. Die anwendungsbezogenen Arbeiten im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei.
7. Mit dem Fortschreiten des Verfahrens gemäss dem Sachplan geologische Tiefenlager wird auch die Forschung im Themenbereich **Entsorgung** immer wichtiger. Neben der Untersuchung des Wirtsgesteins Opalinuston im Felslabor Mont Terri spielen die Auslegung und Überwachung von Tiefenlagern, die Eigenschaften der radioaktiven Abfälle, deren Gasentwicklung sowie der Einfluss von möglichen zukünftigen Gletschern eine Rolle. Das ENSI unterstützt neu ein Projekt der Universität Bern, das die langfristige Landschaftsentwicklung im Alpenvorland betrachtet, und verstärkt sein Engagement bei einer OECD-Arbeitsgruppe, die sich mit der Entsorgung radioaktiver Abfälle in Tongesteinen befasst.

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 das ENSI im Aufsichtsbericht. Im vorliegenden Bericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen. Demnach sind die wichtigsten Ergebnisse aus Sicht des ENSI folgende:

- Der Unfall von Fukushima war das mit Abstand wichtigste Vorkommnis im Jahre 2011. Am 11. März ereignete sich an der Nordostküste Japans das stärkste bisher registrierte Erdbeben in der Geschichte Japans. Alle betroffenen Kernkraftwerke haben die unmittelbaren Einwirkungen des Erdbebens gut überstanden. Der vom Erdbeben ausgelöste Tsunami hat aber anschliessend auf dem Areal des Kernkraftwerks Fuku-

shima Dai-ichi eine Vielzahl von Hilfsanlagen, Wasserfassungen, Rohrleitungen etc. zerstört. Dadurch versagten die Strom- und Kühlwasserversorgung am Standort. Trotz Notfallmanagementmassnahmen konnten bei vier der sechs Reaktorblöcke von Fukushima Dai-ichi schwere Schäden nicht vermieden werden. Es kam zu erheblichen Freisetzungen von Radioaktivität in die Umwelt, der Unfall wurde deswegen auf der höchsten Stufe 7 der Ereignisskala INES klassiert. Die Umgebung des Kraftwerksstandorts wurde weiträumig evakuiert.

Das ENSI hat den Unfall mit einer internen, interdisziplinären Gruppe vertieft analysiert, um daraus allfällige Schlüsse für die Sicherheit der Kernkraftwerkanlagen in der Schweiz zu ziehen. Die Ergebnisse wurden in Form von vier Berichten zwischen August und Dezember 2011 veröffentlicht (<http://www.ensi.ch/de/dossiers/fukushima-2/>). Die wichtigsten übergeordneten Lehren können in folgenden fünf Punkten zusammengefasst werden:

- An erster Stelle steht eine korrekt auf das lokale Gefährdungsprofil abgestimmte **Auslegung** jedes Kernkraftwerks. Denn diese bestimmt massgeblich die Robustheit der Anlage, indem sie bereits die Entstehung eines schweren Unfalls verhindert. Die Gefährdungsannahmen müssen regelmässig für jeden Standort gemäss dem Stand von Wissenschaft und Technik neu überprüft und definiert werden.
- Für die Beherrschung eines sich dennoch entwickelnden Unfalls und für die Begrenzung von dessen Auswirkungen müssen alle notwendigen **Notfall-Einrichtungen und -Prozeduren** verfügbar sein. Diese umfassen insbesondere Notstrom-Dieselgeneratoren, Einrichtungen zur Verhinderung von Wasserstoff-Explosionen, gefilterte Containment-Druckentlastung und adäquate technische Entscheidungshilfen für das Unfallmanagement (Severe Accident Management Guidance SAMG). Das Unfallmanagement muss darauf ausgerichtet sein, auch unter erschwerten äusseren Bedingungen alle Betriebszustände sowie sämtliche Phasen eines schweren Unfalls abzudecken. Dazu gehört auch ein lang andauernder Ausfall sämtlicher Wechselstromquellen und der letzten Wärmesenke. Dafür nötige Ausrüstung muss auch extern gelagert sein und zum Beispiel mittels Helikoptern an den Einsatzort transportiert werden können.

- Das **Notfallmanagement** ausserhalb der Anlage muss ebenfalls auch unter erschwerten Bedingungen wie einer zerstörten Infrastruktur funktionieren und dementsprechend vorbereitet sein. Für den Schutz der Bevölkerung müssen klare Vorkehrungen getroffen sein, eine allfällige Evakuierung der Kraftwerksumgebung muss gut durchdacht und klar geregelt sein.
 - Die **internationale Kooperation** im Nuklearbereich muss verbessert werden. Nötig sind insbesondere mehr Verbindlichkeit der internationalen Vorgaben und mehr Transparenz, ohne die vorhandene Abkommen wenig Wirkung entfalten.
 - Zentral für die nukleare Sicherheit sind die Sicherheits- und Aufsichtskultur. Sie basieren wesentlich auf der Unternehmenskultur der Beaufsichtigten und der Unabhängigkeit der Aufsicht, aber auch auf länderspezifischen kulturellen Faktoren. Eine hinterfragende Haltung ist bei allen Beteiligten zu fördern.
- Nach dem Versagen eines Notstrom-Dieselgenerators im französischen Kernkraftwerk Blyais ergab dessen Untersuchung eine vorzeitige Qualitätsverschlechterung der Pleuellagerschalen des Motors, mit der auch bei anderen Notstrom-Dieselgeneratoren gerechnet werden muss. Pleuellagerschalen dieses Typs sind in Generatoren von acht französischen Kernkraftwerken im Einsatz. Bei den Blöcken 3 und 4 des KKW Tricastin sind im Unterschied zu den anderen betroffenen Standorten alle Generatoren damit ausgestattet, was die Aufsichtsbehörde ASN mit INES 2 bewertete. Die übrigen sieben Fälle wurden mit INES 1 bewertet. In der Schweiz sind ausschliesslich im Kernkraftwerk Gösgen (KKG) Dieselmotoren desselben Herstellers im Einsatz, nicht aber Pleuellagerschalen des fehlerhaften Typs. Das KKG weitete dennoch vorsorglich Motoröl-Analysen an den Generatoren aus, um allfällige Schäden frühzeitig zu erkennen. Der Hersteller leitete Motortests ein, welche vom KKG und vom ENSI verfolgt werden.
 - Bei den Blöcken 2 und 3 des französischen Kernkraftwerks Cattenom wurde im Zuge einer Inspektion im Dezember festgestellt, dass die Einspeiseleitung für die Kühlung der Brennelement-Lagerbecken nicht mit Öffnungen zur Strömungsunterbrechung versehen war. Diese sollen verhindern, dass aufgrund von Fehlern unzulässig viel Wasser aus dem Becken abgesaugt werden kann. Die ASN bewertete dies mit

INES 2. Die Schweizer Kernkraftwerke haben die Übertragbarkeit des französischen Befundes überprüft und einzelne zusätzliche Massnahmen eingeleitet.

Internationale Zusammenarbeit

Durch die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen und ausländischen Aufsichtsbehörden stellt das ENSI sicher, dass die Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit den internationalen Standard erfassen und in die eigene Aufsicht umsetzen kann. Das ENSI pflegt die Zusammenarbeit insbesondere mit der IAEA, der OECD/NEA, der WENRA und im Rahmen von bilateralen Abkommen unter anderem mit Frankreich, Deutschland, Österreich und den USA. Das ENSI bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen ein.

Der Unfall von Fukushima prägte auch die internationale Zusammenarbeit im Berichtsjahr. IAEA und NEA veranstalteten Ministerialkonferenzen, an denen Konsequenzen und erste Lehren des Unfalls diskutiert wurden. Der von der IAEA verabschiedete Aktionsplan greift die Anliegen der Schweiz auf, darunter insbesondere periodische internationale Überprüfungen der nuklearen Sicherheit in den Kernenergieländern und die Transparenz von deren Resultaten; allerdings sollen die Massnahmen weiterhin freiwillig von den Einzelstaaten durchgeführt werden.

ENSI-Direktor Hans Wanner übernahm im Herbst 2011 den Vorsitz der WENRA, die massgeblich an der Entwicklung des EU-Stresstests beteiligt war. Das ENSI verpflichtete die schweizerischen Kernkraftwerke zur Beteiligung am Stresstest und reichte der EU fristgerecht Ende Dezember den Schweizer Länderbericht ein.

Das ENSI liess sich im November im Rahmen einer IRRS-Mission der IAEA überprüfen. Während zwei Wochen untersuchten 24 Experten aus 14 Nationen, ob die Schweizer Nuklearaufsicht den IAEA-Vorgaben entspricht. Sie kamen zu einem positiven Ergebnis, das insgesamt 19 «Good Practices», also vorbildlichen Lösungen, umfasst. Sie machten aber auch konstruktive Empfehlungen und Vorschläge für weitere Verbesserungen, an denen das ENSI bereits arbeitet.

Im April fand in Wien die 5. Überprüfungskonferenz der Convention on Nuclear Safety CNS (Sicherheit von Kernkraftwerken) statt. Die bereits

im August 2010 eingereichten Berichte der Vertragsstaaten wurden dabei im Rahmen von Ländergruppen diskutiert. Dabei erhielt die Schweiz gute Noten, insbesondere für die gesetzlich vorgeschriebene Nachrüstpflicht der Kernkraftwerke entsprechend dem Stand der Nachrüsttechnik. Bei der Konferenz wurde beschlossen, Ende August 2012 eine ausserordentliche Konferenz durchzuführen, die sich mit den Lehren aus dem Unfall von Fukushima befassen wird. Im Hinblick auf die im Mai 2012 stattfindende 4. Überprüfungs-konferenz zur Joint Convention (Sicherheit abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle) reichte das ENSI Ende Oktober fristgerecht den Schweizer Länderbericht bei der IAEA ein.

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Das bestehende Regelwerk wird den Anforderungen der neuen Kernenergiegesetzgebung angepasst und gleichzeitig mit den internationalen Standards abgestimmt. Diese Arbeiten wurden auch im Jahr 2011 weitergeführt. Das ENSI revidierte eine bestehende Richtlinie zur periodischen Berichterstattung der Kernanlagen. Es verabschiedete drei neue Richtlinien, die sich auf die sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke, die Altersüberwachung von Kernanlagen sowie die Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen beziehen. Am 1. November 2011 traten zudem vom Bundesrat vorgenommene Anpassungen der Verordnung über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSIV) in Kraft; diese betreffen die Anforderungen an die Unabhängigkeit der Mitglieder des ENSI-Rats.

Résumé

Recherche en matière de sécurité nucléaire

Dans sa gestion de la tâche de surveillance des installations nucléaires, l'IFSN se doit de toujours être au niveau le plus récent de la science et de la technique. C'est pourquoi elle soutient et coordonne des projets dans le cadre de la recherche en matière de sécurité nucléaire. Une partie des résultats ainsi obtenus sont directement appliqués dans des directives et des décisions de l'IFSN. Dans un sens plus large, ces projets permettent à l'IFSN et à ses experts d'acquérir une meilleure formation et de maintenir leurs compétences. Enfin, le programme de recherche contribue à de nombreux projets internationaux qui ne pourraient pas être réalisés seulement en Suisse. Un échange international extrêmement important pour la sécurité nucléaire se trouve ainsi encouragé.

Le programme «Recherche en matière de sécurité nucléaire» s'organise autour de sept domaines thématiques:

1. Le domaine des **combustibles et matériaux** concerne le cœur du réacteur ainsi que les barrières de sécurité échelonnées visant le confinement des substances radioactives. Les processus du vieillissement des matériaux de structure analysés ici sont déterminants pour le fonctionnement à long terme des centrales nucléaires existantes. Les projets KORA et de mécanique de la rupture ont contribué de manière essentielle à la nouvelle directive B01 de l'IFSN sur la surveillance du vieillissement. Pour les combustibles, il s'agit surtout de la contrainte des gaines de combustible par différents mécanismes. Une attention particulière est accordée ici aux taux de combustion toujours plus élevés.
2. Les projets de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** favorisent l'échange d'expériences international en matière de défaillances et d'endommagement des composants pouvant provoquer des incidents ou exer-

cer une influence défavorable. On élabore pour cela des banques de données spécifiques par exemple à l'endommagement des tuyauteries, à des incendies ou des défaillances d'origine commune, ce qui permet d'évaluer systématiquement les expériences de fonctionnement correspondantes de nombreux pays. Le nouveau projet CODAP de l'OCDE permet de créer une vue d'ensemble plus large des mécanismes de vieillissement et d'endommagement des équipements mécaniques des centrales nucléaires. Cette vue d'ensemble intègre les données des précédents projets OPDE (endommagement des tuyauteries) et SCAP (corrosion fissurante sous tension de différents composants).

3. L'IFSN voue depuis un certain temps une attention soutenue aux **événements externes** et s'occupe depuis 2010 de recherche notamment sur les séismes, les accidents d'avion et les surtensions fortes dans le réseau haute tension. Avec le groupe d'experts «Starkbeben» (Forts séismes) du Service Sismologique Suisse, l'IFSN renforce ses compétences dans ce domaine important pour la sécurité. Par ailleurs, le projet international IMPACT est un nouveau projet du programme de recherche: il analyse les effets d'accidents d'avion sur la structure porteuse de bâtiments importants pour la sécurité.
4. L'influence qu'exerce l'action des opérateurs sur les pannes dans les centrales nucléaires est au centre des **facteurs humains**. Il s'agit ici essentiellement de la fiabilité du comportement du personnel de service dans différentes conditions. L'influence de la configuration de la salle des commandes sur la performance des opérateurs est un autre élément important.
5. Le **comportement du système et les mécanismes de progression des incidents** dans les centrales nucléaires sont analysés tant en fonctionnement normal qu'en cas d'accident de fusion du cœur. On élabore pour cela des modèles informatiques validés à l'aide d'expé-

riences. Les modèles et les codes de calcul sont toujours plus couplés les uns aux autres pour simuler de manière plus complète le comportement de l'installation. Cela s'applique notamment au projet PASSPORT. Suite à la suspension des projets de nouvelles constructions de centrales nucléaires, ce projet s'est orienté sur le couplage de processus ayant lieu dans l'installation du réacteur et l'enceinte de confinement des centrales nucléaires existantes.

6. Les travaux de mise en œuvre dans le domaine de la **protection contre le rayonnement** vont de la technique de mesure du rayonnement au développement de nouvelles méthodes d'analyse des radionucléides, en passant par l'aéroradiométrie. Par ailleurs, la participation à l'élaboration de normes internationales contribue à l'harmonisation des méthodes de radioprotection.
7. L'avancement de la procédure du plan sectoriel «Dépôts en couches géologiques profondes» confère toujours plus d'importance à la recherche dans le domaine de la **gestion nucléaire**. Outre l'étude de la roche d'accueil «argiles à Opalinus» au laboratoire souterrain du Mont Terri, le dimensionnement et la surveillance des dépôts profonds, les caractéristiques des déchets radioactifs, leur dégagement gazeux ainsi que l'influence d'éventuels futurs glaciers jouent un rôle important. L'IFSN soutient maintenant un projet de l'Université de Berne qui considère l'évolution à long terme du paysage dans les Préalpes et renforce son engagement auprès d'un groupe de travail de l'OCDE s'occupant de la gestion des déchets radioactifs dans des roches d'argile.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires de l'étranger

Les événements qui se produisent dans des installations nucléaires constituent un élément important de l'expérience d'exploitation. Ils apportent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles dans tous les domaines du dimensionnement et de l'exploitation. Les événements qui surviennent dans les installations nucléaires suisses sont consignés dans le rapport de surveillance de l'IFSN. Le présent rapport décrit quelques événements particulièrement instructifs survenus à l'étranger. Ces événements ont été ana-

lysés dans le but d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses. L'IFSN en a tiré les conclusions les plus importantes suivantes:

- L'accident de Fukushima a été de loin l'événement le plus important de l'année 2011. Le 11 mars, la côte nord-est du Japon a été frappée par le séisme le plus fort de l'histoire du Japon jamais enregistré. Toutes les centrales nucléaires touchées ont bien supporté les conséquences immédiates du séisme. Mais le tsunami déclenché par le tremblement de terre a ensuite détruit sur l'aire de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi de nombreuses installations auxiliaires, prises d'eau, tuyauteries, etc., entraînant la défaillance de l'approvisionnement en électricité et en eau de refroidissement sur le site. Malgré des mesures de gestion d'urgence, de très lourds dégâts dans quatre des six réacteurs de Fukushima Dai-ichi n'ont pas pu être évités. Il s'en est ensuivi de considérables relâchements de radioactivité dans l'environnement et l'accident a été classé au niveau maximal 7 de l'échelle INES. La zone du site de la centrale a été très largement évacuée.

L'IFSN a procédé avec un groupe interne interdisciplinaire à une analyse approfondie de l'accident pour en tirer d'éventuelles conclusions pour la sécurité des installations nucléaires en Suisse. Les résultats ont été publiés entre août et décembre 2011 dans quatre rapports (<http://www.ens.ch/fr/dossiers-2/fukushima/>). Les enseignements majeurs les plus importants peuvent être récapitulés dans les cinq points suivants :

- Un **dimensionnement** correct de chaque centrale nucléaire, adapté au profil local de risques est primordial. Il détermine en effet largement la robustesse de l'installation en empêchant l'occurrence même d'un accident grave. Les hypothèses de risques doivent être régulièrement examinées et redéfinies pour chaque site en fonction de l'état de la science et de la technique.
- Toutes les **installations et procédures d'urgence** nécessaires doivent être disponibles pour maîtriser un accident qui se produit toutefois et pour en limiter les effets. Il s'agit notamment des générateurs diesels de secours, des dispositifs empêchant les explosions d'hydrogène, de la décompression filtrée de l'enceinte de confinement et des aides à la décision techniques adéquates pour la gestion d'accident (Severe Accident Management Guidance SAMG). La gestion d'accident doit

être conçue de sorte à couvrir tous les états de marche ainsi que toutes les phases d'un accident grave, même dans des conditions extérieures plus difficiles. Une défaillance persistante de l'ensemble des sources de courant alternatif et de la source froide ultime en font aussi partie. Les équipements pour cela nécessaires doivent être stockés également à l'extérieur et pouvoir être par exemple transportés par hélicoptère sur le lieu d'intervention.

■ La **gestion d'urgence** à l'extérieur de l'installation doit être opérationnelle et préparée en conséquence, même dans des conditions aggravées telles qu'une infrastructure détruite. Concernant la protection de la population, des mesures claires doivent être prises et une éventuelle évacuation de la zone de la centrale doit être mûrement réfléchi et clairement réglée.

■ La **coopération internationale** dans le domaine nucléaire doit être améliorée. Il faut notamment que les définitions internationales soient plus contraignantes, il faut aussi plus de transparence pour que les accords existants aient davantage d'effets.

■ La **culture de la sécurité et de la surveillance** est capitale pour la sécurité nucléaire. Elle se base essentiellement sur la culture d'entreprise de ceux qui sont surveillés et sur l'indépendance de la surveillance, mais aussi sur des facteurs culturels spécifiques à chaque pays. Il faut aussi encourager tous les intervenants à s'interroger.

– L'analyse de l'anomalie générique d'un générateur diesel de secours constatée dans la centrale nucléaire française de Blayais a révélé une détérioration prématurée de la qualité du coussinet de tête de bielle du moteur. Il faut en tenir compte aussi pour d'autres générateurs diesel de secours. Des coussinets de tête de bielle de ce type sont utilisés dans les générateurs de huit centrales nucléaires françaises. Dans les tranches 3 et 4 de la centrale nucléaire de Tricastin, tous les générateurs en sont équipés, contrairement aux autres sites concernés, ce que l'autorité de surveillance ASN a classé au niveau 2 de l'échelle INES. Les sept autres cas ont été classés au niveau 1. En Suisse, seule la centrale nucléaire de Gösgen (CNG) utilise des moteurs diesels du même fabricant, mais pas de coussinets de tête de bielle du type défectueux. La CNG a pourtant étendu préventivement les analyses d'huile de

moteur aux générateurs pour identifier très tôt d'éventuels dommages. Le fabricant a introduit des tests de moteur suivis par la CNG et l'IFSN.

– Dans les tranches 2 et 3 de la centrale nucléaire française de Cattenom, il a été constaté au cours d'une inspection en décembre que les tuyauteries de refroidissement des piscines d'entreposage des combustibles n'étaient pas pourvues d'orifices permettant l'interruption de l'écoulement. Ces derniers doivent permettre d'empêcher une vidange trop importante de la piscine en cas de problème. L'ASN a classé l'événement au niveau 2 de l'échelle INES. Les centrales nucléaires suisses ont vérifié si le constat en provenance de France pouvait s'appliquer à la Suisse et introduit certaines mesures en plus.

Coopération internationale

En coopérant avec des organisations internationales et des autorités de surveillance de l'étranger, l'IFSN s'assure qu'en matière de sécurité nucléaire, la Suisse atteint le niveau international et l'applique à la surveillance. L'IFSN veille à une bonne coopération en particulier avec l'AIEA, l'AEN de l'OCDE, la WENRA, ainsi que dans le cadre d'accords bilatéraux avec notamment la France, l'Allemagne, l'Autriche et les Etats-Unis. L'IFSN contribue aux efforts d'harmonisation internationaux en apportant les exigences élevées posées à la sécurité nucléaire en Suisse.

Au cours de l'exercice sous revue, l'accident de Fukushima a marqué aussi la coopération internationale. L'AIEA et l'AEN de l'OCDE ont organisé des conférences ministérielles au cours desquelles il a été discuté des conséquences et des premiers enseignements de l'accident. Le plan d'action adopté par l'AIEA reprend les préoccupations de la Suisse avec notamment les réexamens périodiques internationaux de la sécurité nucléaire dans les pays producteurs d'énergie nucléaire et la transparence de leurs résultats; les mesures continueront toutefois d'être réalisées par chaque Etat sur une base volontaire.

A l'automne 2011, le directeur de l'IFSN Hans Wanner a repris la présidence de WENRA qui avait participé de manière déterminante au développement des tests de résistance de l'UE. L'IFSN a engagé les centrales nucléaires suisses à participer à ces tests de résistance et présenté dans les délais fin décembre le rapport de synthèse national de la Suisse à l'UE.

L'IFSN a été contrôlée en novembre dans le cadre d'une mission IRRS de l'AIEA. Pendant deux semaines, 24 experts de 14 pays différents ont analysé si la surveillance nucléaire suisse correspondait aux définitions de l'AIEA. Ils sont parvenus à un résultat positif totalisant 19 «Good Practices», donc des solutions exemplaires. Mais ils ont fait aussi des recommandations et propositions constructives pour de nouvelles améliorations sur lesquelles l'IFSN travaille déjà.

La 5^{ème} réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire CNS (Sécurité des centrales nucléaires) s'est déroulée en avril à Vienne. Les comptes-rendus des Etats contractants déjà présentés en août 2010 ont été discutés ici dans le cadre de groupes nationaux. La Suisse a été bien notée, notamment pour l'obligation légale de rééquipement de ses centrales nucléaires conformément à l'état de la technique de rééquipement. Lors de la conférence, il a été décidé de réaliser fin août 2012 une conférence extraordinaire sur les enseignements de l'accident de Fukushima. Dans l'optique de la 4^{ème} réunion d'examen sur la Joint Convention (Sécurité des assemblages combustibles usés et des déchets radioactifs) qui a eu lieu en mai 2012, le rapport de synthèse national de la Suisse a été remis dans les délais fin octobre à l'AIEA.

Changements et développement des bases de la surveillance nucléaire

Le règlement en place est adapté aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et, dans le même temps, harmonisé aux normes internationales. Ces travaux se sont poursuivis aussi tout au long de l'année 2011. L'IFSN a révisé une directive sur le compte rendu périodique des installations nucléaires. Elle a adopté trois nouvelles directives concernant le classement en matière de sécurité des centrales nucléaires existantes, la surveillance du vieillissement des installations nucléaires, ainsi que l'évaluation et l'enregistrement de la dose des personnes exposées aux radiations. Par ailleurs, des adaptations de l'Ordonnance sur l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (OIFSN) faites par le Conseil fédéral sont entrées en vigueur le 1^{er} novembre 2011; elles concernent les exigences posées à l'indépendance des membres du conseil de l'IFSN.

Summary

Regulatory research into safety

In order to carry out its regulatory responsibilities for nuclear facilities, it is essential that ENSI remains informed of the latest developments in science and technology. Hence, it supports and coordinates research into regulatory safety. Some of the findings from this research feed directly into the guidelines and individual decisions issued by ENSI. On a more general level, research projects provide training and thereby ensure that ENSI and its experts possess the required expertise. Finally, the ENSI research programme includes contributions to many international projects that Switzerland could not conduct on its own. This in turn encourages the international exchange of expertise that is so crucial to nuclear safety.

The ENSI «Research into Regulatory Safety» Programme is divided into seven main areas:

1. **Fuels and materials:** this research relates to the reactor core and the multiple barriers used for the containment of radioactive materials. Research into the ageing mechanisms affecting structural materials is vital for the long-term operation of existing nuclear power plants. The «Fracture Mechanics» and «KORA» Projects are supplying essential information for the new ENSI Guidelines B01 on the monitoring of ageing processes. The research into fuels is looking primarily at stresses on fuel rod cladding caused by a range of mechanisms, with particular attention on the increasingly high burn-up rates.
2. The OECD Projects on **internal events and damage** encourage international exchange of experience on accidents and component damage, which can trigger accidents or have a detrimental effect. For this purpose, specialist databases are being created, e.g. on pipe damage, fire damage or so-called common cause errors. These databases will facilitate a systematic analysis of relevant operating experience from numerous countries. CODAP is a new OECD project that will provide a more comprehensive overview of the ageing and degradation mechanisms affecting mechanical equipment in nuclear power plants. It will include data from the previous projects OPDE (Piping Failure Data Exchange Project) and SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project for a range of components).
3. For some time, ENSI has given considerable attention to **external events** and since 2010 it has been conducting research into earthquakes, plane crashes and energy-rich surges in the high-voltage network. Working with the expert group from the Swiss Seismological Service looking at strong earthquakes, ENSI is strengthening its expertise in an area that has a particular relevance to safety. Another new research project is IMPACT, an international project looking at the effects of plane crashes on building structures.
4. The effect of operator behaviour on accidents in nuclear power plants is a central element of research into **human factors**. This research is looking primarily at the reliability of operator behaviour under various conditions but is also focussing on the influence of control room layout on the performance of operating staff.
5. Analysis of **system behaviour and accident sequences** in nuclear power plants – in conditions ranging from normal operations through to accidents involving core melt-down: As part of this research, computer models are being developed and validated by means of experiments. Increasingly, various models and computer codes are being combined in order to provide a more comprehensive simulation of plant behaviour. This is particularly the case with the PASSPORT Project. Following the decision to suspend the projects to construct new nuclear power plants, PASSPORT has been realigned and is now dedicated to coupled proc-

esses between reactor systems and the containment in existing nuclear power plants.

6. Applied research in the field of **radiological protection** ranges from the technology used to measure radiation to aero-radiometry and the development of new methodologies for radionuclide analyses. In addition, the involvement of ENSI in the development of international norms is contributing to the cross-border harmonisation of radiological protection methods.
7. With work continuing on the procedures specified in the Sectoral Plan for deep geological repositories, research into **disposal** is of increasing importance. In addition to the ongoing research at the Mont Terri Rock Laboratory into Opalinus Clay as a host rock, the research includes in this case the design and monitoring of deep repositories, the properties of radioactive waste, the development of gases and the influence on possible future glaciers. ENSI is also supporting a new project at the University of Bern looking at the long-term development of the landscape of the northern alpine foreland and is increasing its involvement in an OECD Working Group dealing with the disposal of radioactive waste in clay host rocks.

Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operational experience as they provide tangible evidence of weaknesses and offer the potential for improvements in all areas of design and operation. Information on incidents in Swiss nuclear facilities is contained in the ENSI Surveillance Report. The Research and Experience Report provides information on a selection of particularly instructive incidents in nuclear facilities outside Switzerland. Incidents are analysed with a view to identifying any potential relevance to Swiss nuclear facilities. From the perspective of ENSI, the main outcomes were as follows:

- The accident at Fukushima was by far the most important event in 2011. The strongest earthquake ever recorded in the history of Japan occurred on 11 March on the North-East coast of Japan. Although the nuclear power plants withstood the immediate effects of the earthquake, the tsunami triggered by the earthquake subsequently destroyed numerous auxil-

iary units, water-supply systems, piping, etc. at Fukushima Dai-ichi. The on-site power and coolant supply failed and despite emergency management measures, it was impossible to avoid serious damage to four of the six reactor units at Fukushima Dai-ichi. The resultant release of radiation into the environment was significant and the accident was classified as level 7, the highest on the INES Scale. The area around the power station was largely evacuated.

ENSI established an internal, inter-disciplinary group to conduct an in-depth analysis of the accident in order to identify whether it could have implications for the safety of nuclear power plants in Switzerland. The results were published in four reports between August and December 2011 (<http://www.ensi.ch/de/dossiers/fukushima-2/>). The five main lessons are as follows:

- First and foremost, the **design** of any nuclear power plant must accurately reflect the local hazard profile. To a large extent, this determines the robustness of each plant and its ability to prevent a serious accident. The hazard profile assumed for each individual location must be reviewed regularly and then re-defined to reflect the current state of science and technology.
- If despite this, an accident does occur, **emergency equipment and procedures** capable of limiting its consequences must be available; in particular this must include emergency diesel generators, systems to prevent hydrogen explosions, filtered containment venting and adequate technical decision-making tools for accident management purposes (Severe Accident Management Guidance SAMG). The accident management must be designed to cover all operating conditions and all phases of a serious accident, including difficult external conditions. This includes the lengthy failure of all AC sources and the ultimate heat sink. The required equipment must also be stored externally and capable of being transported to a location, for example by helicopter.
- The **emergency management system** outside the plant must function even under difficult conditions such as infrastructure destruction. It must, therefore be prepared accordingly. Clear action must be taken to protect the public and evacuations from the vicinity of the power plant must be well planned and properly regulated.

- **International cooperation** in the nuclear field must be improved. In particular, the requirement to comply with international regulation must be strengthened and transparency must be increased. Unless these exist, existing agreements are of little effect.
 - The **safety and surveillance culture** is crucial to nuclear safety. It is not only based on the corporate culture in a regulated facility and its independence, but also on cultural factors particular to an individual country. A challenging attitude by all involved, should be encouraged.
- Investigations following the failure of an emergency diesel generator at the nuclear power plant (NPP) at Blayais in France identified a premature deterioration in the quality of the motor bearing bushings. It could also be expected that it would occur in other emergency generators. Eight French NPPs were found to be using this type of bearing bushing. In contrast to seven of these locations, the generators in use at Reactors 3 and 4 of the Tricastin NPP were all fitted with this type of bearing bushing. As a result, ASN, the French Nuclear Safety Authority rated it as INES 2 and the other seven cases as INES 1. In Switzerland, only the Gösgen nuclear power plant (KKG) uses diesel motors from the same manufacturer. However, they were not fitted with this type of bearing bushing. Nevertheless, as a precaution KKG has extended its analyses of the engine oil used in the generators so that it can identify damage at an early stage. The manufacturer also tests the motors and these tests are monitored by KKG and ENSI.
 - During an inspection at the Cattenom nuclear power plant in France, it was found that the injection pipes for the cooling of the fuel storage ponds for Reactors 2 and 3 were not fitted with the required siphon breaker orifices. These orifices are designed to stop excessive water inadvertently being sucked out of the pool as a result of a fault. ASN rated this event as INES 2. The Swiss nuclear power plants reviewed the French findings for relevance and introduced some additional measures.

International Cooperation

By cooperating with international organisations and regulatory bodies, ENSI ensures that Switzerland remains abreast of developments in the field

of nuclear safety. It can then incorporate them into its own regulatory activities. ENSI maintains particularly active links with the IAEA, OECD/NEA and WENRA and also has a series of bilateral agreements with countries such as France, Germany, Austria and the USA. The ENSI contribution to current negotiations on increased global harmonisation is based on the stringent nuclear safety standards applicable in Switzerland.

The accident at Fukushima also shaped international cooperation during the year under review. The IAEA and NEA organised ministerial conferences to discuss the consequences of the accident and the initial lessons to be learned from it. An Action Plan approved by the IAEA is addressing the concerns expressed by Switzerland. They include a regular international review of nuclear safety in countries with nuclear power and the need for the results of such reviews to be transparent; although admittedly, the introduction of measures by individual countries remains voluntary.

In autumn 2011, Hans Wanner, the ENSI Director General, took over as Chair of WENRA. WENRA is one of the main advocates of the EU Stress Tests and ENSI required the participation of all Swiss nuclear power plants in these Stress Tests. The report for Switzerland was submitted at the end of December 2011 in compliance with the EU deadline.

In November 2011, ENSI was reviewed by an IRRS Mission from IAEA. For two weeks, 24 experts from 14 countries investigated whether Swiss nuclear surveillance complied with IAEA requirements. The results were positive and ENSI received «Good Practice» ratings in 19 areas. However, the Mission also made constructive recommendations and suggestions for further improvements. ENSI is already working on these.

The 5th Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety CNS (safety of nuclear power plants) was held in Vienna in April. The reports submitted by signatory countries in August 2010 were discussed during meetings of the Country Groups. Switzerland was rated as good, in particular for its statutory requirement that nuclear power plants carry out backfitting measures in line with the latest developments of technology. At the meeting, it was agreed to convene an extraordinary conference at the end of August 2012 to discuss lessons learned from the accident at Fukushima. In

preparation for the 4th Review Meeting of the Joint Convention (safety of spent fuel and radioactive waste) in May 2012, ENSI submitted the report for Switzerland to the IEAE on time at the end of October 2011.

Current changes and developments in underlying surveillance principles

The existing regulatory framework is being revised so that it complies with recent nuclear en-

ergy legislation and is harmonised with international standards. Work on this task continued in 2011. ENSI revised its guideline on regular reporting by nuclear facilities. It also approved three new guidelines: safety classification for existing nuclear power plants, ageing management of nuclear facilities and the collection/recording of doses of persons exposed to radiation. Amendments by the Swiss Federal Council to the Ordinance on the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSIV) came into force on 1 November 2011; they relate to requirements governing the independence of members of the ENSI Board.

1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Zur Wahrnehmung seiner Aufsichtstätigkeit ist es für das ENSI unerlässlich, im Bereich der nuklearen Sicherheit auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu sein. Ein wesentliches Element dafür ist das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung», also die von staatlicher Seite unterstützte Forschung im Bereich der nuklearen Sicherheit. In diesem Rahmen vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge mit folgenden Zielen:

1. Resultate von Forschungsprojekten dienen unmittelbar der laufenden Aufsichtstätigkeit. Sie gehen einerseits in vom ENSI zu erstellende Richtlinien ein, die rechtliche Anforderungen in den Bereichen Kernenergie und Strahlenschutz konkretisieren. Andererseits zieht das ENSI auch für konkrete Einzelentscheidungen die Ergebnisse von Forschungsprojekten als Grundlage heran.
2. Die vom ENSI geförderten Forschungsprojekte dienen dem Kompetenzerhalt nicht nur innerhalb des ENSI, sondern darüber hinaus auch bei Forschungsinstitutionen. Das ENSI fördert mit diesen Forschungsprojekten insbesondere die Ausbildung im Bereich der nuklearen Sicherheit.
3. Nicht zuletzt dienen Forschungsprojekte der internationalen Vernetzung des ENSI und der schweizerischen Forschung. Der internationale Austausch ist im Bereich der nuklearen Sicherheit ausserordentlich wichtig. Die Projekte des Forschungsprogramms werden grossteils von Organisationen aus verschiedenen Ländern finanziert oder zumindest in Kooperation mit internationalen Partnern durchgeführt. So erhält das ENSI auch Resultate, die in der Schweiz alleine nicht erzielt werden könnten. Dazu muss das ENSI auch eigene Beiträge leisten können. Das ENSI ist in über 70 internationalen Gremien vertreten. In vielen von diesen werden Forschungsprojekte gesteuert und deren Ergebnisse in internationale Standards umgesetzt.

Die vom ENSI unterstützten Forschungsprojekte tragen zur Erhaltung und zum Ausbau der hohen Sicherheit der Schweizer Kernanlagen bei. Sie ermöglichen es, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Zur Strategie des ENSI gehört es, dass

jedes Forschungsprojekt durch einen Experten aus den ENSI-Fachsektionen begleitet wird. So fließen die im Projekt gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit.

Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsergebnisse mit besonderem Blick auf Praxisrelevanz und Zielerreichung für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem detaillierte Berichte der Forscher in Anhang A vor.

1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Themenbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den Strukturmaterialien der wichtigsten gestaffelten Barrieren, welche den Brennstoff und den Reaktorkern umgeben und die radioaktiven Stoffe einschliessen. Die Brennelemente werden mehrere Jahre im Reaktorkern eingesetzt, bevor sie abgebrannt sind und ausgetauscht werden; beim Brennstoff und den Brennstab-Hüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während dem Normalbetrieb und während bestimmten Störfällen im Mittelpunkt. Anders ist dies bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter, sowie beim Sicherheitsbehälter, dem sogenannten Containment; bei diesen sind vor allem die Prozesse der Materialalterung entscheidend. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke muss gewährleistet sein, dass für alle Anforderungen weiterhin ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind.

1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoff- und Materialverhalten

Auftragnehmer: Halden Reactor Project, Norwegen
ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder, Markus Straub

Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein gemeinsames Forschungsprogramm von über

100 Wissenschafts-, Behörden- und Industrieorganisationen aus 19 Staaten. Es steht unter der Schirmherrschaft der Kernenergieagentur NEA der OECD und feierte 2008 sein 50-jähriges Bestehen. Das HRP hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo rund 250 wissenschaftliche Mitarbeitende am Projekt beteiligt sind und ein Versuchsreaktor, eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie ein Simulationszentrum (Virtual Reality Centre) zur Verfügung stehen (Abbildung 1). Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. Paul Scherrer Institut) oder die Nuklearindustrie (z.B. Kernkraftwerk Leibstadt) beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten. Die schweizerischen Partnerorganisationen des HRP – ENSI, PSI, Kernkraftwerksbetreiber – tauschen die Information zum und ihre Bedürfnisse an das Programm im Rahmen eines nationalen Komitees aus. Über ihre Vertreter in den HRP-Gremien Halden Programme Group (verantwortlich für die technisch-wissenschaftliche Steuerung des Programms) und Halden Board of Management (verantwortlich für die Aufsicht und Strategie des Programms) speisen sie diese Bedürfnisse ins Projekt ein. Das ENSI hat Einsitz im Board of Management, die schweizerischen Kernkraftwerke und das PSI haben je einen Vertreter in der Programme Group. Die Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich führen zu grundlegenden Erkenntnissen über die Eigenschaften und das Verhalten von Leichtwasserreaktor-Brennstoffen und -Materialien, die lange Zeit im Reaktor im Einsatz sind. Dazu gehören auch Versuche, in denen Kernbrennstoffe schnell wechselnde Druck- und Temperaturbedingungen durchlaufen, wie sie in Reaktoren bei sogenannten Transienten auftreten, beispielsweise infolge eines Kühlmittelverlust-Störfalls. Bei den Kernbrennstoff-Experimenten werden Brennstabsegmente in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt. Die Brennstabsegmente können während der Bestrahlung auch Druck- und Temperaturänderungen ausgesetzt werden, und die Reaktion des Brennstoffs und Hüllrohrs auf diese Änderungen wird laufend sowie im Anschluss an den Versuch mittels Nachbestrahlungs-Experimenten analysiert.

Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.1.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Der Halden-Reaktor war im Jahre 2011 wie geplant 190 Tage im Volllast-Betrieb, dabei wurden zwölf Experimente ausgeführt. Zumeist werden dabei Kernbrennstoff-Anordnungen in sogenannten Loop Systems bestrahlt, in denen die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren simuliert werden. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können zahlreiche Parameter wie Temperaturverlauf oder Brennstab-Innendruck und Brennstabverformung während des Versuchsablaufs gemessen werden. Andere Daten werden durch anschliessende Untersuchungen der eingesetzten Materialien im Hotlabor in Kjeller gewonnen (sogenannte Post Irradiation Examination PIE). Im Jahre 2011 wurden unter anderen folgende Versuche durchgeführt:

Langfristige Versuche an mit Gadolinium dotiertem Brennstoff haben gezeigt, dass es im Gegensatz zu undotiertem Brennstoff zu keiner Nachverdichtung kommt. Die Schwellraten sind für beide Brennstoffarten ähnlich. Gadolinium ist ein Neutronenabsorber, der im Laufe des Einsatzes im Reaktor verbraucht wird.

Ein Experiment zum nicht-thermischen Kriechen von Uranoxid- und Mischoxid-Brennstoff unter Bestrahlung wurde abgeschlossen. Es zielte darauf ab, Daten für die Modellierung des Brennstoff-Verhaltens bei der mechanischen Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction PCMI) zu erhalten. Dabei wurde mit Chrom dotierter Brennstoff und undotierter Brennstoff verglichen. Nach dem Ende der Brennstoff-Verdichtung wurden axiale Spannungen von 30, 45 und 60 MPa bei Temperaturen zwischen 400 und 800 °C angelegt. Die Kriechrate des mit Chrom dotierten Brennstoffs erwies sich als vergleichbar mit der des undotierten Brennstoffs, der Temperatureinfluss war gering.

Seit mehreren Jahren läuft eine Versuchsserie zum Verhalten von hoch abgebrannten Brennstäben unter Bedingungen, wie sie bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten. Bei einem solchen Störfall werden die Brennstäbe in relativ kurzer Zeit erhöhten Druck- und Temperaturbedingungen ausgesetzt, und beim anschliessenden Wiederbefüllen des Reaktordruckbehälters werden sie mit kühlem Wasser abgeschreckt, was zu grossen Material-



Abbildung 1:
 Der Standort des OECD
 Halden Reactor Projects.
 Der Reaktor befindet
 sich in einer Kaverne in
 den hinten sichtbaren
 Felsen (Quelle: Halden
 Reactor Project).

spannungen führt. Im Mai 2012 wurde ein Test mit Brennstoff aus dem Kernkraftwerk Leibstadt durchgeführt (IFA 650.12), der einen Abbrand von 72 MWd/kg aufwies. Ziel des Versuchs war, das bei diesen Versuchen typische Aufblähen des Hüllrohrs (Ballooning) durch die Druck- und Temperaturerhöhung gerade so weit zu treiben, dass das Hüllrohr noch nicht versagt. Das PSI unterstützte den Versuch mit Vorausrechnungen zum Brennstoff-Verhalten. Wie geplant kam es über ca. 730–740 °C zu Deformation und Ballooning, der Versuchsabbruch durch Schnellabschaltung (Scram) erfolgte mit noch intaktem Hüllrohr bei einer Temperatur von etwa 800 °C und einem um etwa 50% reduzierten Innendruck als Folge der Volumenvergrößerung. Das Hüllrohr versagte jedoch infolge von Spannungen in der Abkühlphase, und es trat Brennstoff aus. Der Brennstab soll nun im Hotlabor untersucht werden. Interessant ist dabei nicht nur der Zustand des Hüllrohrs, sondern auch die Fragmentierung und Verlagerung des Brennstoffs. Ein weiteres Versuchsfeld beschäftigt sich mit der Korrosion des Hüllrohrs und der Hydridbildung im Hüllrohr-Material durch von aussen eindiffundierten Wasserstoff. Ein noch laufendes Experiment untersucht den Einfluss von aggressiveren Kühlmittel-Eigenschaften, verglichen mit denjenigen in Leistungsreaktoren, auf moderne Zircaloy-Hüllrohre. Dabei wird an je vier Segmenten von sechs vorher unbestrahlten Brennstäben die Wirkung von

erhöhtem pH-Wert, gesteigerter Leistung und so genanntem unterkühltem Sieden untersucht. Unterkühltes Sieden meint die Blasenbildung an der heissen Hüllrohr-Oberfläche, während das restliche Kühlmittel noch nicht die Siedetemperatur erreicht. Die Versuche laufen bei einer Stableistung von 33–45 kW/m, das Kühlmittel enthält 10 ppm Lithium und 2–3 ppm Wasserstoff bei einem pH-Wert von 7.4. Im Juni 2011 wurde nach 159 Bestrahlungstagen eine erste Beprobung durchgeführt. Bis dahin hatte sich an den Hüllrohren eine Oxidschicht von 5–10 µm Dicke gebildet.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Untersuchung von Kernbrennstoffen und Materialien aus dem Reaktor unter Bestrahlung ist eine Kernkompetenz des HRP. Es verfügt über eine weltweit einzigartige Erfahrung bei der Auslegung und Instrumentierung von Experimenten wie auch bei der Interpretation der Messwerte. Die Resultate fliessen in Sicherheitsanalysen ein und dienen als Grundlage für die Validierung der von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien benutzten Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden. Die Daten zur Spannungsrissskorrosion von Reaktormaterialien geben Hinweise auf die Materialalterung und die Anforderungen an die Alterungsüberwachung.

Neu vorgeschlagene Versuche und Messungen werden von der Halden Programme Group beurteilt und durch Arbeiten in den Partnerländern des Projekts sowie durch Brennstofflieferungen aus Kernkraftwerken unterstützt. Die Steuerung durch das Dreieck Board of Management, Programme Group und Projektleitung ist konsens- und resultatorientiert. Insgesamt wird das HRP dem Ruf als Vorzeigeforschungsprojekt der NEA gerecht.

Mit dem Engagement des ENSI, des PSI und der Kernkraftwerke beim HRP gewinnt die Schweiz neue Erkenntnisse im Bereich Brennstoff- und Material-sicherheit und kann ihre eigene Kompetenz auf diesem Gebiet verstärken. Konkret ist das PSI bei folgenden Versuchen im Bereich Brennstoff- und Materialverhalten beteiligt: Detailuntersuchungen des Inertmatrix-Brennstoffs (Halden-Experiment IFA-651 IMF/MOX); Modellierung des Stabverhaltens in den Experimenten durch STARS/LRS (Halden-Experiment IFA-650 LOCA); Korrosionstest von Druckwasserreaktor-Hüllrohren (Halden-Experiment IFA-638).

Ausblick

Die Arbeiten des Projekts liegen grösstenteils gut im Zeitplan. Mit dem Jahr 2012 geht das HRP in eine weitere Dreijahresperiode, in der neu auch das französische Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) und die italienische Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile (ENEA) teilnehmen. Nachdem das Programm für die neue Periode seit Ende 2010 unter Beteiligung aller Mitgliedsländer diskutiert worden war, ergaben sich mit dem Unfall von Fukushima vom März 2011 zusätzliche mögliche Aspekte wie zum Beispiel neuartige Hüllrohrmaterialien oder das Verhalten von Operateuren unter extremen Bedingungen. Diese Themen werden im Jahre 2012 noch zu diskutieren sein.

1.1.2 Untersuchungen an Halden-Proben IFA-638

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Versuchsreihe IFA-638 am Forschungsreaktor in Halden (siehe auch Kapitel 1.1.1) befasste sich mit Korrosionsversuchen an Hüllrohrmaterialien auf Zirkoniumbasis bei hohen Brennstoff-Abbrän-

den. Während des Einsatzes kommt es an der Aussenseite der Hüllrohre zur Bildung einer oxidierten Grenzschicht. Im Rahmen dieses Projekts wurden an einigen IFA-638-Hüllrohrproben die Mikrostrukturen der Grenzschicht und ihrer Umgebung mittels Transmissions-Elektronenmikroskopie (TEM) untersucht. So soll zum besseren Verständnis von Oxidationsvorgängen unter den Bedingungen von Druckwasserreaktoren (DWR) beigetragen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Der Transport von sechs Proben und die Präparation von vier Proben für die TEM-Untersuchungen wurden erfolgreich durchgeführt. Bei den Proben handelt es sich sowohl um in Leistungsreaktoren vorbestrahltes als auch erst im Halden-Reaktor bestrahltes Material. 2011 wurden die vier präparierten Proben dreier verschiedenen Legierungstypen (M5 frisch/vorbestrahlt, E 635 frisch, ZIRLO frisch) elektronenmikroskopisch untersucht. Zwei Arten von Ausscheidungen wurden in der Grenzschicht und in ihrer Umgebung festgestellt, die vom Eisengehalt des Hüllrohrmaterials abhängen. Dabei zeigte sich, dass in Legierungen mit hoher Oxidationsresistenz die eisenhaltige Ausscheidung nicht nachweisbar war. Alle Ausscheidungen zeigten einen gewissen Grad der Auflösung bei Bestrahlung. Dieser Effekt ist im Oxid stärker als im Metall.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Oxidation des Hüllrohrs ist ein im Reaktorbetrieb relevanter Auslegungsparameter. Sie darf bestimmte vorgeschriebene Grenzen nicht überschreiten und hat bei den in schweizerischen Anlagen erreichten hohen Abbränden besondere Bedeutung. Neu entwickelte Hüllrohrmaterialien, z. T. auch die in diesem Projekt verwendeten, sind in verschiedenen Vorläufer-Brennelementen in Schweizer KKW im Einsatz. Der Abbrand von zwei der verwendeten Proben liegt zudem im Bereich der geltenden Grenzwerte für die schweizerischen Reaktoren. Durch die Untersuchung der Oxidationsvorgänge können die bestehenden Modelle auf eine breitere physikalische Grundlage gestellt werden.

Ausblick

Die zwei ausstehenden Proben (ZIRLO vorbestrahlt, Alloy A frisch), die aufgrund ihrer hohen Dosisleistung 2011 nicht untersucht werden konnten, sollen im Jahre 2012 elektronenmikroskopisch ana-

lysiert werden. Der Einfluss der Mikrostruktur und der chemischen Zusammensetzung auf das Oxidationsverhalten sollen ermittelt werden.

1.1.3 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Reiner Mäiländer

Einleitung

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre eingefüllt, die zu Brennelementen zusammengesetzt werden. Damit keine radioaktiven Spaltprodukte in den Primärkreislauf freigesetzt werden, muss die Integrität der Hüllrohre den vielfältigen Belastungen standhalten. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 das seit 2004 laufende Studsvik Cladding Integrity Project SCIP der OECD, an dem 25 Organisationen beteiligt sind. Das Projekt befasst sich mit Schädigungsmechanismen, die in den aus Zirkoniumlegierungen bestehenden Hüllrohren – auch unter Einbeziehung des Pelleteinflusses – ablaufen können. Im SCIP-Projekt werden Materialversuche und -modellierungen bei der Firma Studsvik in Schweden und Leistungsrampenversuche am OECD-Halden-Reaktor in Norwegen durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Jahre 2011 wurden folgende Projektziele erreicht, respektive aufgrund neuer Anforderungen modifiziert:

Bei Leistungsrampen kann es durch die mechanische Interaktion zwischen Pellet und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction PCMI) zu Schädigungen des Hüllrohrs kommen. Mehrere Versuche an Brennstabsegmenten wurden durchgeführt, u. a. mit einem neu entwickelten Hüllrohrmaterial, mit Aluminium- und Chrom-dotiertem Brennstoff (Al, Cr) und mit Brennstoff, der den Absorber Gadolinium (Gd) enthielt. Die Brennstabsegmente mit den Additiven Al und Cr wiesen grössere Restdehnungen der Hüllrohre auf als solche mit Standard UO₂-Brennstoff. Wird die Endleistung der Rampen noch mehrere Stunden beibehalten, dann zeigten sich im Gd-Brennstoff deutlich mehr Risse im Hüllrohr.

Die Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr bei Anwesenheit gasförmiger Spaltprodukte

(Spannungsrissskorrosion, Pellet Cladding Interaction PCI) kann ebenfalls zu Schädigungen des Hüllrohrs führen. Die Vermutung, dass (Al+Si)-Agglomerate Cäsium binden, hat sich bestätigt. Eine grobkörnige Brennstoffprobe, die trotz der sehr hohen Endleistung von 70 kW/m und Brennstoff-Zentralschmelzen intakt geblieben ist, wurde mittels Raster-Elektronenmikroskopie und Elektronenstrahl-Mikroanalyse untersucht; sie zeigte nur Cs als potenziell chemisch aktives Element in der Umgebung der Hüllrohrinnenwand. Es konnte auch demonstriert werden, dass sich innerhalb eines zunächst optisch homogenen Kristalls tatsächlich unterschiedliche Gitterausrichtungen zeigen. Dies deutet darauf hin, dass sich bei Leistungsrampen kleinere Einzelkristalle bilden können (subgrain formation). Zum Einfluss des Hüllrohrs kann bemerkt werden, dass optimierte Materialien auch die PCI-Resistenz verbessern.

Durch von aussen eindiffundierten Wasserstoff können Hüllrohr-Schwächungen (Hydrogen Embrittlement HE und Delayed Hydride Cracking DHC) induziert werden. Neben Kriechtests dient als Versuchsanordnung ein sogenanntes Coin Set-up. Eine flache Scheibe (Coin) von der Grösse des Hüllrohr-Innendurchmessers befindet sich in einem zweiteiligen Mantelrohr, das sich wiederum innerhalb eines Hüllrohrs befindet. Durch Auseinanderziehen der zwei Mantelrohrteile erfährt das Hüllrohr lokale Spannungen an den zwei Kontaktpunkten zum Coin. Der Testaufbau wurde fertiggestellt. Die ersten Tests sollen an unbestrahltem, spannungsarm geglühtem Zircaloy-4-Hüllrohr durchgeführt werden. In Kriechversuchen erwies sich die Relaxation von ZIRLO als höher als diejenige von Zircaloy-2. Wasserstoff führt wie erwartet dazu, dass die Materialhärte zunimmt. Dies gilt allerdings nur bei tiefen Dehnraten.

In einer von der amerikanischen Aufsichtsbehörde finanzierten Anlage wurden Versuche zum Verhalten von Brennstäben bei Kühlmittelverlust-Störfällen durchgeführt, bei denen die Brennstabsegmente erhöhten Temperaturen ausgesetzt sind. Vier Brennstäbe mit Abbränden um 70 MWd/kg und einer Oxiddicke von 20-30 µm wurden in einem Infrarotstrahlungsofen bis auf knapp 1200 °C aufgeheizt. Die Versuche wurden bewusst bis zum Versagen des Hüllrohrs mit Austritt von Brennstoff (bei einem Druck zwischen 77 und 113 bar und bei Temperaturen um 700 °C) durchgeführt. Die Korngrössenverteilung der zurückgebliebenen Brennstoff-Fragmente wird noch untersucht, um weitere Hinweise auf das Brennstoffverhalten bei diesen Störfällen zu erhalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die primäre Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Der Projektplan von SCIP-II ist auch vor dem Hintergrund des in den letzten Jahren gesteigerten Brennstoff-Abbrands in den Kernkraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. Gleichzeitig wurden auch die Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären, dies auch vor dem Hintergrund, dass es auch in schweizerischen Anlagen vorübergehend zu Hüllrohrschäden durch PCI gekommen ist.

Ausblick

Das Projekt verläuft bisher innerhalb des geplanten Zeitrahmens. Im Jahr 2012 sollen weitere Rampenversuche sowie mechanische Tests und Experimente durchgeführt werden. Änderungen in der Testmatrix hängen von den Resultaten der weiteren Versuche ab.

1.1.4 OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD-NEA und IRSN
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements bzw. Steuerstabs kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerstabs von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerstabs führt zu einem Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. Durch Einhaltung spezieller Sicherheitskriterien wird das Ausmass möglicher Brennstab-schäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern

kühlbar bleibt. Die allgemeine Tendenz zur Steigerung der Brennstoffabbrände und die Verwendung weiterentwickelter Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien macht eine Absicherung der Sicherheitskriterien notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wurde die bisher mit Natrium gekühlte Testschleife des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie weitere Testvorbereitungen nötig. Das CIP-Projekt stützt sich auch auf Einzeleffekt-Tests im Rahmen des Versuchsprogramms PROMETRA (Transient Mechanical Properties). Mit diesen wird vom Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) in Saclay, Frankreich, das mechanische Verhalten bestrahlter Hüllrohrproben bei den für RIA typischen hohen Dehnungsraten untersucht.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Jahre 2011 wurden folgende Projektziele erreicht resp. aufgrund neuer Anforderungen modifiziert:

- Zahlreiche Inbetriebnahmetests nach den seismischen Nachrüstungen des Reaktorgebäudes wurden erfolgreich durchgeführt. Die Tests sollen bis Mitte 2012 komplett abgeschlossen werden.
- Das PROMETRA-Programm zum Verformungsverhalten von Hüllrohrsegmenten wurde fortgesetzt. Versuche an M5-Hüllrohren unter ebener Belastung (plane strain tests) bei 280 °C und 350 °C zeigten ein duktileres Verhalten als Zirlo- und Zy-4-Hüllrohre.
- Ebenfalls im Rahmen von PROMETRA erfolgten Zugversuche an SWR-Zy 2-Hüllrohren. Sie stammen aus dem Kernkraftwerk Leibstadt (SWR) und waren sieben Zyklen im Einsatz. Ihr Temperaturverhalten (20 °C bis 800 °C) bezüglich Dehngrenze und Maximaldehnung ist den DWR-Hüllrohren (Zy-4, Zirlo und M5) sehr ähnlich.

- Die Testmatrix beinhaltet auch einen Versuch an einem Mischoxid-Brennstabsegment (MOX), das im Kernkraftwerk Beznau im Einsatz war. Die Voruntersuchungen wurden am Institut für Transurane (ITU) in Karlsruhe durchgeführt, abgeschlossen und dokumentiert.
- Ein RIA-Workshop zu Brennstabauslegungs-Programmen wurde durchgeführt. Für verschiedene RIA-Szenarien wurden wichtige Parameter (Enthalpieeintrag, Spaltgasfreisetzung, etc.) zwischen den Programmen verglichen. Der Vergleich mit experimentellen Daten war im Wesentlichen beschränkt auf die Hüllrohrverformung und das Auftreten von Hüllrohrschäden. Basis der RIA-Szenarien waren unter anderem bisherige und zukünftige Versuche am CABRI-Reaktor.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die vom ENSI im Jahre 2004 festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken bedürfen der weiteren experimentellen Absicherung. Dies betrifft vor allem die Kriterien für MOX-Brennstoff und diejenigen für Uranoxid-Brennstoff unter SWR-Bedingungen. Bestätigt wurde dies in einem OECD-NEA-Workshop, der zu diesem Thema im September 2009 in Paris stattfand.

Der CABRI-Reaktor ist neben dem Forschungsreaktor NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan weltweit die einzige Anlage, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren realitätsnah simuliert werden kann. Es besteht eine Kooperation mit dem ALPS-Programm (Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research Program) am NSRR, die einen Datenaustausch und eine Versuchsabstimmung zwischen beiden Projekten ermöglicht. Nach den Ereignissen von Fukushima ist die Fortführung von ALPS nicht mehr gesichert, was die Bedeutung des CABRI-Projekts noch erhöht.

Die Versuchsergebnisse des CIP werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z. B. FALCON, welches vom PSI verwendet wird, vgl. das Projekt STARS) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick

Mit sehr grossem personellem Aufwand, auch mit dem Einsatz von finanziellen Mitteln aus anderen Forschungsbereichen, hat das IRSN einen Grossteil

der Umbauarbeiten durchgeführt. Mit dem neuen Wasserkreislauf wird in Kürze eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen bestehen. Der Erfolg wird sich aber frühestens mit der Durchführung und Auswertung des ersten Tests Ende 2012 bewerten lassen.

1.1.5 KORA-II – Korrosionsrisswachstum in austenitischen Strukturwerkstoffen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

KORA beschäftigt sich mit den Schädigungsmechanismen der Spannungs- und Schwingrisskorrosion. Spannungsrissskorrosion kann auftreten, wenn ungünstige Bedingungen für mechanische Belastung, Wasserchemie und Werkstoffzustand zusammenkommen. In diesen Fällen können dann relativ lange, verzweigte Risse entstehen. Schwingrisskorrosion ist eine spezielle Form des umgebungsbedingten Risswachstums, in der mechanische Belastungen zyklisch auftreten. Als Fortsetzung von KORA-I wurde das Projekt KORA-II mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet und im Jahr 2011 abgeschlossen.

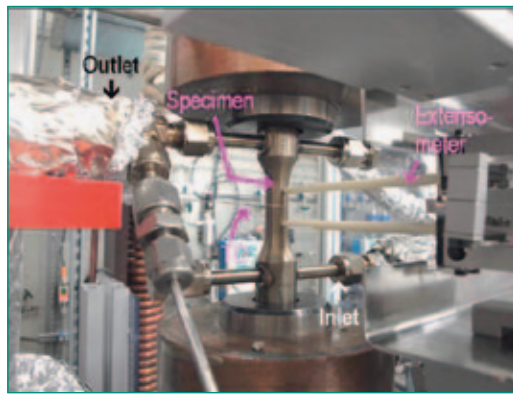
Das Projekt KORA-II gliedert sich in drei Teilprojekte, die wesentliche Fragestellungen zum Korrosionsrisswachstum in austenitischen Behälter- und Rohrleitungs-Stählen behandeln.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Teilprojekt I: Schwingrisskorrosion in austenitischen Stählen

Im Jahre 2011 wurden vielfältige Untersuchungen mit den neu aufgebauten Prüfständen fach- und termingerech durchgeführt (Abbildung 2). Zielsetzung ist die Quantifizierung des Einflusses des Umgebungsmediums auf die Schwingrisskorrosion. Mit den neuen Prüfständen sind Untersuchungen zur Schwingrisskorrosion unter Umgebungs- und Lastbedingungen möglich, die den tatsächlichen Verhältnissen an Komponenten im Kernkraftwerk sehr nahe kommen. Dazu gehören insbesondere last- und dehnungskontrollierte Versuche mit kleiner Dehnamplitude, die mit Temperaturwechseln der durch die Proben strömenden Flüssigkeit über-

Abbildung 2:
Anlage zur Untersuchung von durchströmten Hohlproben im PSI-Labor für nukleare Materialien. Die Probe (Specimen) wird von unten nach oben durchströmt und gleichzeitig mechanisch belastet (Quelle: PSI).



lagert werden. Die Versuchsanordnung erlaubt eine Variation von wichtigen Einflussparametern auf die Rissinitiierung und das Risswachstum, ein besonders wichtiger Faktor ist die Temperatur. Es konnte mit den Versuchen gezeigt werden, dass es bereits ab 100 °C zu einer relevanten Reduktion der Lebensdauer durch den Einfluss des Umgebungsmediums kommen kann.

In weiteren Experimenten zum Einfluss des Umgebungsmediums auf die Schwingrisskorrosion wurden der Einfluss der Haltezeiten auf die Rissinitiierung und das Risswachstum analysiert. Im Berichtszeitraum wurde insbesondere der Einfluss des Lastverhältnisses aus Mittelspannung (resultierend aus dem Betriebsdruck) und den Betriebstransienten untersucht. Dabei wurde ein signifikanter Einfluss bestimmter Lastfälle dokumentiert, die den bisherigen Kenntnisstand erweitern.

Teilprojekt II: Spannungsrisskorrosion in Mischnähten

Ein weiteres Projektziel von KORA-II sind Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion an Mischnähten. Diese Schweissnähte stellen eine Kombination einer Nickelbasislegierung, hier Inconel-182, mit einem niedriglegierten ferritischen Stahl dar.

Im Rahmen von KORA-II wurden gemäss Projektplan mehrere Referenzkörper für das internationale PARENT-Projekt hergestellt, siehe Bericht zu PARENT in Kapitel 1.1.6.

Die Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion im Grenzbereich zwischen dem Schweissmaterial Inconel-182 und dem ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters (RDB) wurden fortgesetzt. Bisher wurden diese Experimente überwiegend unter moderaten Belastungen durchgeführt, die mit dem Betriebsdruck korrelieren. Ein Untersuchungsschwerpunkt im Berichtsjahr war nun die Charakterisierung des Risswachstums unter hohen Beanspruchungen. Diese können aus einer Überlagerung des Betriebsinnendruckes mit zusätzlichen

Schweisseigenstressungen resultieren. Erste Ergebnisse zeigen, dass unter diesen Laborbedingungen auch in hochreinem Primärwasser ein Risswachstum aus dem Inconel-182-Schweissgut in den Behälterwerkstoff hinein möglich ist. Die dabei beobachteten Risse beschränken sich in bisherigen Versuchen auf die Wärmeeinflusszone der Schweissnaht, die gemessenen Risswachstumsraten sind gering. Weitere Untersuchungen insbesondere mit grösseren Testkörpern sind im Folgeprojekt SAFE geplant.

Ein weiteres wichtiges Thema zur Spannungsrisskorrosion im Grenzbereich zwischen dem Schweissmaterial Inconel-182 und dem ferritischen Stahl des RDB ist der Einfluss von Verunreinigungen des Primärwassers durch mögliche Chlorideinträge. Es wurde bereits früher gezeigt, dass unter den Bedingungen der Normalwasserchemie für Siedewasserreaktoren bereits sehr geringe Chloridkonzentrationen ausreichen können, um eine Rissverlängerung aus dem Inconel-182 in das ferritische Grundmaterial auch bei relativ tiefen Beanspruchungen zu ermöglichen. Für die Schweiz ist aber eher das Materialverhalten unter den typischen Bedingungen der Wasserstofffahrweise (HWC) für Siedewasserreaktoren von Interesse. Die bisherigen Untersuchungen bestätigen die deutlich höhere Toleranz unter diesen Wasserchemiebedingungen gegenüber möglichen Chlorideinträgen im Primärwasser.

Teilprojekt III: Initiierung von Spannungskorrosionsrissen in rostfreien und niedrig legierten Stählen

Im Berichtszeitraum wurden in diesem Teilprojekt gemäss Projektplan weitere Laboruntersuchungen zu den mikrostrukturellen Vorgängen der Spannungsrisskorrosion an niedrig legierten Stählen durchgeführt. Von besonderem Interesse waren auch hier Untersuchungen zum Einfluss niedriger Chloridkonzentrationen im Primärwasser. Für das Verständnis des Korrosionsmechanismus sind vor allem Experimente zum Passivierungsverhalten unter den verschiedenen typischen Wasserchemiebedingungen wichtig (siehe auch Teilprojekt II). Dazu wurde eine spezielle Versuchsanordnung aufgebaut, die es ermöglicht, in einer Mikrokapillare die Rissinitiierung auf Gefügeebene experimentell zu beobachten. Damit konnte der Repassivierungsvorgang einzelner Mikrorisse messtechnisch verfolgt werden. Der günstige Einfluss der HWC-Fahrweise auf das Initiierungsverhalten unter Chlorideinwirkung konnte somit auch durch di-

rekte elektrochemische Messungen nachvollzogen werden.

Im letzten Berichtsjahr des KORA-II-Projekts wurden die experimentellen Arbeiten zu den drei Teilprojekten erfolgreich abgeschlossen und ausgewertet. Im Teilprojekt II konnten allerdings nicht alle geplanten Versuche zur Spannungsrisskorrosion im Grenzbereich zwischen dem Schweissmaterial Inconel-182 und dem ferritischen Stahl des Reaktor-druckbehälters (RDB) durchgeführt werden. In Abstimmung mit dem ENSI wurde der zeitkritischen Herstellung von Referenzkörpern für zerstörungsfreie Untersuchungen (siehe Projekt PARENT) im Berichtsjahr eine höhere Priorität eingeräumt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die neue Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld kommt daher der Alterungsüberwachung und der Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten (und nicht oder schwer austauschbaren) Komponenten eine erhöhte Bedeutung zu. Das Projekt KORA-II hat dazu einen signifikanten Beitrag zu aktuellen Fragenstellungen von Rissinitiierung und -wachstum unter realitätsnahen Wasserchemie- und Lastbedingungen in den Kernkraftwerken geleistet. Die entsprechenden Erkenntnisse sind bereits in nationale Regelwerke zur Alterungsüberwachung eingeflossen (Richtlinie ENSI-B01). Die Gegenüberstellung zur Literatur und zu bestehenden internationalen Regelwerken zeigt, dass z.B. bisher ein höherer Grenzwert für die Temperatur angegeben wird, ab dem der Mediumseinfluss auf die Lebensdauer unter Ermüdungsbeanspruchung zu berücksichtigen ist. Durch die gute Vernetzung des Projekts ist sichergestellt, dass die PSI-Ergebnisse bei der aktuellen Überarbeitung von internationalen Standards (z.B. NUREG/CR-6909) berücksichtigt werden.

Ausblick

Basierend auf den Erkenntnissen des KORA-Projekts, internationalen Erkenntnissen (siehe EPRI-Bericht 1023012) sowie aktuellen Themen aus dem Aufsichtsbereich des ENSI zur Alterungsüberwachung wurde das Folgeprojekt SAFE definiert. SAFE befasst sich einerseits mit möglichen Umgebungseinflüssen auf die Bruchzähigkeit und die

Ermüdung in wichtigen Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren. Andererseits geht es um die Spannungsrisskorrosion, insbesondere um das damit verbundene Risswachstum in RDB-Mischnähten und um Grundlagenuntersuchungen zur damit verbundenen Rissbildung in ferritischen und austenitischen Stählen.

1.1.6 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques

Auftragnehmer: Internationales Forschungsprojekt unter der Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC

ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Einleitung

PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Methoden zur Erkennung von betriebsbedingten Rissen. Insbesondere Spannungs- und Schwingrisskorrosion an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen stellen hohe Anforderungen an die Prüftechnik. Die Erfahrung zeigt, dass solche Risse zwar gefunden werden können, aber eine konservative Bestimmung der maximalen Risstiefe schwierig ist.

Das internationale Projekt PARENT (Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques) wurde im Jahr 2010 als Nachfolgeprojekt des abgeschlossenen Projekts PINC (Program for the Inspection of Nickel Alloy Components) gestartet. Thema ist die Leistungsfähigkeit der verfügbaren modernen Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Im Projekt PARENT werden auch die offenen Fragen aus dem bereits abgeschlossenen PINC-Projekt weiter bearbeitet. Von besonderem Interesse ist die Methodik zur Risstiefenbestimmung für geometrisch komplexe Prüfsituationen. Dazu sind sogenannte Round-Robin-Versuche, also vergleichende Versuche mehrerer Labors, gestartet worden. An den ausgewählten Prüfkörpern werden auch neuartige Techniken untersucht. Am Projekt beteiligen sich Aufsichtsbehörden sowie Betreiber und Forschungseinrichtungen aus den USA, Korea, Japan, Schweden, Finnland und der Schweiz.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Jahr 2011 wurde im Rahmen zweier Projektsitzungen eine umfangreiche Testmatrix für die Durchführung der Round-Robin-Versuche erarbei-

tet. Dazu wurden aus der Vielzahl an relevanten Mischnahtverbindungen in den Kernkraftwerken zwei Geometrien ausgewählt und für diese ca. 40 Testkörper selektiert. Somit können geometrisch einfache Rohrleitungsübergänge, aber auch relativ komplexe Bodendurchführungen des Reaktor-druckbehälters (RDB) abgedeckt werden. Ein Teil dieser Testkörper wurde speziell für das PARENT-Projekt neu gefertigt. Die Testkörper wurden sogenannten offenen und verdeckten Messreihen zugeteilt. Bei den offenen Testkörpern sind im Gegensatz zu den verdeckten Testkörpern die Fehlergeometrien bekannt. Diese Testkörper sind damit insbesondere für die Validierung neuer Messtechniken interessant. In der Testmatrix wird die Abwicklung der Messkampagne, bei der über 20 Labors und Prüffirmen in Europa, Asien und in den USA involviert sind, geregelt.

Das ENSI hat mit dem Paul Scherrer Institut (PSI), der Firma ALSTOM (Schweiz), dem Schweizerischen Verein für technische Inspektionen (SVTI) und der eidgenössischen Materialprüfanstalt (EMPA) eine Schweizer Beteiligung am PARENT-Projekt abgestimmt. Als wesentlicher Schweizer Beitrag für das PARENT-Projekt sind spezielle Testkörper aus dem Projekt KORA-II (siehe Kapitel 1.1.5) vorgesehen, die für offene Tests verwendet werden können. Dazu wurden im Berichtsjahr am PSI insgesamt 8 Testkörper gefertigt. Diese neuartigen Referenzprobekörper weisen realitätsnahe Spannungskorrosionsrisse auf, die durch sehr zeitaufwendige Versuche von bis zu 5 Monaten unter typischen Wasserchemiebedingungen von Siede- und Druckwasserreaktoren erzeugt wurden. Die Versuche wurden abgebrochen, sobald der Riss auf eine gewünschte Grösse im Testkörper angewachsen war.

Im Rahmen der Schweizer Beteiligung wurden im Berichtsjahr umfangreiche zerstörungsfreie Untersuchungen an den im PSI hergestellten Testkörpern durchgeführt. Ziel war dabei insbesondere die Bestimmung der maximalen Risstiefe, die für die weitere Verwendung bei den Round-Robin-Versuchen erforderlich ist. Dazu wurden verschiedene moderne Ultraschallverfahren sowie eine Röntgentomographie eingesetzt. Zur Validierung und zum Vergleich der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechniken wurde eine Probe aufgebrochen. Dabei konnte die zuvor zerstörungsfrei gemessene Risstiefe bestätigt werden. Weiterhin wurde gezeigt, dass die im Labor erzeugten Risse die typische Rissoberfläche von interkristalliner Spannungsrisskorrosion in Nickelbasislegie-

rungen aufweisen, wie sie auch aus der bisherigen Betriebserfahrung in Kernkraftwerken bekannt ist.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Aufgrund aktueller Schadensfälle in ausländischen Kernkraftwerken an Inconel-182-Mischnähten besteht ein besonderes Interesse an einer robusten Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Auch aus dem geplanten Langzeitbetrieb können sich mögliche neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen aktuellen Fragestellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick

Entsprechend dem Projektplan für PARENT starten 2012 die Round-Robin-Versuche. Dazu kommen auch ausgewählte Testkörper in die Schweiz. An diesen z.T. über 100 kg schweren Testkörpern sind diverse zerstörungsfreie Messungen vorgesehen. Die Messungen werden durch einen offiziellen externen Fachmann überwacht. Für die Round-Robin-Versuche in Europa kommt dieser Fachmann von der schwedischen Qualifizierungsstelle.

1.1.7 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiterin: Heike Glasbrenner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktor-druckbehälters und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die weltweite Betriebserfahrung von Siedewasserreaktoren (SWR) zeigt, dass sich während des Reaktorbetriebes bei ungünstigen Randbedingungen unter dem Einfluss des Reaktorkühlmittels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen Korrosionsrisse in druckführenden Primärkreislaufkomponenten bilden und ausbreiten können. Gleichzeitig kann sich die Bruchzähigkeit des Materials unter dem Ein-

fluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkernbauten und Rohrleitungen auf Spannungsrissskorrosion (SpRK) durch die entsprechende Wahl der wasserchemischen Randbedingungen zu minimieren. Dies kann mit der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise (Hydrogen Water Chemistry HWC) realisiert werden, erfordert allerdings die Zugabe grosser Mengen an Wasserstoff, um das erforderliche (sehr tiefe) Korrosionspotenzial an denjenigen Oberflächen zu erreichen, die mit Medium in Kontakt stehen. Unter anderem wird bei dieser Fahrweise aber auch Stickstoff reduziert und es kommt zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktivem Stickstoff N-16. Dies hat wiederum höhere Dosisleistungen als negativen Nebeneffekt zur Folge.

Bei dem sogenannten On-line-NobleChem™ (OLNC)Verfahren, welches in beiden SWR der Schweiz zum Einsatz kommt, wird während des Volllastbetriebs ein wasserlöslicher Platinkomplex dem Reaktorwasser in einem festgelegten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der Kernbauten und Rohrleitungen nieder. Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, so dass bereits mit geringen Mengen an Wasserstoff das erforderliche, niedrige Korrosionspotenzial erreicht wird. Unter diesen Randbedingungen kommt es radiologisch zu deutlich weniger Freisetzungen als bei der HWC-Fahrweise. Das Verfahren wurde von General Electric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit wird es gegenwärtig bereits in vielen SWR angewendet.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Die für das zweite Projektjahr vorgesehenen Projektziele konnten in den beiden Teilprojekten SP1 «Experimentelle Untersuchungen des Ablagerungsverhaltens von Pt unter simulierten SWR-Bedingungen und in einem SWR» und SP2 «Entwicklung einer zerstörungsfreien Charakterisierungsmethode für Pt-Ablagerungen auf Reaktorkomponenten und chemische sowie mikroskopische Analytik» weitestgehend erfüllt werden. Der eigens für dieses Projekt erstellte Hochtemperaturkreislauf (Abbildung 3) wurde im Laufe des Jahres aufgrund der während des Einsatzes gewonnenen Erkenntnisse weiter entwickelt. Insgesamt wurden acht

Versuchsreihen gefahren, bei denen die Zugabe des Platins bzgl. Menge und Dosiergeschwindigkeit zum Kreislauf variiert wurde. Die meisten der bei den Experimenten ausgelagerten Proben wurden bereits oberflächenanalytisch nachuntersucht. Die ersten Resultate zeigen, dass bei einer höheren Platin-Einspeiserate das Abscheideverhalten des Pt effektiver ist als bei einer geringeren Einspeiserate. Dies wird anhand eines niedrigeren Korrosionspotenzials belegt, bei dem der Schutz vor SpRK verbessert ist. Eine längere Voroxidationsphase der Proben scheint ebenfalls die Pt-Konzentration an den Oberflächen der Proben zu erhöhen.

Aufgrund der anfänglichen Schwierigkeiten mit dem neu konstruierten Hochtemperaturkreislauf sowie einem Personalwechsel in Teilprojekt SP1 ist eine leichte Verzögerung im Vergleich zum ursprünglich erstellten Projektplan feststellbar. Das PSI geht aber davon aus, dass die wesentlichen Ziele dieses Projekts bis zum vorgesehenen Projektende erreicht sein werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der NobleChem™-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrissskorrosion deutlich reduziert werden kann. Jedoch ist sehr wenig über das Ablagerungs- und Verteilungsverhalten sowie die Haftfähigkeit dieser Pt-Partikel unter Strömungsverhältnissen, wie sie in einem Reaktor herrschen, bekannt. Deshalb befasst sich das Projekt NORA intensiv mit dem Ablagerungsverhalten von Pt unter simulierten SWR-Bedingungen in einem eigens dafür konzipierten Versuchskreislauf und in einem realen SWR. Zudem wird eine zerstörungsfreie Technik entwickelt, um Pt-Partikel auf verschiedenen Komponenten im Reaktor charakterisieren zu können.

Diese Arbeiten des PSI sind für die Aufsicht wichtig, da das ENSI dadurch von einem unabhängigen Forschungslabor Ergebnisse zu OLNC erhält. Da mittlerweile die Kernkraftwerke Mühleberg (KKM) und Leibstadt (KKL) die OLNC-Fahrweise anwenden, ist es umso wichtiger, möglichst alle beobachteten Effekte, die bei dieser Fahrweise bereits aufgetreten sind, zu verstehen. Das Projekt NORA kann dazu einen massgeblichen Beitrag liefern.

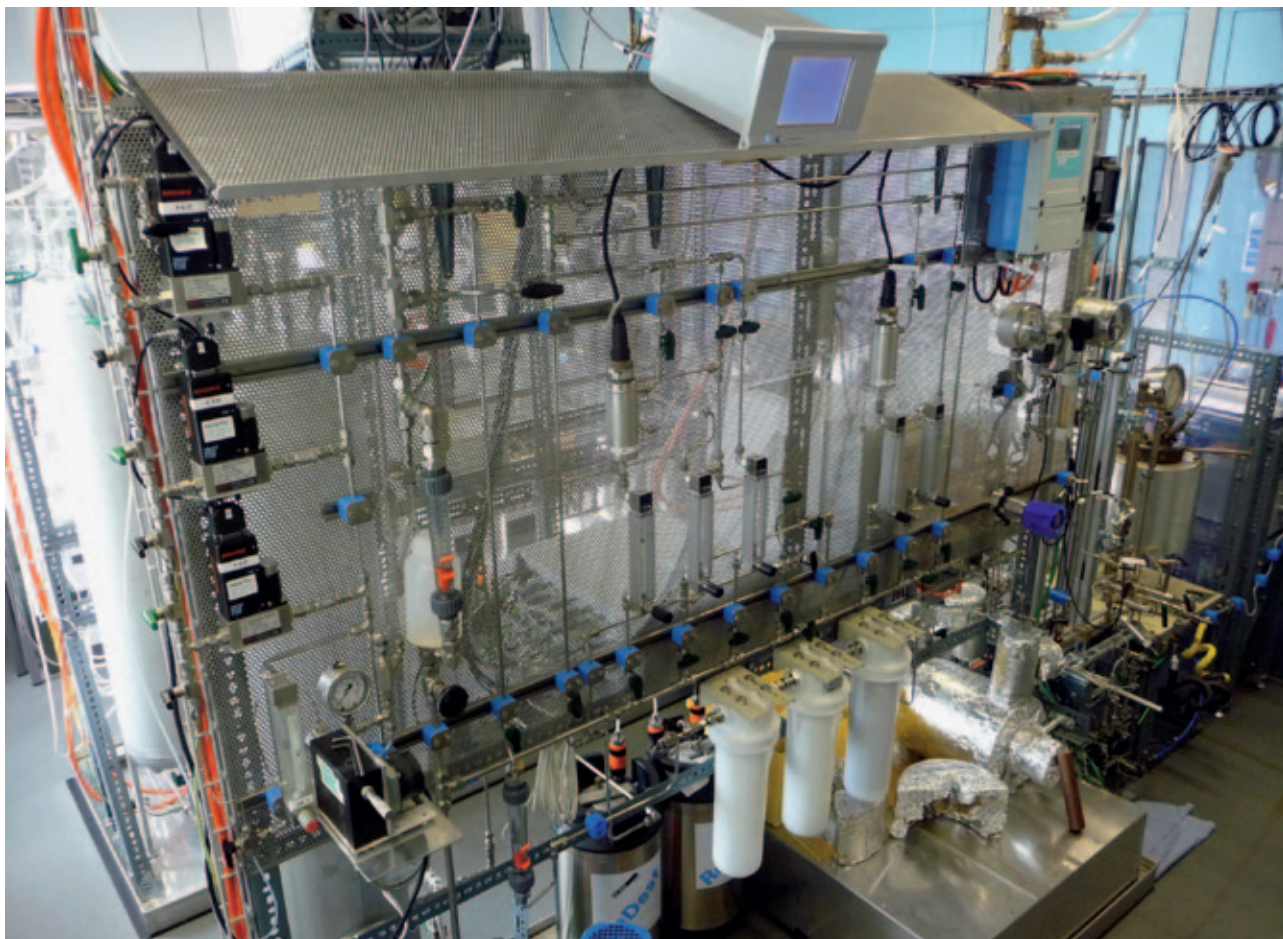


Abbildung 3:
 Blick auf die Anlage
 des Hochtemperatur-
 kreislaufs im PSI-
 Labor für nukleare
 Materialien
 (Quelle: PSI).

Ausblick

Im dritten Projektjahr sind für NORA folgende Arbeiten geplant: Im Teilprojekt SP 1 werden im PSI-Kreislauf weitere Proben unter Zugabe von Pt ausgelagert und anschliessend analysiert. Um die Ergebnisse aus dem Vorjahr abzusichern, werden bestimmte Versuche wiederholt. Des Weiteren werden Proben, die im KKL-Kreislauf exponiert wurden, ausgebaut und am PSI nachuntersucht.

Im Teilprojekt SP 2 wird neben den aufwendigen Nachuntersuchungen der Proben mit der Entwicklung einer zerstörungsfreien Prüfmethode begonnen. Ziel ist es, das Ablagerungs- und Langzeitverhalten von Pt nicht nur im Labor, sondern auch an realen Kraftwerksproben aus den Schweizer SWR zu untersuchen. Diese Prüftechnik soll zunächst an Proben, die im PSI-Kreislauf ausgelagert wurden, getestet werden.

Die Literaturrecherche konnte bedingt durch die personellen Änderungen nicht wie ursprünglich geplant im letzten Jahr abgeschlossen werden. Ende des Jahres 2012 soll ein Bericht vorliegen, in dem neben der Literaturrecherche auch eine Zusammenfassung von NobleChem™-Anlagendaten von KKL und KKM zusammengefasst sind.

Die Projektleitung des PSI ist überzeugt, dass trotz

des geringfügigen Rückstands zum eigentlichen Projektplan alle wesentlichen Fragestellungen bis zum Projektabschluss bearbeitet werden.

1.1.8 PISA – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
 ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Als Voraussetzung für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist von den Betreibern u.a. nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Auslegungstörfälle gewährleistet bleibt. Im Jahr 2009 wurde das neue Projekt PISA begonnen, das den Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Sprödbrech-Sicherheitsnachweise des RDB untersuchen soll. Daraus abgeleitet wurden erweiterte Messungen und Modellberechnungen zur Strukturintegrität des RDB unter Langzeitbedingungen durchgeführt.

Das Projekt beinhaltet folgende Teilprojekte:

- Untersuchungen zu fortschrittlichen Messmethoden mit dem Ziel, den Versprödungsgrad des RDB-Materials an Materialproben zerstörungsfrei zu bestimmen,
- Erstellen einer Literaturstudie zum aktuellen Kenntnisstand der Schädigungsmechanismen und Modelle der mikrostrukturellen Vorgänge bei Neutronenbestrahlung von RDB-Stählen,
- Untersuchungen von probabilistischen Methoden, die im Rahmen der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise ergänzend zu den deterministischen Nachweisen eingesetzt werden können.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

In Vorstudien wurde gezeigt, dass ein spezieller Zusammenhang zwischen dem thermoelektrischen Effekt (Seebeck-Koeffizient) und dem Versprödungsgrad des untersuchten RDB-Materials vorliegt. Daher wurde die Messung des Seebeck-Koeffizienten als aussichtsreiche Methode eingestuft, um an ausgebauten Surveillance-Proben (Kerbschlagbiegeproben) den Versprödungsgrad zerstörungsfrei bestimmen zu können. Ziel der Arbeiten im Berichtszeitraum zum ersten Teilprojekt war die abschliessende technische Optimierung der Messtechnik. Es wurde angestrebt, unter Laborbedingungen belastbare Messungen an realen Bestrahlungsproben durchzuführen.

Im Berichtszeitraum wurden weitere Verbesserungen der Messtechnik realisiert und mehrere Messkampagnen an ausgewählten Referenzstücken durchgeführt. Insbesondere erfolgten auch Messungen an bestrahlten Original-Kerbschlagproben des Kernkraftwerks Gösgen. Die Auswertung der Messergebnisse zeigte, dass mit dem neuen Aufbau messtechnisch bedingte Streuungen reduziert und eine sehr gute Reproduzierbarkeit von Einzelmessungen erreicht werden konnte. Weiterhin wurde aber auch festgestellt, dass der Zusammenhang von thermoelektrischem Effekt und Versprödungsgrad des Werkstoffes durch andere Materialeigenschaften beeinflusst wird. Ohne genaue Kenntnis dieser Einflüsse ist der Einsatz der Methode auf bestimmte Anwendungen begrenzt.

Im Rahmen des zweiten Teilprojekts wurde gemäss Projektplan eine Literaturstudie zum Thema RDB-Integrität durchgeführt. Unter dem Fokus Langzeitbetrieb wurde der Stand von Wissenschaft und Technik zu relevanten Schädigungsmechanismen des RDB zusammengestellt. Von besonderem Interesse ist dabei die Materialversprödung durch

die Neutronenbestrahlung. Die Literaturstudie diskutiert den Kenntnisstand zum Materialverhalten bei höheren Fluenzen (die Fluenz dient als Mass für die akkumulierte Neutronenbestrahlung). Für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke sind in diesem Zusammenhang insbesondere die Vorhersagemodelle für den weiteren Schädigungsfortschritt und damit für das Versprödungsverhalten von Bedeutung; dabei werden auch kleine Unterschiede in der Werkstoffzusammensetzung der RDB-Stähle berücksichtigt. Weitere identifizierte Themen beschäftigen sich z.B. mit den Randbedingungen des sogenannten «warm pre-stress»-Effekts. Dieser Effekt tritt bei einer Warmvorbelastung während einer Belastungstransiente auf und beeinflusst den Risswiderstand.

Das dritte Teilprojekt beschäftigt sich mit probabilistischen Methoden zur Sicherheits- und Integritätsbewertung des RDB. Dazu wurde im Berichtsjahr die Implementierung des bereits ausgewählten Software-Pakets weiter verfeinert. Unter der Verwendung von realistischen Parametern für Thermochock-Störfallanalysen wurden verschiedene Parameterstudien durchgeführt. Hintergrund sind postulierte Kühlmittelverlust-Störfälle, die zu relativ hohen mechanischen Belastungen des RDB führen können. Mit den Modellen kann eine postulierte Materialversprödung durch die Neutronenbestrahlung berücksichtigt werden. Für die Berechnungen wurden kraftwerkstypische Materialkennwerte und Geometrieverhältnisse gewählt und Verteilungsfunktionen für die Eingangsgrößen definiert. Die Ergebnisse der Modellrechnung liegen in Form von berechneten Wahrscheinlichkeiten für Rissinitiation sowie ein späteres Bauteilversagen vor. In den Modellrechnungen wurden auch Vorhersagefunktionen zur weiteren Versprödungszunahme berücksichtigt.

Die Projektziele im letzten Berichtsjahr des PISA-Projekts zu den drei Teilprojekten wurden weitgehend erreicht. Die experimentellen Arbeiten zur Optimierung der zerstörungsfreien Messtechnik zur Bestimmung des Versprödungsgrads wurden abgeschlossen. Die optimierte Messtechnik stand leider erst zum Projektende zur Verfügung, damit konnten nicht alle Messkampagnen durchgeführt werden. Die Ergebnisse der Literaturstudie aus dem zweiten Teilprojekt wurden dem ENSI vorgestellt, der zugehörige technische Bericht befindet sich in der Fertigstellung. Die Implementierung der probabilistischen Berechnungsmodule ist abgeschlossen, im Rahmen der Qualitätssicherung wurde ein Vergleich mit internationalen Referenzmo-

dellen erfolgreich durchgeführt. Weitere Plausibilitätsüberprüfungen zur durchgeführten Parameterstudie sollen im Folgeprojekt bearbeitet werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Strukturintegritätsnachweise des RDB unter Berücksichtigung der Werkstoffalterung sind insbesondere für den geplanten Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke sehr wichtig. Dabei ist eine Vielzahl von Einflussgrößen zu beachten. Neben den Aspekten der werkstoffkundlichen Alterung müssen auch die Nachweisgrenzen und Messunsicherheiten der eingesetzten zerstörungsfreien Messtechniken berücksichtigt werden. PISA ist in internationale Projekte zur Beurteilung moderner probabilistischer Modelle für Strukturintegritätsnachweise eingebunden. Im Rahmen des Projekts PISA wurden wichtige Fragestellungen identifiziert, die im Folgeprojekt bearbeitet werden sollen. Damit sollen auch der Kompetenzerhalt und Wissensausbau (Forschung) auf dem Gebiet der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB in der Schweiz sichergestellt werden.

Ausblick

Der Aufbau einer zerstörungsfreien Messtechnik zur Bestimmung des Versprödungsgrads durch Messung des Seebeck-Koeffizienten ist nach Einschätzung des ENSI im Rahmen des Forschungsprojekts PISA abgeschlossen. Es konnte gezeigt werden, dass mittels dieser thermoelektrischen Messung der Versprödungsgrad an bestrahlten Kerbschlagbiegeproben unter Laborbedingungen ermittelt werden kann. Basierend auf den Ergebnissen der Literaturstudie soll sich das Nachfolgeprojekt auf spezifische Fragestellungen zur RDB-Integrität fokussieren. Dabei sollen vertieft moderne probabilistische Modelle beurteilt und mit eigenen Berechnungen ergänzt werden. Von Interesse ist die Diskussion der berechneten Sicherheitsmargen, dabei sollen insbesondere die spezifischen Randbedingungen für den Langzeitbetrieb berücksichtigt werden.

1.1.9 Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter- Mehrlagenschweissnähten

Auftragnehmer: Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf

ENSI-Projektbegleiter: Dietmar Kalkhof

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Bei den Werkstoffen des Reaktordruckbehälters (RDB) im kernnahen Bereich führen die Bestrahlung mit schnellen Neutronen und die darauf folgenden Reaktionen im Material zu einer Abnahme der Zähigkeit. Diese Materialveränderungen der RDB-Werkstoffe werden durch ein spezielles Überwachungsprogramm zeitlich voreilend geprüft und quantifiziert. Die Ergebnisse fließen in den sicherheitstechnischen Nachweis der strukturellen Integrität des RDB und in die betrieblichen An- und Abfahrbegrenzungen sowie in die Mindesttemperatur-Festlegung der wiederholten Druckprüfung des Reaktorkühlsystems ein.

Der wesentliche Werkstoffkennwert bei der Sprödbruchabsicherung des RDB ist die Zähigkeit bzw. die Bruchzähigkeit k_{IC} . Die k_{IC} , T-Kurve (ASME k_{IC} -Kurve Section XI) für den jeweiligen Werkstoff wird nach dem klassischen RT_{NDT} - oder dem Masterkurve-Konzept RT_{TO} bzw. RT_{ref} indiziert. Die klassische RT_{NDT} -Methode ermittelt auf indirektem, halbempirischem Weg eine Referenztemperatur und beruht auf der gesicherten Annahme, dass der aktuelle Werkstoffzustand durch die Indexierung der unteren Grenzkurve der Bruchzähigkeit mit RT_{NDT} erfasst werden kann. Die moderne Masterkurve-Methode ermöglicht die direkte Bestimmung der Bruchzähigkeit an unbestrahltem und bestrahltem Werkstoff sowie der auf den aktuellen Werkstoffzustand justierten Referenztemperatur. Die Masterkurve-Methode basiert auf werkstoffwissenschaftlichen und statistischen Modellen.

Die Anwendung der Masterkurve-Methode ist in der ENSI-Richtlinie B01 geregelt und wird als Alternative zum klassischen Verfahren vom ENSI akzeptiert. Obwohl die Masterkurve-Methode wesentliche Vorteile gegenüber der klassischen Methode bietet, gibt es noch einige offene Fragen. Insbesondere der Einfluss von inhomogenem Material (Mehrlagenschweissgut) auf die Bestimmung der Bruchzähigkeit und Referenztemperatur ist bisher wenig untersucht.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Das Projektziel besteht in der Überprüfung der Anwendbarkeit der Masterkurve-Methode für RDB-Mehrlagenschweissnähte und der Validierung notwendiger Sicherheitsmargen bei Anwendung der Methode im Rahmen der Sprödbruch-Sicherheitsnachweise des RDB. In den schweizerischen Kernkraftwerken sind die Bestrahlungsproben des

Schweissmaterials überwiegend derart orientiert, dass sich die Rissfortschrittsrichtung in Schweissrichtung befindet (TL). Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einem makroskopisch inhomogenen Gefüge, für welches die Masterkurve-Methode streng genommen nicht gilt. Im Jahr 2011 wurde deshalb experimentell untersucht, ob TL-orientierte Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissmaterial nach der Masterkurve-Methode geeignet sind.

Die bruchmechanischen Versuche vom Vorjahr mit TL-orientierten Proben wurden 2011 fortgesetzt und abgeschlossen. Zum Vergleich der Messergebnisse wurden gleichartige Versuche mit TS-orientierten Proben (Rissfortschritt in Dickenrichtung, senkrecht zur Schweissrichtung) durchgeführt. In den TS-Proben umfasst die Rissfront homogenes Gefüge von einer bestimmten Schweisslage. Auch diese Versuche sind abgeschlossen und ausgewertet. Nach Abschluss der Experimente wurden die Ergebnisse an den TL- und TS-orientierten Proben verglichen, und es wurden einige Schlussfolgerungen abgeleitet. Die mittels TL-Proben bestimmten Referenztemperaturen liegen leicht über den Werten der TS-Proben. Es wurde ermittelt, dass die Bruchzähigkeitswerte der TL-Proben geringere Streuungen aufweisen als die entsprechenden Werte der TS-Proben. Damit wird bestätigt, dass auch mit den TL-orientierten Proben aus mehrlagigen Schweissverbindungen bruchmechanische Kennwerte mit der Masterkurve-Methode bestimmt werden können.

Ein weiterer Schwerpunkt 2011 waren die fraktografischen und metallografischen Untersuchungen zur Verteilung der Rissinitiationsorte entlang der Rissfront. An einer repräsentativen Anzahl von Proben wurde untersucht, ob spezielle mikrostrukturelle Bereiche vorkommen, in denen die Risse bevorzugt starten. Es wurde jedoch festgestellt, dass sowohl für die TL- als auch für die TS-orientierten Proben die Rissinitiationsorte über der gesamten Rissfront statistisch gleichmässig verteilt sind. Damit wird eine weitere Bedingung für die Anwendung der Masterkurve-Methode zur bruchmechanischen Prüfung erfüllt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Integrität des RDB ist zur Gewährleistung der Kernkühlung und als eine der mehrfachen Barrieren, die das radioaktive Inventar einschliessen, von

grosser Bedeutung. Die Sicherheit des RDB muss zu jedem Zeitpunkt gewährleistet und nachweisbar sein. Diese Forderung gilt für den bestimmungsgemässen Betrieb und bei Störfällen, besonders beim postulierten Kühlmittelverlust-Störfall.

Bei der Auswertung der Ergebnisse wurde festgestellt, dass bei Datensätzen von Proben aus unterschiedlichen Dickenlagen (unterschiedliche Schweisslagen) mit einer grösseren Streuung der Bruchzähigkeitswerte gerechnet werden muss als bisher angenommen. Diese vom Material verursachte Streuung ist in der gemäss Prüfstandard der Masterkurve-Methode ermittelten Standardabweichung nicht enthalten. Bei der Verwendung der Methode im Rahmen der Sprödbbruch-Sicherheitsnachweise des RDB muss diese Streuung angemessen berücksichtigt werden. Die Vorgehensweise bei Anwendung der Masterkurve-Methode zum Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis des RDB wurde in der Richtlinie ENSI-B01 entsprechend angepasst.

Ausblick

Die wesentlichen Untersuchungen und Auswertungen des ursprünglich geplanten Versuchsprogrammes wurden vom Auftragnehmer fachgerecht durchgeführt. Die Ergebnisse fanden Eingang in die Anforderungen des ENSI bei der Anwendung der Masterkurve-Methode zum Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis des RDB.

Es wurden ergänzende Untersuchungen mit dem Auftragnehmer vereinbart, die einige der bisherigen Erkenntnisse weiter absichern sollen. Zunächst werden die Kerbschlag-Biegeversuche mit TL- und TS-orientierten Proben ausgewertet und mit den Ergebnissen der bruchmechanischen Untersuchungen verglichen. Weiterhin sind zusätzliche fraktografische und metallografische Untersuchungen vereinbart worden. Die Bewertung, wie das Gefüge des Schweissgutes die Rissinitiationsorte beeinflusst, soll unter anderem damit validiert werden.

Für die Untersuchungen wurde Schweissmaterial einer Umfangschweissnaht des nicht in Betrieb genommenen RDB der deutschen Anlage Biblis C verwendet. Bei der Auswertung der Unterlagen zur Herstellung der Schweissnaht ergaben sich einige offene Punkte, die weiter abzuklären sind.

Aufgrund des erweiterten Untersuchungsprogrammes wurde vom ENSI die Laufzeit des Vertrages bis zum 31. Dezember 2012 verlängert.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) koordiniert. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden OECD-Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschließend ausgewertet mit dem Ziel, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen systematische Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden bzw. Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind.

1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience, Degradation and Ageing Programme

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiterin: Susanne F. Schulz

Einleitung

Das CODAP-Projekt der OECD/NEA ist das Nachfolgeprojekt der abgeschlossenen Schadensdatenbank-Projekte OPDE (OECD Piping Failure Data Exchange Project) und SCAP-SCC (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project, Teilprojekt Spannungsrissskorrosion). Es wurde im Juni 2011 begonnen und übernimmt die in den Vorgängerprojekten gesammelten Schadensdaten der beteiligten Mitgliedsländer. Am CODAP Projekt sind nach derzeitigem Stand zwölf Länder beteiligt: Deutschland, Frankreich, Schweden, Südkorea, USA, Schweiz, Finnland, Spanien, Taiwan, Kanada, Tschechien und Japan. Es gibt möglicherweise weitere insbesondere europäische Länder, die eine Teilnahme anstreben. Bereits jetzt ist ein grosser Teil der Kernkraftwerke westlicher Bauart durch die beteiligten Länder im Projekt vertreten. Die Ziele des CODAP-Projektes sind:

- Informationen zu Schadensfällen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln,
- Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen

der Schädigungen und der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen,

- Allgemeine Hintergrund-Informationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln,
- Zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

Wie im SCAP-Projekt sollen im CODAP-Projekt Ressourcen für die Auswertung der Datenbank und die Erstellung von «Commendable Practices» bereitgestellt werden. Das Projekt geht damit über eine reine Datensammlung hinaus und kann so eine gemeinsame Basis für das Verständnis von Alterungs- und Schädigungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken schaffen.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Zur OPDE-Datenbank wurden 2011 noch einige Datensätze hinzugefügt, ausstehend ist auch noch die Übersetzung von rund 100 französischen Datensätzen ins Englische. Die vorhandenen Daten aus OPDE und SCAP-SCC der teilnehmenden Länder wurden in eine neue gemeinsame CODAP-Vorkommnisdatenbank (Event-Database) übertragen. Dazu wurde ein Leitfaden (CODAP Coding Guideline) erstellt, der sich im Wesentlichen an demjenigen des OPDE-Projekts orientiert und die Inhalte der neuen Datenbank definiert. Anders als die OPDE-Datenbank wird die neue CODAP-Datenbank ganz auf einer Internet-Plattform der OECD-NEA laufen. Der Betrachtungsumfang erstreckt sich auf die druckführende Umschliessung von mechanischen Komponenten aus sicherheitstechnisch klassierten Bereichen, wobei auch unklassierte Komponenten einbezogen werden, wenn diese zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben.

Ein Hauptarbeitspunkt im Jahre 2011 war die Gestaltung der Datenfelder für die Event-Database, in der die einzelnen Schadensfälle erfasst werden sollen. Die Zahl der Datenfelder sollte möglichst gering gehalten werden und sich auf die für die verschiedenen Auswertungen nützlichen Felder konzentrieren.

Datenfelder, die sich aus der Instandhaltungspraxis heraus nicht füllen lassen, aber wesentlich zum Verständnis des Schädigungsmechanismus sind, sollen in eine zusätzliche Wissensdatenbank (Knowledge-Database) integriert werden, deren Aufbau sich an derjenigen des SCAP-SCC-Projekts orientiert. So sind gewisse, für das Verständnis von

strömungsunterstützter Korrosion (Flow-Assisted Corrosion FAC) gewünschte, Datenfelder in der Instandhaltungspraxis nicht verfügbar, wie zum Beispiel für detaillierte lokale Strömungsverhältnisse. In der Wissensdatenbank werden daher auch Erkenntnisse aus Laborversuchen und Forschungsprojekten berücksichtigt, soweit diese veröffentlicht sind oder von den Teilnehmern zur Verfügung gestellt werden. Eigene Laborversuche innerhalb des CODAP-Projekts sind nicht vorgesehen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der Event-Datenbank des CODAP-Projekts umfasst über 4300 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen, 90 davon aus der Schweiz. Inbegriffen sind unter anderem die Daten der in den 1980er-Jahren ausgetauschten Umwälzschleife des Kernkraftwerks Mühleberg, die zu typischen klassischen Fällen von Spannungsrisskorrosion in Siedewasseranlagen zählen. Die Datenbank trägt so auch zum Wissenserhalt über frühere Schadensfälle bei.

Für das ENSI steht mit der Datensammlung und der Hintergrundinformation eine direkte und aktuelle Quelle der internationalen Erfahrung mit Schadensfällen an klassierten mechanischen Ausrüstungen zur Verfügung. Diese kann unmittelbar angewendet werden zur Beurteilung von:

- Instandhaltungsprogrammen und -massnahmen,
- Wiederholungsprüfprogrammen,
- Alterungsüberwachungsprogrammen,
- Qualifizierungsfehlern für zerstörungsfreie Prüfungen,
- Risikoinformierte Anwendungen in der Instandhaltung,
- Quantifizierung von Schadensfällen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse.

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folgemassnahmen der Betreiber zu bewerten.

Ein von allen Teilnehmern erkannter wichtiger Nebenasspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieuren, damit das Wissen aus früheren Schadensfällen nicht durch den Personalwechsel verloren geht.

Ausblick

2012 werden noch ein Projekt-Abschlussbericht für das OPDE-Projekt erstellt und eine weitere abschliessende CD mit Daten zu Rohrleitungsschä-

den herausgegeben werden. Für das CODAP-Projekt werden weitere Daten zu Schadensfällen gesammelt und es wird mit der Arbeit an der Wissensdatenbank begonnen.

Für die Schweiz ist vorgesehen, die Betreiber der Kernkraftwerke in das CODAP-Projekt einzubinden. Zum einen können dann die Daten aus Schadensfällen aus erster Hand in die Schadensdatenbank eingetragen werden, zum anderen steht den Betreibern eine weitere Quelle für die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung für die Instandhaltung und Alterungsüberwachung zur Verfügung.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Rudolf Jäggi

Einleitung

Im COMPSIS-Projekt der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD wurde eine internationale Datenbank über Betriebserfahrungen mit computerbasierten Systemen in Kernkraftwerken erstellt. Die Daten wurden erweitert und ausgewertet. In der Projektphase von 2008 bis 2011 war die Zusammensetzung der Teilnehmerländer folgendermassen: Deutschland, Finnland, Schweden, Südkorea, Taiwan, Ungarn, USA und die Schweiz. Das Projekt wird von einer Gruppe von Fachleuten aus den Teilnehmerländern gesteuert («Steering Group», SG). Die SG wird vom norwegischen Institut für Energietechnik (IFE) unterstützt, welches als Operating Agent (OA) auch für die Betreuung der Datenbank und die Qualitätssicherung der Daten verantwortlich ist. Das IFE betreibt unter anderem auch den Forschungsreaktor in Halden und organisiert das dazugehörige OECD-Halden-Projekt. Die Inhalte der COMPSIS-Datenbank sind nur von den bezeichneten Mitgliedern der Steering Group und dem Operator Agent einsehbar.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Das im Jahr 2009 definierte Hauptziel für die Erfassung und Bereitstellung von weiteren Daten konnte im Jahr 2010 und 2011 stark verbessert werden. Im Jahr 2011 wurden noch weitere 19 Schadens-

ereignisse erfasst. Mit Stand Ende 2011 sind somit insgesamt 97 Ereignisse erfasst worden. Davon sind 82 Meldungen überprüft und in der Datenbank für die Mitgliedländer zugänglich. Die restlichen 15 Ereignisse werden nach den Kriterien der Datenerfassungs-Richtlinien (Coding Guidelines) durch das Team des OA geprüft und anschliessend in die Datenbank aufgenommen. Von der Schweiz ist bis jetzt lediglich ein Ereignis eingegeben worden, was unter anderem daran liegt, dass erst bei einem Werk der Reaktorschutz in digitaler Leittechnik ausgerüstet wurde.

Die Mitglieder der SG des Projekts COMPSIS haben im Rahmen ihres letzten Meetings im November einen Bericht über die vergangene Projektphase verfasst. Der Bericht wurde per Ende Jahr 2011 zu Händen des Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) eingereicht.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt soll Daten zu Ausfällen und Fehlern in digitalen Leittechniksystemen in einer Datenbank bereitstellen. Diese Datenbank liefert Informationen über die Grundursachen und Fehlerarten und über die wechselseitige Beeinflussung von Hardware und Software. Die Datensammlung erfolgt unabhängig von der Sicherheitsrelevanz der Leitysteme, um eine grössere Datenbasis zu erhalten. Die COMPSIS-Datenbank liefert Informationen über die Betriebserfahrung vieler Kernkraftwerke aus verschiedenen Ländern. Diese Erkenntnisse können auch bei der Begutachtung und bei Inspektionen von rechnerbasierten Systemen verwendet werden.

Ausblick

Die laufende Projektphase (2008–2010/11) wurde mit dem Bericht per Ende November 2011 abgeschlossen. Der Bericht konnte bis zur CSNI-Sitzung im Dezember nicht von allen Mitgliedern der Programme Review Group eingesehen werden und soll voraussichtlich an der nächsten Sitzung dem CSNI vorgelegt werden. Die Weiterführung des COMPSIS-Projekts ist wegen mangelnder Beteiligung der Mitgliedländer fraglich. Der definitive Entscheid darüber soll im Juni 2012 anlässlich des nächsten Treffens gefasst werden. Damit die Erkenntnisse aus dem COMPSIS-Projekt weiter genutzt werden können, soll auch geprüft werden, ob eine Zusammenlegung mit anderen Projekten sinnvoll wäre.

1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause Failure Data Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das International Common-Cause-Failure-Data-Exchange-Projekt (ICDE) wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency betrieben. Generelles Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über sogenannte Common-Cause-Failure-Ereignisse (CCF). Dies sind Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache auftreten. Im Projekt werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Zurzeit beteiligen sich am ICDE-Projekt neben der Schweiz zehn weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Das Projekt wird durch Beiträge der beteiligten Länder finanziert. Die Phase VI des Projekts wurde im April 2011 gestartet und wird bis Dezember 2014 dauern.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Aufgrund der Fukushima-Ereignisse wurde das erste der beiden jährlichen ICDE-Projekt-Treffen im Frühjahr 2011 annulliert. Daher haben sich verschiedene Arbeiten verzögert. Im Jahr 2011 konnten insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt werden:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält insgesamt annähernd 1600 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 10 verschiedene Komponententypen.
- **Kodierungsrichtlinien:** In den sogenannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderungen an die Datenerfassung von spezifischen Komponententypen festgelegt. Von Zeit zu Zeit werden diese Kodierungsrichtlinien überarbeitet. Wie geplant wurde an der Entwicklung der folgenden Kodierungsrichtlinien gearbeitet:
 - Eine neue Version der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Lüfter* liegt vor und wurde den teilnehmenden Ländern zur Stellungnahme geschickt.
 - Eine überarbeitete Version der Kodierungs-

richtlinie für den Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* wurde erstellt.

- Die generelle Kodierungsrichtlinie (Dokument ICDE CG00-09) zum allgemeinen Vorgehen bei der Datensammlung wurde bearbeitet. Die letzte öffentliche Version vom Jahr 2004 ist auf der ICDE-Projekt-Webseite verfügbar.

■ **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projekts ein sogenannter Komponentenbericht erstellt. Aufgrund der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste Art der Fehleridentifizierung oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Im Berichtsjahr wurden folgende Komponentenberichte bearbeitet:

- Unter der Leitung von Schweden wurde eine neue Version des Komponentenberichts zu *Wärmetauschern* erstellt.
- Unter der Leitung der U.S.NRC wird der Komponentenbericht für den Komponententyp *Steuerstabantriebe* entworfen. Ein neuer Entwurf des Berichts (Version 3, September 2011) liegt vor.
- Der letzte Entwurf des überarbeiteten Komponentenberichts zu *Kreiselpumpen* wurde den teilnehmenden Ländern verteilt.

■ **Übergeordnete Projektberichte:** Im Rahmen des ICDE-Projektes werden auch Berichte erstellt, die übergeordnete Aspekte des Projekts beschreiben (wie z. B. Projektbeschreibung, Qualitätssicherung, Berichterstattungskriterien). Im Berichtsjahr wurde folgender übergeordneter Bericht bearbeitet:

- Eine aktualisierte Version des übergeordneten Berichtes zum ICDE-Projekt (Dokument ICDE PR00: Summary of the ICDE Project) wurde auf die öffentliche Webseite des ICDE-Projekts aufgeschaltet.

Die im Rahmen des ICDE-Projekts im Jahr 2011 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

Das Budget für das Jahr 2011 wurde eingehalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

CCF-Ereignisse haben ein hohes Schädigungspotenzial, denn sie können die Funktion mehrerer redundanter Stränge eines Sicherheitssystems beeinträchtigen. Im Rahmen des ICDE-Projekts werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen besser zu ver-

stehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen zu ergreifen. Die ausgewerteten Ereignisse können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF, wie sie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt wird, genutzt werden.

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Die neue Version des Komponentenberichts zu *Kreiselpumpen* soll als NEA/CSNI-Bericht im Frühling 2012 veröffentlicht werden.
- Der letzte Entwurf der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Lüfter* soll erstellt werden.
- Die Datensammlung für den Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* soll nach einer Testphase im Jahr 2012 beginnen.

1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiterin: Annette Ramezianian

Einleitung

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-Mitgliedsstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkungen von Bränden besser zu verstehen. Es ist zudem darauf 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 denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Planmässig wurden im Jahr 2011 Daten zu weiteren Brandereignissen gesammelt. Einige dieser Ereignisse wurden von den entsprechenden Ländervertretern während einer Projektsitzung vertieft dargestellt. Im Rahmen der Projektsitzung wurde eine Kategorisierung von Komponenten für die FIRE-Datenbank verabschiedet. Auf dieser Grundlage wurden die weiteren Schritte zur Bestimmung

komponentenbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten diskutiert (Möglichkeit der Erhebung der Anzahl von Komponenten in Kernkraftwerken, Erhebung der erfassten Zeiten des Lastbetriebs und des Stillstands von Kernkraftwerken). Die Auswertung der Datenbank bezüglich raumbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten wurde abgeschlossen. Der Bericht (Topical Report) zu hochenergetischen Lichtbögen konnte nicht wie geplant fertiggestellt werden, da den mit dieser Aufgabe betrauten Ländervertretern im Jahr 2011 wegen der erforderlichen Aufarbeitung der Ereignisse in Fukushima kein ausreichendes Zeitbudget zur Verfügung stand. Der Bericht soll neu im Frühjahr 2012 verabschiedet werden. Damit wurden die Projektziele für 2011 nur teilweise erreicht. Das Budget wurde eingehalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) führte eine Untersuchung zum Reifegrad der probabilistischen Brandanalysen für Kernkraftwerke durch. Basierend auf einer Umfrage in den Kernenergie produzierenden OECD-Mitgliedsstaaten wurde das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der wichtigsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken sehr selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis zwingend notwendig. In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerk-Betreiber eine 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 das ENSI ist eine belastbare, auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis wichtig.

Ausblick

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Ferner sollen jährlich im Rahmen der Projektsitzungen konkrete Auswertungen der Datenbank festgelegt werden. Diese sollen nicht nur Fragestellungen der teilnehmenden Länder beantworten, sondern darüber hinaus weitere Länder motivieren, dem Projekt beizutreten, Brandereignisdaten beizusteuern und von der Datenbank zu profitieren. In An-

betracht der geringen Anzahl neuer Brandereignisse kommt dieser Möglichkeit, die Datenbasis zu verbreitern, eine grosse Bedeutung zu. Als Ziel für das Jahr 2012 ist der Abschluss der Auswertungen der Datenbank bezüglich hochenergetischer Lichtbögen vorgesehen. Als weiteres Ziel wird die Bestimmung komponentenbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten angestrebt. Da dies weitergehende Datenerhebungen zur kraftwerkspezifischen Anzahl von Komponenten der verschiedenen Gruppen voraussetzt, ist dieses Ziel nur langfristig zu erreichen.

1.3 Externe Ereignisse

Neben den Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch Ereignisse, die eine Anlage von aussen treffen können. Das ENSI unterstützt zu diesem Bereich mehrheitlich internationale Projekte unter Federführung der OECD, der Internationalen Atomenergie-Agentur IAEA und der finnischen Forschungseinrichtung VTT. Einerseits wird die Robustheit von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen gegenüber den Auswirkungen von Überspannungen betrachtet; diese können vom Hochspannungsbereich ausgehen und sich wegen ihres hohen Energiegehalts auf eine grosse Zahl von Kraftwerkssystemen negativ auswirken. Andererseits geht es um die Auswirkungen von Erdbeben und Flugzeugabstürzen auf die Tragwerke von sicherheitsrelevanten Gebäuden. Weil dabei aufwendige Experimente und Simulationen durchgeführt werden, ist die internationale Zusammenarbeit wichtig. Zugleich wird der Erfahrungsaustausch zwischen den Ländern gefördert. Speziell auf die Schweizer Verhältnisse zugeschnitten ist schliesslich die Arbeit der Expertengruppen Starkbeben des Schweizerischen Erdbebendienstes SED.

1.3.1 OECD DIDELESYS – Defence In Depth in Electrical Systems and Grid Interaction

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

Bei dem Projekt DIDELESYS geht es um Auswirkungen von Überspannungen, welche in einem

Kernkraftwerk auftreten können. Diese können durch Blitz oder auch Fehlschaltungen in der Hochspannungsanlage ausgelöst werden, wie dies im Jahre 2006 im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark 1 der Fall war. Der Ursprung für solche Überspannungen liegt im Hochspannungsbereich, wobei der Energiegehalt durch die Speisung vom Netz bzw. vom Generator sehr hoch ist. Das hat zur Folge, dass sich die Überspannungen auf eine grosse Zahl von Systemen negativ auswirken können. Daher sind die Ausrüstungen, die Annahmen und die gestaffelte Sicherheitsvorsorge (defense in depth) sowohl bei der Erstauslegung als auch bei Änderungen entsprechend zu prüfen. Konkret sollen Überspannungen auf der Höchstspannungsebene keine bzw. beherrschte Auswirkungen auf andere Ebenen wie zum Beispiel die Notstromspannungsebenen haben. Bei Inbetriebnahme bzw. wiederkehrenden Tests von Schutzeinrichtungen sollten Methoden angewendet werden, die sicherstellen, dass alle denkbaren Ereignisse abgedeckt werden. Das Projekt hat vor allem zwei Ziele: Erstens soll der Stand des Wissens zur Robustheit von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen zusammengestellt werden; dabei sollen die Wechselwirkungen mit anderen elektrischen Systemen, die Nutzung neuer Technologien und die damit verbundene Modernisierung älterer Anlagen berücksichtigt werden. Zweitens sollen im Projekt Richtlinien für die Kommunikation zwischen Netzbetreibern, Aufsichtsbehörden und Betreibern entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Bei einer Projektsitzung im Mai 2011 wurden unter anderem Ergebnisse von Simulationsmodellen in Spanien und Frankreich betreffend den möglichen Überspannungen nach einem Kurzschluss aufgezeigt. Das Beispiel des Vertreters von England zeigte auch auf, dass externe nahegelegene Fehlhandlungen Auswirkungen auf KKW haben können (z.B. wurde durch eine fehlerhafte Handlung in nahegelegenen Windparks die Abschaltung eines KKW bewirkt). Ein weiterer Vortrag beschäftigte sich mit der elektrischen Auslegung des European Pressurized Water Reactor EPR und diversen Massnahmen betreffend dem Thema Common Cause Failure CCF (siehe zu diesem Ereignistyp auch das Projekt OECD-ICDE, Kap. 1.2.3) und Diversität bei diesem Anlagentyp.

Das wichtigste Ziel war jedoch die Festlegung des Inhalts und der anzustrebenden Tiefe des so-

genannten «Technical Opinion Paper» – TOP. Der Vertreter der Schweiz hat dazu einen Beitrag zum Thema «Communication Interface between NPP and Grid» geliefert. Dieser Bericht wurde vom Committee on the Safety of Nuclear Installations CSNI bei der Dezember-Sitzung gutgeheissen.

Zudem wurde aus aktuellem Anlass das Thema Fukushima aufgenommen. Es wurde beschlossen, dass sich eine neue Expertengruppe diesem Thema annehmen soll. Dazu wurde ein Grundlagenpapier erarbeitet, welches den inhaltlichen Auftrag wie folgt beschreibt:

Die Auslegung von Kernkraftwerken ist bezüglich Ereignisannahme und Unfallmanagement zu erweitern respektive zu überprüfen. Insbesondere soll hier neben dem Betriebsverhalten auch dasjenige während Abststellungen berücksichtigt werden. Als Erkenntnis sollen auch die Lagerbecken des Brennstoffes miteinbezogen werden. Die Situation bei vollständigem Verlust der Energieversorgung muss bedacht und bewertet werden.

Generell soll die Robustheit der elektrischen Systeme für externe Ereignissen überprüft werden. Dabei sind auch die notwendigen Unterstützungssysteme zu analysieren und zu bewerten. Ebenso gilt dies für die damit zusammenhängenden Abläufe und Ausbildung. Für den Fall eines totalen Stromverlustes ist ein übergreifender Ansatz notwendig. Insbesondere sind wichtige Kenngrössen wie raumbezogene Wärmeentwicklung, Ventilation, Leckage sowie Borkonzentration und Kapazität der Notstandsbatterien dabei entscheidend.

Als weiterer Punkt soll der Umgang mit teildeckelten elektrischen Ausrüstungen und Reparaturmöglichkeiten untersucht werden. Die Zusammenarbeit mit werksfremden Organisationen ist zu hinterfragen. Dasselbe gilt für die Vorkehrungen zur Wiederverbindung der Einspeisungen, um die minimalen Ausrüstungen für die Nachzerfallwärmeabfuhr betreiben zu können. Dazu sollen Unwägbarkeiten und potenzielle Hindernisse erkannt werden. Die Möglichkeiten zur behelfsmässigen Fremdeinspeisung zur Versorgung der Werksinfrastruktur sollen vorsorglich untersucht werden. Die Wahrnehmung der Reparatur- und Behelfsmassnahmen im Fall des Verlustes der externen Einspeisung innerhalb der Notfallplanung soll beachtet werden. Auch die Begeh- respektive Befahrbarkeit zum Werksgelände nach einem externen Ereignis ist zu berücksichtigen.

Insgesamt sind die Bedeutung der elektrischen Ausrüstung sowie die wichtigen Informationen mit deren Darstellungsmöglichkeiten festzulegen

und entsprechend in den zukünftigen Normen zur Elektro- und Leittechnik abzubilden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt hat eine grosse Bedeutung, da der Vorfall in Forsmark gezeigt hat, dass sowohl bei der Planung als auch bei der Inbetriebnahme und bei den Wiederholungsprüfungen von Anlageteilen Verbesserungen nötig sind. Die möglichen Szenarien müssen überprüft bzw. die Ausrüstungen entsprechend umfassend getestet werden.

Ausblick

Für das Jahr 2012 ist die Publikation des DIDEYSYS Task Group Report und des TOP geplant. Ausserdem soll der Projektabschluss von DIDEYSYS 2 erfolgen.

Grundsätzlich ist der Schnittstelle Netz – KKW, auch wenn es sich um nicht klassierte Komponenten handelt, zum Beispiel bei Änderungen ein erhöhtes Augenmerk zu schenken. Änderungen nationaler bzw. globaler Art wie solche der Grundsatzphilosophie des Netzbetreibers sind in Bezug auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken zu untersuchen.

1.3.2 OECD IRIS_2010 – Tragwerksverhalten von Stahlbetonwänden bei Anpralllasten

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

Das Projekt beschäftigt sich mit den Berechnungsmethoden (Computerprogramme, vereinfachte Modelle, empirische Formeln) für das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen und leistet damit einen Beitrag zur Behandlung des Lastfalles Flugzeugabsturz. Der Titel dieses Projekts lautet «Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by MissileS», kurz **IRIS_2010**.

Das Ziel dieses Projektes ist es, Leitlinien und geeignete Methoden zur Bewertung der Integrität von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen zu entwickeln bzw. vorhandene Methoden zu validieren. Das Projekt greift einerseits auf verfügbare Daten von bereits durchgeführten

Tests zurück (sogenannte Meppen-Tests), andererseits wurden neue Impact-Versuche im «VTT Technical Research Centre» in Finnland durchgeführt. Mit unterschiedlichen Berechnungsmethoden der verschiedenen Teilnehmer wurden die Versuchsergebnisse nachvollzogen bzw. vorhergesagt.

Das ENSI hatte 2010 aktiv am Benchmark-Projekt teilgenommen und wurde von der Firma Basler & Hofmann (B&H) unterstützt. Insgesamt hatten 28 Fachteams aus 11 Ländern (aus Europa, USA, Kanada, Japan und Südkorea) Berechnungen durchgeführt und ins Projekt eingegeben. Im Jahr 2011 kam als weiterer Experte des ENSI die Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland, hinzu. Im Jahr 2011 wurden modifizierte Nachberechnungen zu den VTT-Anprallversuchen in Kenntnis der Versuchsergebnisse durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Berichtsjahr wurden seitens der Projektleitung weitere Auswertungen der Ergebnisse der teilnehmenden Fachteams durchgeführt und die Arbeiten am OECD-Schlussbericht begonnen. Eine Auswahl der bisherigen Schlussfolgerungen und Empfehlungen sind nachstehend aufgeführt:

- Von den beiden VTT-Testtypen, zum einen mit dominierendem Biegetragverhalten infolge Weichgeschossaufprall (flexural tests) und zum andern mit ausgeprägtem Durchstantragverhalten in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (punching tests), konnten die Biegeversuche besser vorausgesagt werden. Bei den «Punching»-Versuchen spielten die starken Unschärfen der hier massgebenden dynamischen Betoneigenschaften eine grosse, erschwerende Rolle.
- Eine genaue Simulation der Versuchsergebnisse kann nicht erwartet werden. Schäden wie Betonerosion sind numerisch nur schwer zu simulieren.
- Die Streuung der Simulationsberechnungen ist gross, was hauptsächlich an der Erfahrung der Fachteams, der verwendeten Methoden, unterschiedlichen Annahmen der Materialkennwerte und weniger an den eingesetzten Berechnungsprogrammen liegt.
- Es sollten Berechnungsprogramme verwendet werden, mit denen die Fachteams gut vertraut sind. Dabei sollten möglichst verschiedene numerische Simulationsberechnungen durchgeführt werden.
- Es sollten Sensitivitätsstudien mit Variation der wesentlichen Parameter durchgeführt werden.

Der zu berechnende Fall sollte so einfach wie möglich behandelt werden, z. B. mit Einsatz des Riera-Verfahrens für das Lastmodell und Verwendung eines 2-D-FE-Modells im Falle einer überwiegenden Biegebeanspruchung.

Die Bauexperten B&H und SPI revidierten ihre Berechnungen zu IRIS_2010 im Berichtszeitraum. Dabei revidierte SPI lediglich die Ermittlung der Stosslast-Zeit-Funktion beim Biegeversuch VTT. Die Lastfunktion wurde aufgrund einer reduzierten Einschätzung des Berstwiderstandes des Projektils nach dem Riera-Verfahren neu ermittelt und zeigte kleinere Amplituden und eine grössere Zeitdauer, vgl. blaue (Vorberechnung) und grüne (Nachberechnung) Kurven in Abbildung 4 oben. Ausserdem wurde eine von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Köln, mit einem aufwendigen 3-D-Modell des Projektils errechnete Lastfunktion verwendet (hellblaue Kurve). Es ergaben sich im Vergleich zu den Messwerten (rote Kurven) aus den sonst unveränderten Nachberechnungen sehr gute Übereinstimmungen bei Verschiebungen in Plattenmitte (Abbildung 4 unten) sowie bei Beton- und Stahldehnungen (Abbildung 5). SPI präsentierte die für das Projekt IRIS_2010 durchgeführten eigenen Vor- und Nachberechnungen sowie einige der B&H-Nachberechnungen auf der Konferenz SMiRT21 (Structural Mechanics in Reactor Technology, New Delhi, Indien, 6.-11. November 2011).

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt IRIS_2010 der OECD kann ein aktueller Überblick zum Stand von Wissenschaft und Technik für die Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz erarbeitet werden. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Das ENSI festigt durch die Teilnahme an diesem Projekt das Know-how zur Sicherheitsbeurteilung der Kernanlagen bei Flugzeugabsturz und anderen stossartigen Einwirkungen wie zum Beispiel Lastabsturz. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Die OECD wird 2012 ein Nachfolgeprojekt organisieren, das Projekt IRIS_2012. Neue Versuche sind im Rahmen von IRIS_2012 nicht vorgesehen, sondern es soll den Teilnehmern von IRIS_2010 und neu hinzukommenden Fachteams die Gelegenheit gegeben werden, die IRIS_2010-Versuche mit

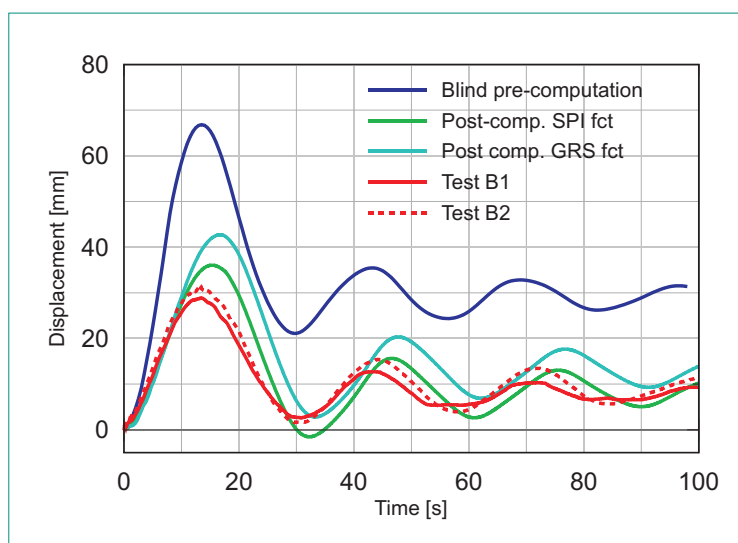
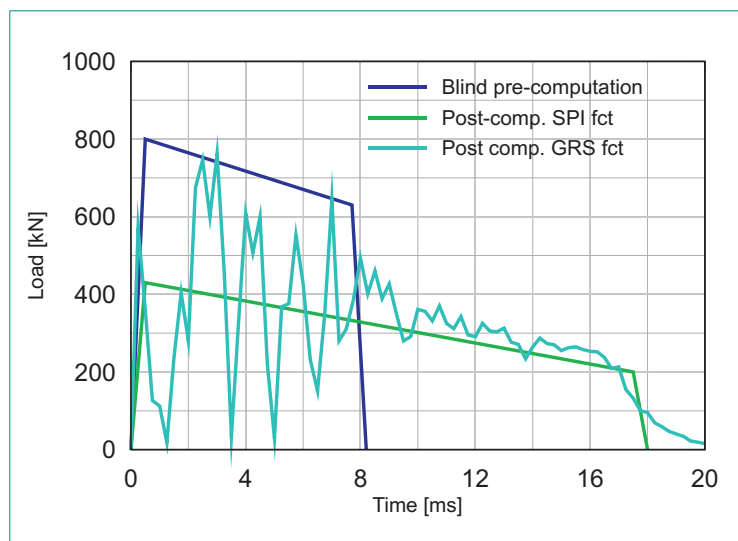


Abbildung 4:
VTT Biegetragversuche,
Zeitverläufe der Last
und der Verschiebung
in Plattenmitte.

einem von den Organisatoren vorgegebenen eindeutigen Satz von Materialkennwerten noch einmal zu berechnen und die Übereinstimmung mit den Testresultaten zu verbessern. Durch die Klärung der genauen Materialkennwerte sollen die epistemischen Unsicherheiten reduziert werden. Es sollen in diesem Projekt von den beteiligten Fachteams verstärkt auch vereinfachte Modelle eingesetzt werden.

Das ENSI beabsichtigt, sich mit Unterstützung seiner Bauexperten B&H und SPI auch am Folgeprojekt IRIS_2012 zu beteiligen. Die Ziele sind, einerseits weiterhin den Kontakt und fachlichen Austausch mit den weltweit führenden Experten auf dem Gebiet der Analyse von extremen Anpralllasten auf Stahlbetonstrukturen zu behalten und andererseits das Know-how zur Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen gegen Flugzeugabsturz weiter zu pflegen und zu verbessern. Insbesondere soll bei den künftigen VTT-Versuchen (siehe Projekt IMPACT-II) der für die Praxis der Auslegung gegen

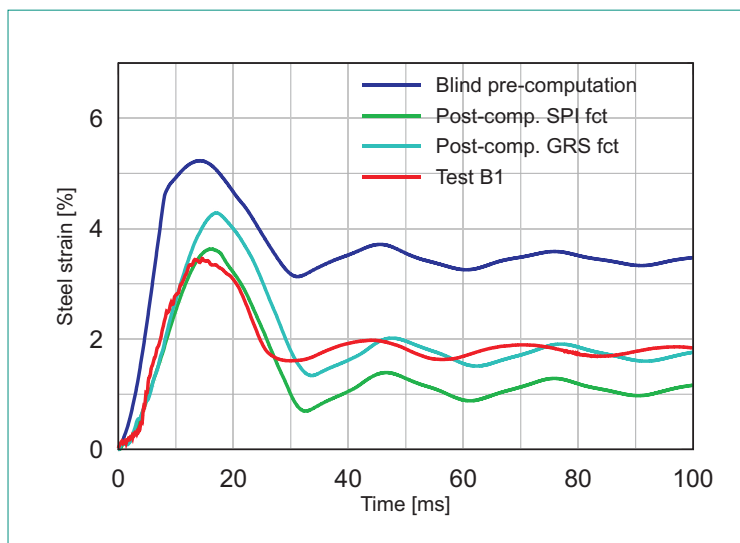
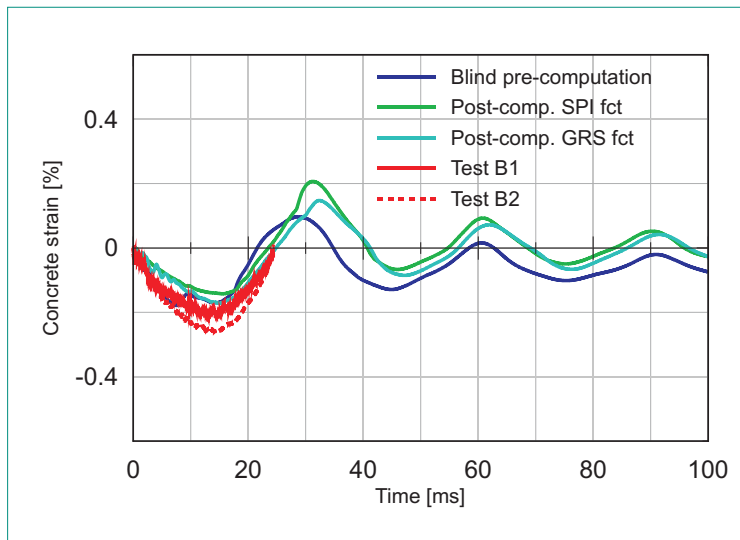


Abbildung 5:
VTT Biegetragver-
suche, Zeitverläufe der
Betondehnungen und
der Stahldehnungen.

Flugzeugabsturz sehr wichtige Fall einbezogen werden, dass die Grenztragfähigkeit annähernd ausgeschöpft wird – sowohl bezüglich Biegung als auch bezüglich des durch die Querkraftbewehrung abzusichernden Durchstanzens. Dies ist durch die bisherigen VTT-Versuche nicht abgedeckt.

1.3.3 IMPACT II – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

Das 2009 gestartete Projekt IMPACT II («Impact of an aircraft against a structure») beschäftigt sich grundsätzlich ebenso wie das Projekt OECD-

IRIS_2010 mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen. Bei diesem Projekt liegt der Schwerpunkt dagegen auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter. Es werden neben dem Verhalten der Stahlbetonstrukturen auch die Einflüsse anderer Parameter wie im anprallenden Projektil vorhandene Flüssigkeiten, in den Stahlbetonstrukturen herrschende Vorspannung und Liner untersucht.

Das Ziel dieses Projektes ist es, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Im Rahmen von IMPACT II wurden bis Ende 2011 mehr als 50 Versuche im «VTT Technical Research Centre» in Finnland durchgeführt. Das Versuchsprogramm umfasste 15 Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, Testmatrix A), 17 Versuche zum Studium des Biegetragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Flexural tests, Testmatrix B) und 21 Versuche zur Messung der Stosslast-Zeit-Funktion.

Das ENSI hat sich 2011 entschieden, aktiv an dem Projekt IMPACT II teilzunehmen, und es wird dabei von den Bauexperten B&H und SPI unterstützt. Am IMPACT-Projekt arbeiten 9 Teams aus 7 Ländern mit, darunter befinden sich die nuklearen Aufsichtsbehörden aus 6 Ländern (Finnland, Frankreich, Kanada, Grossbritannien, USA, Schweiz). Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen des Folgeprojektes IMPACT I (2006 bis 2008) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Die Versuche der Testmatrix A erfolgten mit harten Anprallkörpern («hard missile impact»), welche vor allem das Eindring- und Durchstanzverhalten von Triebwerken oder anderer kompakter Flugzeugteile (grosse harte Masse, kleine Auftrefffläche) repräsentieren. Die Versuche der Testmatrix B erfolgten mit relativ weichen Anprallkörpern («soft missile impact») und simulieren das Verhalten eines Flugzeugrumpfs oder -flügels. Die Versuchskörper bestanden in allen Fällen aus quadratischen Betonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,15 m («soft missile impact») bzw. 0,25 m («hard mis-

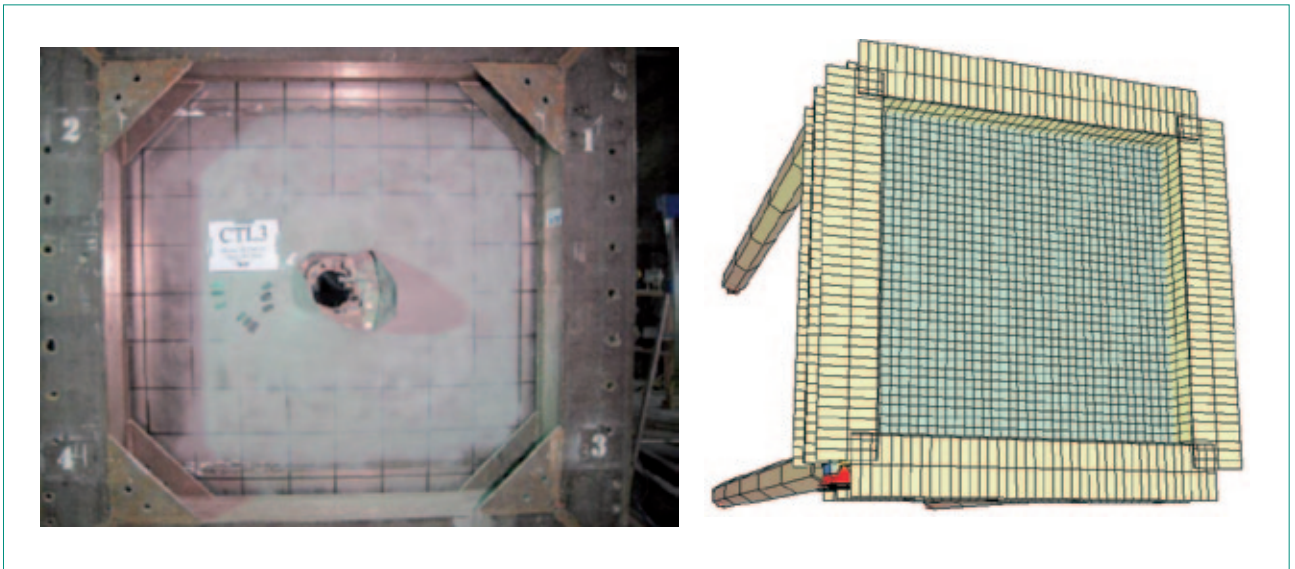


Abbildung 6: Versuchsplatte (Rückseite) CTL3 nach Test (links) und FE-Berechnungsmodell (rechts).

sile impact») Plattendicke. Die Anprallkörper hatten Massen von rund 50 kg und Anprallgeschwindigkeiten von etwa 100 m/s bis 160 m/s.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI an zwei Workshops und sogenannten Technical-Advisory-Group (TAG)-Meetings in Finnland teil. Dabei wurden von ENSI und SPI einerseits Nachberechnungen zu zwei schon durchgeführten IMPACT II-Versuchen präsentiert. Andererseits wurde auch ein erster konkreter Vorschlag für einen Versuch des Projekts IMPACT III (2012 bis 2014) vorgestellt (zum letztgenannten Punkt siehe unter «Ausblick»).

Bei den zwei Nachberechnungen, zu denen alle Teams im Workshop am 7.12.2011 ihre Ergebnisse vorstellten, handelt es sich um

- die Versuche CTL3 und CTL21 aus der Testmatrix A, vgl. hierzu Foto der Plattenrückseite nach dem Versuch CTL3 in Abbildung 6 links (Durchschlagen der Platte und des Liners, Restgeschwindigkeit des Projektils 17,5 m/s) und

- den Versuch WE1A1 aus der Testmatrix B, vgl. hierzu Fotos der Plattenvorderseite und des Projektils nach dem Versuch in Abbildung 7.

Das von SPI verwendete Finite-Element (FE)-Modell mit Abbildung der Stahlbetonplatte, des Stahlrahmens und den Stahlrohren zur Abstützung an den Felshorizont (sog. «back pipes») ist in Abbildung 6 rechts dargestellt. Die Nachberechnungen von SPI zu WE1A1 zeigten gute Übereinstimmungen zwischen Messung und Rechnung. Den gemessenen Maximalwerten der Verschiebungen von 45 mm, Stahldehnungen von 6 % und Betondehnungen von -3 ‰ standen Rechenwerte von 50 mm, 4 % und -2 ‰ gegenüber. Der Punching-Versuch CTL21, der blind vorzuberechnen war, zeigte eine vollständige Penetration (Perforation des Betons), gebrochene Dywidag-Stäbe, gebrochene Bewehrung, keine Perforation des Liners, plastische Dehnung des Linerblechs 4 % und eine bleibende Verschiebung von ca. 10 cm. Aufgrund

Abbildung 7: Versuchsplatte (Vorderseite) WE1A1 (links) und Projektil (rechts) jeweils nach Test.



der Vielzahl der Parameter (Vorspannung, Liner) wurden hier nur Abschätzungen vorgenommen. Dabei wurde von SPI richtig vorausgesagt, dass aller Wahrscheinlichkeit nach keine Perforation der Platte zu erwarten war.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt IMPACT wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven.

Das ENSI festigt durch die Teilnahme an diesem Projekt das Know-how zur Auslegung der Kernanlagen gegen Flugzeugabsturz. Überdies erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

In den Jahren 2012 bis 2014 wird das Folgeprojekt IMPACT III durchgeführt, an dem sich das ENSI ebenfalls beteiligt. In diesem Projekt erfolgt später auch ein neuer Versuchsaufbau, der Versuche mit Betonplatten von 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben wird. Die beiden bisherigen VTT-Testtypen decken nicht den für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz sehr wichtigen Fall des Weichgeschossanpralls ab, bei dem die Grenztragfähigkeit annähernd ausgeschöpft wird – sowohl bezüglich Biegung als auch bezüglich des durch die Querkraftbewehrung abzusichernden Durchstanzens (siehe auch Projekt OECD-IRIS_2010). ENSI und SPI haben daher vorgeschlagen, dass im Projekt IMPACT III neben den bisherigen reinen Biege- und Durchstanzversuchen auch Versuche mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanz (Weichgeschossanprall) erfolgen, also sogenannte «combined bending and punching tests». Innerhalb dieser aus 12 Versuchen bestehenden Versuchsgruppe wird das ENSI die Federführung übernehmen und die Parameter der Versuche massgeblich definieren können. Die Versuche mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanz kommen dem realen Verhalten einer Stahlbetonstruktur bei Flugzeugabsturz am nächsten und

stellen nach Auffassung von ENSI und SPI eine Verbesserung des bisherigen Versuchsprogramms dar. Im ersten Halbjahr 2012 werden zwei Biegeversuche, zwei Durchstanzversuche und ein Versuch mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanz durchgeführt. Für den letztgenannten Versuch haben ENSI und SPI einen detaillierten Versuchsplan vorgelegt sowie Vorberechnungen der zu erwartenden Ergebnisse im TAG-Meeting im Dezember 2011 vorgestellt.

1.3.4 Expertengruppe Starkbeben/ Standorte KKW

Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst, ETH Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Thomas van Stiphout

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Expertengruppe Starkbeben des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) beschäftigt sich mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der Datenaufbereitung dazu. Übergeordnetes Ziel der Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das frühzeitige Erkennen von möglichem Handlungsbedarf aufgrund neuer Erkenntnisse in der Erdbebenforschung. Die Expertengruppe steht ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und internationalen Dokumenten zur Verfügung.

Seit Juli 2010 sind zwei von ursprünglich ange-dachten vier Vollzeitstellen mit einer Laufzeit von jeweils vier Jahren durch das ENSI finanziert. Aufgrund der Sistierung der neuen Kernkraftwerkprojekte und dem politischen Entscheid zum Ausstieg aus der Kernenergie wurde die Expertengruppe entgegen ursprünglichen Plänen nicht weiter ausgebaut. Das ENSI hat den Forschungsinhalt und die Forschungsziele der Expertengruppe zusammen mit dem SED entsprechend angepasst und vermehrt auf die Thematik der geologischen Tiefenlagerung fokussiert.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Der Schwerpunkt der Forschung des Projekts im Jahre 2011 lag auf der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Abschätzung an den existierenden Standorten von Kernanlagen sowie in den vorgeschlagenen Standort-

gebieten geologischer Tiefenlager. Dazu wurden die wichtigsten Prozesse untersucht, welche zur Bodenbewegung bei Erdbeben beitragen. Diese umfassen die Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit grösser werdender Distanz zum Erdbebenherd, die Entwicklung von Modellen für die Verstärkung der Bodenbewegungen in Oberflächennähe sowie das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nichtlinearen Medien. Ausserdem wurde an alternativen Modellen zur Charakterisierung von seismischen Quellen in der Schweiz geforscht sowie der historische Erdbebenkatalog weiter ergänzt.

Für die Abschätzung der Bodenbewegung an einem Standort sind neben der Charakterisierung der Erdbebenquelle vor allem die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd und die Verstärkung von Bodenbewegungen durch lokale Sedimentablagerungen entscheidend (vgl. Resultate des PE-GASOS Refinement Projects PRP). In der Schweiz ist die Seismizität relativ gering und somit ebenso die Datenverfügbarkeit (beschränkte Spannweite an Magnituden und Bodenbewegungs-Amplituden). Die Modellierung der Bodenbewegungen anhand sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPEs) basiert daher mehrheitlich auf global erhobenen Datensätzen, welche Schweiz-spezifische geologische Eigenschaften vernachlässigen. Zur Ergänzung der in PRP vorhandenen globalen GMPEs wurde durch den SED mittels einer stochastischen Methode eine Schweiz-spezifische GMPE eingeführt, welche auf dem in der Schweiz vorhandenen Datensatz basiert und die geologischen Bedingungen und Beobachtungen in der Schweiz am besten repräsentiert. Die Expertengruppe Starkbeben engagiert sich bei der Weiterentwicklung dieses Schweiz-spezifischen Abminderungsmodelles, untersucht dessen Eigenschaften mit den verfügbaren Daten und vergleicht es mit den globalen GMPEs.

Die Berücksichtigung der lokalen Einflüsse der Sedimentbedeckungen an einem Standort (Standorteffekt) erfolgt meist über eine Standortcharakterisierung und daraus abgeleitete standortspezifische frequenzabhängige Amplifikationsfunktionen für die horizontale Bodenbewegung. Mit dem V/H-Verhältnis lässt sich die Bodenbewegung in vertikaler Richtung aus der horizontalen Bodenbewegung herleiten. Die aktuellen Erdbebengefährdungs-Analysen (Probabilistic Seismic Hazard Assessment – PSHA) bedingen den Einsatz von V/H-

Verhältnissen, um die vertikale Komponente der Bodenbewegung an die relevanten Szenarien für die horizontale Komponente anzupassen. Es wurde eine Methode entwickelt, mit welcher das V/H-Bodenbewegungsverhältnis für weiche Ablagerungen an einen spezifischen Standort angepasst werden kann. Ein neu eingeführter Parameter (quarter-wave-length seismic impedance contrast parameter) scheint deutliche Verbesserung zu zeigen, insbesondere für die Berücksichtigung von Resonanzphänomenen im V/H-Verhältnis.

Um zukünftige Entwicklungen im Bereich der Erdbebengefährdungs-Analyse abzuschätzen, untersucht die Expertengruppe Starkbeben die Voraussetzung für den Übergang von der probabilistischen zur physik-basierten Erdbebengefährdungsanalyse, die für die weitere Entwicklung nach dem PRP eine tragende Rolle spielen wird. Die Charakterisierung von seismischen Quellregionen, die aktuell auf klassischen Zonierungsmodellen beruhen, ist ein wesentliches Element der heutigen Erdbebengefährdungs-Analysen. Da in der Schweiz aufgrund der geringen Seismizität, der relativen kurzen Beobachtungszeit und der oft diffus auftretenden Seismizität seismisch aktive Brüche kaum oder gar nicht bekannt sind, wird innerhalb einer Quellregion die Seismizität als räumlich und zeitlich homogen verteilt angenommen. Durch die Extrapolation auf die niedrigen Eintretenswahrscheinlichkeiten von Erdbeben, welche für Kernanlagen relevant sind, sind die Resultate mit relativ hohen Unsicherheiten behaftet. Deswegen werden diese Modelle immer stärker durch geologisch und physikalisch parametrisierte Modelle ersetzt. Der SED verfolgte deswegen einen neuen Ansatz und modellierte mit fraktaler Verteilung von Erdbeben eine realitätsnahe Verteilung der Seismizität. Dieser Ansatz stellt einen ersten Schritt zur simulationsbasierten Gefährdungsbeurteilung der Quellen dar und wird langfristig mit der Modellierung komplexer Wellenausbreitungsphänomene und mit nichtlinearem Verhalten der Wellenausbreitung kombiniert. Die Expertengruppe hat dazu begonnen, Wellenausbreitungsphänomene in dreidimensionalen und heterogenen Medien sowie die Auswirkungen von nichtlinearem Bodenverhalten auf die lokalen Amplifikationen und Standorteffekte zu untersuchen. Dabei wird das Wissen über physikalische Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels verbessert. Dies wird langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungsanalysen reduzieren, um somit die Gefährdung besser einzuschätzen. Im Jahr 2011

wurden zudem erste Arbeiten in Angriff genommen, um die Wahrscheinlichkeiten für Oberflächenverwerfungen zu bestimmen, welche in PE-GASOS und PRP nicht berücksichtigt sind.

Erdbebendaten bilden die Grundlage für die Erdbebengefährdungs-Berechnungen. Da Schadensbeben in der Schweiz selten sind, muss bei diesen Berechnungen auf möglichst weite Zeiträume zurückgegriffen werden. Die instrumentelle Seismologie liefert erst seit 1975 verlässliche Daten zur seismischen Aktivität auf dem Gebiet der Schweiz. Die Untersuchung der seismischen Gefährdung ist deshalb auf historische Quellen aus der «vorinstrumentellen Zeit» angewiesen. Für grosse Erdbeben werden auch archäologische und paläoseismologische Untersuchungen zur Interpretation von Ereignissen herbeigezogen. Deshalb beteiligt sich die Expertengruppe Starkbeben im Rahmen ihres Auftrags an der historischen Datenaufarbeitung von Erdbeben. In diesem Zusammenhang wurde 2011 der überarbeitete Erdbebenkatalog ECOS-09 der Öffentlichkeit online zugänglich gemacht. Er beinhaltet seismische Parameter sowie, soweit vorhanden, Informationen über die Verteilung der Intensitäts-Datenpunkte und bibliografische Angaben. Da die historische Seismologie keine abschliessende Wissenschaft darstellt, wird sich die Expertengruppe Starkbeben weiterhin an der historischen Aufarbeitung von Erdbebenereignissen beteiligen, um die Datengrundlage für die Erdbebengefährdung weiter zu verbessern. Insbesondere sollen bestehende Lücken in der historischen Seismologie für den Zeitraum seit 1878 geschlossen werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Ereignisse rund um die Kernanlagen von Fukushima haben erneut gezeigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein wichtiges Thema darstellt. Dies betrifft nicht nur die Kernanlagen selbst, sondern auch nahe Bauwerke, von denen Gefahren für die Sicherheit der Kernanlagen ausgehen können. Mit den von der Expertengruppe durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das gesammelte Wissen aus dem 2012 zu Ende gehenden Projekt PRP zu erhalten und weiter zu entwickeln. Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten zur Abminderung von seismischen Wellen im Untergrund und zu Standorteinflüssen sowie zum neuen Erdbebenkatalog ECOS-09 sind zum Teil bereits in PRP berücksichtigt worden.

Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche geologisch-basierte und physik-basierte Simulationen erforschen, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsabschätzungen. Die Zusammenarbeit mit der Expertengruppe erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen.

Ausblick

Trotz Sistierung der Neubauprojekte für Kernkraftwerke in der Schweiz und dem politischen Entscheid zum Ausstieg aus der Kernenergie bleibt die Erdbebengefährdung der existierenden schweizerischen Kernanlagen ein zentraler Aspekt. Die Arbeiten des PRP werden weiterhin fachlich verfolgt. Darüber hinaus berät die Expertengruppe das ENSI bezüglich des Vorgehens bei der Analyse der Erdbebengefährdung für die Zeit nach Abschluss des PRP.

Die Ausrichtung der Forschungstätigkeit der Expertengruppe Starkbeben wird sich über die bestehenden Anlagen hinaus vermehrt den Fragestellungen im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren und der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen zur geologischen Tiefenlagerung zuwenden. Dazu wird die Expertengruppe Starkbeben das ENSI zu Aspekten der Erdbebenauswirkungen in Untertagebauwerken unterstützen.

1.3.5 IAEA KARISMA – Tragwerksverhalten des KKW Kashiwazaki-Kariwa beim Erdbeben vom 16. Juli 2007

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

Das Kernkraftwerk Kashiwazaki-Kariwa in Japan wurde am 16. Juli 2007 von einem Erdbeben, dem sogenannten Niigataken-chuetso-oki earthquake (NCOE) der Magnitude 6.6, erschüttert. Wegen der geringen Distanz von 16 km zum Epizentrum und dank der guten seismischen Anlageninstrumentierung steht vom Hauptstoss und von den zahlreichen Nachstössen des Erdbebens

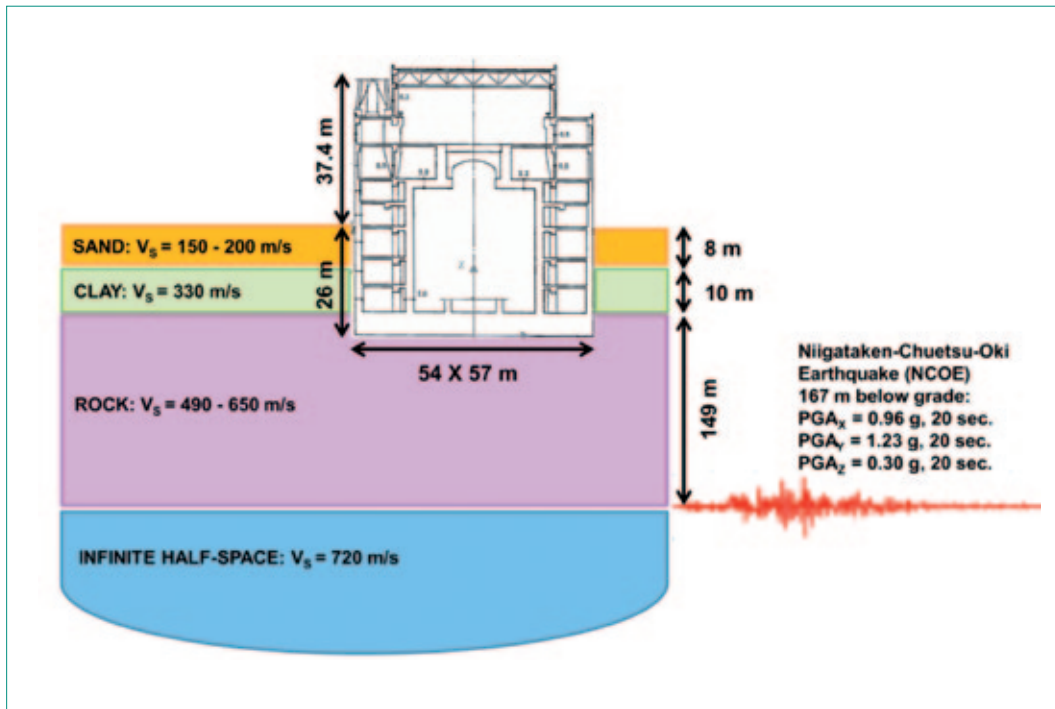


Abbildung 8:
Schematische Darstellung
des eingebetteten
Kashiwazaki-Reaktor-
gebäudes (Quelle: B&H).

eine umfangreiche Datenbasis zur Verfügung. Am Standort wurden die Erschütterungen in Bohrlöchern und in den Bauwerken registriert. Im Rahmen ihres Extra Budgetary Project on Seismic Safety of Existing Nuclear Power Plants koordiniert die IAEA die Studie KARISMA (Kashiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment). Mit diesem Projekt wird das Verhalten des im Baugrund tief eingebetteten Reaktorgebäudes von Block 7 und ausgewählter Einrichtungen analysiert. Dabei werden die Ergebnisse von in der Praxis üblichen Modellrechnungen mit den gemessenen Daten verglichen. Dadurch können wertvolle Erkenntnisse über die vorhandene Erdbebensicherheit bestehender Kernkraftwerke und über den Einfluss einer tiefen Einbettung im Baugrund (Boden-Bauwerks-Interaktion) gewonnen werden.

Das ENSI nimmt seit 2010 aktiv am Projekt KARISMA teil. Insgesamt hatten 21 Fachteams aus 14 Ländern (aus Europa, Argentinien, China, Indien, USA, Pakistan und Südkorea) Berechnungen durchgeführt und ins Projekt eingegeben. Im Jahr 2011 kam als weiterer Experte des ENSI die Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland, hinzu. Das ENSI beteiligt sich an diesem Projekt (Teil Bauwerksverhalten) auch deshalb, um Zugang zur umfangreichen und wertvollen Datengrundlage und zu den Analysen anderer Organisationen zu erhalten. Zudem soll der internationale Erfahrungsaustausch gefördert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Berichtsjahr nahm das ENSI mit den Bauexperten B&H und SPI am zweiten und dritten sogenannten Review Meeting (RM) teil (24.–26. Mai und 6.–8. Dezember in Wien). Projektziel im Berichtsjahr war erstens die globaldynamische Berechnung der Erdbeben-Erschütterungen im Gebäudeinnern unter Beachtung der Boden-Bauwerks-Wechselwirkung des vergleichsweise tief eingebetteten Reaktorgebäudes (Vorstellung und Diskussion der Teambeiträge im zweiten RM, vgl. hierzu Abbildung 8). Zweitens ging es um die Ermittlung der Tragwerksreserven des Reaktorgebäudes mittels nichtlinearer dynamischer Berechnungen; dazu wurde die Erdbebenlast stufenweise bis zum 6-Fachen der Beschleunigung am Bezugshorizont -155 m gesteigert (Vorstellung und Diskussion der Teambeiträge im dritten RM). Dabei wurden von den Fachteams die folgenden Berechnungsergebnisse erwartet:

- Verschiebungen, Beschleunigungen und Etagenantwortspektren im Reaktorgebäude bei Ansatz des Erdbeben-Hauptstoßes (NCOE) mit auf die Tiefe -155 m umgerechnetem Signal nach Vorgabe der IAEA («Reference Analysis») und bei von den jeweiligen Teams selbst definierten Annahmen («Best Estimate Analysis»), vgl. hierzu Bauwerksmodell und Etagenantwortspektren in Abbildung 9.
- Statisch-nichtlineare Last-Verformungs-Kurven (Pushover-Kurven) bei Annahme einer Festein-

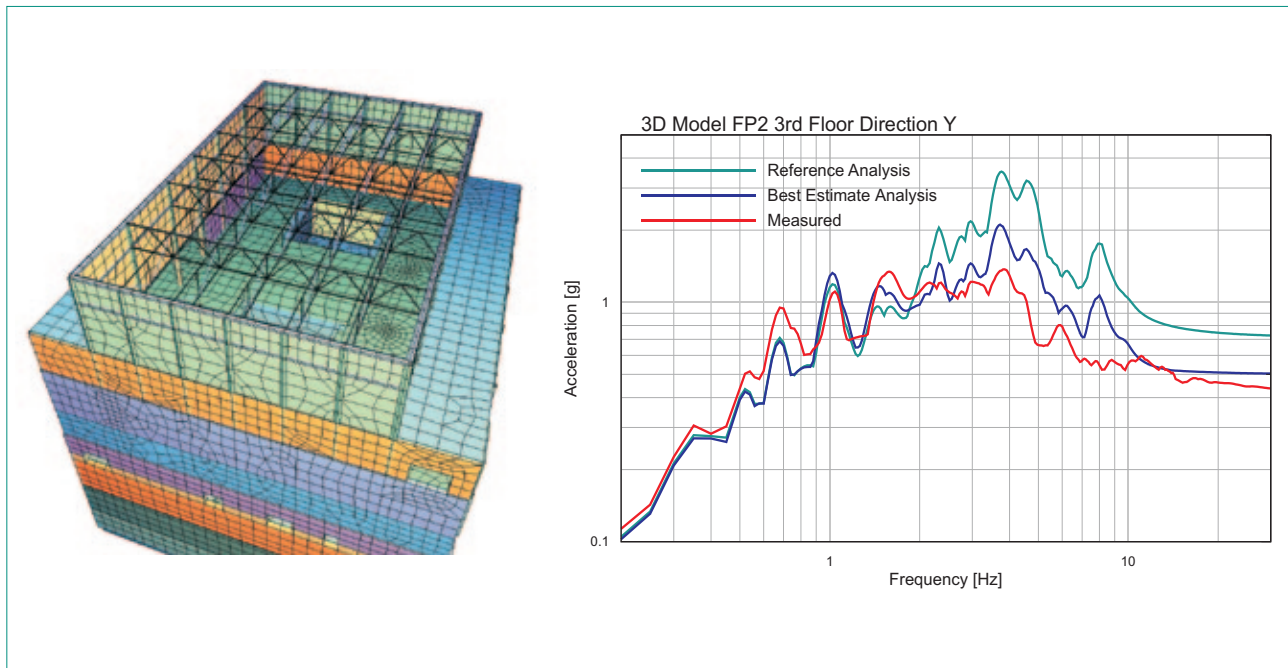


Abbildung 9:
 Aussenansicht des 3-dimensionalen Bauwerks-Modells (links) und Etagenantwortspektren im Gebäude beim Hauptstoss des NCOE-Erdbebens (rechts, Quelle: SPI).

spannung des Reaktor Gebäudes und bei Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung.

- ADRS-Spektren (Acceleration Displacement Response Spectra), Kapazitätsspektren und «Performance Points» bei Annahme einer Festeinspannung des Reaktor Gebäudes und bei Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung.

- Ermittlung des Grenzzustandes der Tragfähigkeit des Reaktor Gebäudes («Margin Determination»), dabei Steigerung der Erdbebenlast bis zum 6-Fachen des auf die Tiefe -155 m umgerechneten Signals des Erdbeben-Hauptstosses (NCOE).
- Ermittlung der relativen Stockwerksverschiebungen als Schädigungsindikatoren bis zur 6-fachen NCOE-Erregung.
- Ermittlung der sog. HCLPF-Werte (High Confidence of Low Probability of Failure, Aufgabe optional).

Die Arbeiten zur ersten dieser Aufgaben wurden im zweiten Review Meeting, die Arbeiten zu den übrigen Aufgaben wurden im dritten Review Meeting vorgestellt und diskutiert.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI sieht vor allem den folgenden Nutzen des Projekts für die nukleare Sicherheit:

- Überblick zum Stand der Wissenschaft und Technik für die Erdbebenberechnungen von Kernanlagen mit tiefer Einbettung im Baugrund, inklusive der Validierung der Berechnungsmodelle auf der Basis umfangreicher Aufzeichnungsdaten realer Starkbeben.

- Aufbau von Kenntnissen bezüglich neuer nicht-linearer Berechnungsmethoden auf dem Gebiet der Boden-Bauwerks-Interaktion; dies ist insbesondere wichtig im Hinblick auf zu erwartende Untersuchungen an bestehenden Bauwerken infolge der aktualisierten Erdbebengefährdung (Projekt PEGASOS bzw. Projekt PEGASOS Refinement, siehe auch Kapitel 1.3.4).
- Möglichkeit einer besseren Abschätzung von Versagensgrenzen bzw. vorhandenen Tragreserven, da die Anlage Kashiwazaki-Kariwa teilweise bis zum Niveau der Bemessungsgrenzen beansprucht wurde. Eine verfeinerte Analyse von Verletzbarkeitsfunktionen wird ermöglicht.
- Teilnahme an einer internationalen Plattform für den Erfahrungsaustausch bei Fragen zur Erdbebenbemessung.

Ausblick

Die Laufzeit des Projekts KARISMA wurde zwar formal Ende 2011 beendet. Für die meisten Teams war jedoch der Bearbeitungszeitraum für die Phase 3 zu kurz, und es waren einige Unklarheiten in den Vorgaben vorhanden. Daher wird allen Teams noch bis Ende Mai 2012 Zeit zur Abgabe ihrer endgültigen Berechnungsergebnisse unter seitens der IAEA präzisierten Randbedingungen gegeben. Danach erstellt die IAEA einen Gesamtbericht, der voraussichtlich im Juni 2013 vorgelegt werden wird. Das ENSI beabsichtigt, sich mit seinen Bauexperten B&H und SPI an den oben genannten abschliessenden Arbeiten zu KARISMA weiter zu beteiligen.

1.3.6 SMART-2008 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken

Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Urs Bumann

Einleitung

Für die Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken haben sich die Methoden, Rechenprogramme und verfügbaren Rechnerleistungen in den letzten Jahren stark weiterentwickelt. Die Finite-Elemente-Modelle und -Programme erlauben heute eine detaillierte Simulation des räumlichen und des nichtlinearen Verhaltens von Stahlbetonbauwerken und Aussagen über die Tragreserven bis zum Versagen.

Das Commissariat à l'Energie Atomique CEA hat in Zusammenarbeit mit der Electricité de France EDF die Vergleichsstudie SMART-2008 initiiert. SMART steht für Seismic design and best-estimate Methods Assessment for Reinforced concrete buildings subjected to Torsion and non-linear effects. Im Mittelpunkt des Programms stehen Rütteltischversuche auf dem AZALEE-Rütteltisch der CEA in Saclay bei Paris. Ein typisches 3-stöckiges Stahlbetonbauwerk mit asymmetrischer Tragstruktur im Modellmassstab 1:4 wurde auf dem Rütteltisch unter Erdbebenanregungen untersucht. Die Versuche liefern die Vergleichsdaten für die vorausgehenden und anschließenden Modellrechnungen mit linearen und nichtlinearen Methoden. Am Programm beteiligen sich über 30 Expertenteams aus zahlreichen Ländern.

In einer ersten Phase (2007–2009) wurden als Wettbewerb Vorausrechnungen durchgeführt. Es wurden die Bauwerksschwingungen und die Etagenantwortspektren mit unterschiedlichen Methoden berechnet, diese untereinander und mit den Versuchsergebnissen verglichen und damit die Möglichkeiten und Grenzen der Berechnungsmethoden aufgezeigt. In einer zweiten Phase (2009–2010) wurden die Modelle und Methoden aufgrund der Vergleiche verfeinert und Berechnungen bis zum Tragwerksversagen durchgeführt, mit Fokus auf die Einflüsse der Unsicherheiten in der Anregung und in den Modellparametern. Unter Berücksichtigung dieser Unsicherheiten, durch Variation von Modellparametern, sind Verletzlichkeitskurven (Fragilities) berechnet worden. Basler & Hofmann dokumentierte die Arbeiten und Ergebnisse der Phasen eins und zwei in zwei separaten

Schlussberichten. Der Schlussbericht für die Phase eins wurde im September 2009, für die Phase zwei im Dezember 2010 fertig gestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

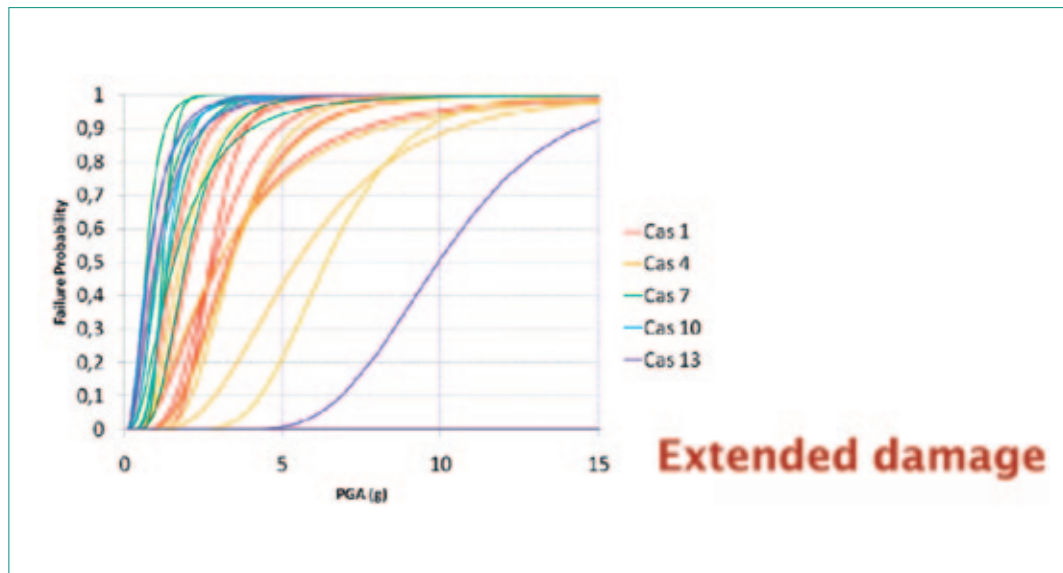
Vom 15. bis 17. Dezember 2010 fand in Saclay (FR) der abschliessende Workshop für die Phase zwei des Projekts SMART 2008 statt. Die Expertenteams präsentierten die Ergebnisse ihrer Verletzlichkeitsstudien (Fragility-Analysen), die Projektinitianten CEA und EDF präsentierten erste vergleichende Auswertungen dieser Ergebnisse. Von den ursprünglich 30 Teams haben nur noch 10 Teams Verletzlichkeitsstudien durchgeführt, wobei nicht alle dieser 10 Teams sämtliche geforderten Resultate geliefert haben. Pro Team wurden insgesamt 15 Verletzlichkeitskurven verlangt, unterschieden nach

- Versagenskriterien (Gebäudeverschiebungen, Abfall der Eigenfrequenzen und der Steifigkeit),
- Erdbebenparametern (Peak ground acceleration PGA, cumulative absolute velocity CAV, peak ground spectral displacement PGD) und
- tolerierbaren Bauwerksschäden (leicht, mittel, schwer).

Soll die Gebäudehülle nach einem Erdbeben noch dicht bleiben, sind nur geringe Bauwerksschäden akzeptabel. Gilt jedoch ausschliesslich die Zielsetzung, einen Gebäudekollaps zu vermeiden, sind schwere Schädigungen des Bauwerks zulässig. Je geringer die akzeptierten Bauwerksschäden sind, desto geringer sind die Erdbebeneinwirkungen, die zu diesen Schadensbildern führen. Unter Annahme von schweren zulässigen Bauwerksschäden sind nachfolgend die Kurven für die Versagenswahrscheinlichkeiten in Abhängigkeit der maximalen Baugrundbeschleunigungen (Peak ground acceleration PGA) dargestellt. Die Linien stellen die Ergebnisse der Teams in Abhängigkeit verschiedener Versagenskriterien dar. Cas 1, Cas 4, Cas 7 sind Versagenskriterien, die sich auf maximal zulässige horizontale Gebäudeverschiebungen beziehen, Cas 10 und Cas 13 unterstellen als Versagenskriterium den Abfall der ersten beiden Eigenfrequenzen respektive indirekt den Abfall der Gebäudesteifigkeit.

Die von den Teams berechneten Verletzlichkeitskurven variieren stark. Abbildung 10 zeigt, dass die Kurven nicht nur abhängig sind von den zulässigen Gebäudeschäden, sondern insbesondere auch von der Annahme der Versagenskriterien und der von den Teams gewählten unterschiedlichen Berechnungsmethoden.

Abbildung 10:
Verletzlichkeitskurven
(Versagenswahrscheinlichkeiten in Abhängigkeit der Peak Ground Acceleration PGA) unter Annahme schwerer Bauwerksschäden.



Erste vergleichende Ergebnisanalysen der Expertenteams wurden am Workshop zwischen dem 15. und 17. Dezember 2010 von den Projektinitianten CEA und EDF vorgestellt. Der von den Initianten für das Jahr 2011 in Aussicht gestellte Synthesebericht konnte aufgrund anderer Prioritäten im Gefolge des Fukushima-Ereignisses leider noch nicht erstellt werden. Ebenso sind im Jahr 2011 keine weiteren Angaben zum geplanten Nachfolgeprojekt SMART-2011 gemacht worden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt liefert wertvolle Erkenntnisse zu zahlreichen Teilaspekten der Ermittlung der Erdbebensicherheit typischer Kernkraftwerksbauten. Es sind dies vor allem:

- Verhalten der Tragwerke im Bereich zwischen der Auslegungsgrenze und dem Versagen
- Effektive und rechnerisch nutzbare Tragreserven
- Vergleich und Interpretation linearer und nichtlinearer Berechnungen
- Einfluss des nichtlinearen Materialverhaltens bei extremer Anregung
- Einfluss des Torsionsverhaltens und der Nichtlinearitäten auf die Etagenantwortspektren
- Einfluss der Streuungen von Erdbebanregung und Modelleigenschaften auf das Erdbebenverhalten (Beanspruchungen, Etagenantwortspektren, Verletzlichkeitskurven)
- Aufzeigen der Möglichkeiten zur Bestimmung von Verletzlichkeitskurven mit nichtlinearen Finite-Elemente-Modellen

Die Berechnungen mit modernen Methoden und Rechenprogrammen dienen zur besseren Beurteilung der Erdbebensicherheit sowohl bei der Aus-

legung neuer und der Requalifikation bestehender Tragwerke als auch zur Beurteilung probabilistischer Sicherheitsanalysen.

Ausblick

Nach Vorliegen des abschliessenden Syntheseberichtes der Initianten des Projekts SMART-2008 und nach der Präsentation des Nachfolgeprojekts SMART-2011 wird das Team ENSI/Basler&Hofmann die weitere Teilnahme prüfen. Mit den Schlussberichten zu den Phasen eins und zwei des Projekts SMART-2008 wurde die Arbeit teamintern abgeschlossen. Da sich gezeigt hat, dass die Streuung in den Verletzlichkeitskurven (Fragilities) sehr gross ist, hängt die Teilnahme an SMART-2011 auch davon ab, ob die Verletzlichkeitskurven mit Versuchen am neuen Versuchskörper validiert werden, z.B. mit zyklischen Zug- und Druckversuchen.

Aufgrund der Ereignisse in Fukushima hat das ENSI verfügt, dass die Erdbebensicherheit der bestehenden Kernkraftwerke erneut zu überprüfen ist. Am 30. November 2011 wurden von den Betreibern unter anderem Struktur- und Fragilityanalysen für Gebäude eingereicht. Bei der Beurteilung dieser Analysen profitieren das ENSI und sein Prüfenieur Basler&Hofmann direkt von den aus SMART-2008 gewonnenen Erkenntnissen, da die im Rahmen von SMART-2008 angewendeten Methoden vergleichbar sind mit den von den Werken eingereichten Berechnungsmethoden. Auch in Zukunft wird das ENSI nichtlineare Erdbebenberechnungen zu beurteilen haben. Damit zukünftig Unklarheiten bezüglich der Erdbebenbemessung vermieden werden, sind allgemeine Randbedingungen auch für nichtlineare Berechnungsmetho-

den (Anwendungsbereiche, Modellierung, Materialgesetze) vorzugeben, beispielsweise in Richtlinien. Dies sollte nach Vorliegen der Erdbebengefährdungsstudie aus dem PEGASOS-Refinement Project erfolgen. Erkenntnisse aus diesem Projekt können als Grundlage zur Definition dieser Randbedingungen dienen.

Der stetige internationale Erfahrungsaustausch ist in diesem Fachgebiet wichtig und soll unter anderem mit solchen Projekten weiter gepflegt werden.

1.4 Menschliche Faktoren

Übergeordnetes Ziel in diesem Bereich ist unter anderem die Reduktion der Unsicherheiten bei der Quantifizierung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), die das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken quantitativ erfasst. Der Bereich umfasst vor allem zwei Schwerpunkte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Dabei wird vor allem die Zuverlässigkeit des Operateurverhaltens unter verschiedenen Bedingungen mit der sogenannten Human Reliability Analysis (HRA) untersucht. Während die versehentliche Unterlassung erforderlicher Eingriffe relativ gut untersucht ist, sind fehlerhafte Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalles negativ beeinflussen können, weniger gut erforscht. Diese sogenannten Errors of Commission werden daher im Projekt HRA systematisch identifiziert und quantifiziert. Zweiter Schwerpunkt im Bereich «Menschliche Faktoren» ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure (Human-System Interface).

1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation

Auftragnehmer: Halden Reactor Project, Norwegen

ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder, Markus Straub

Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten und Mensch-Technik-Organisation.

Einleitende, allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.1 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

Die Forschungsarbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO) umfassen hauptsächlich Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit bzw. Leistungsfähigkeit, die Konzeption und Bewertung von Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen (Human-System Interface HSI), elektronische Visualisierungs-Instrumente sowie die Verlässlichkeit von Computer-Software. Diese Themen spielen eine wichtige Rolle für den sicheren Betrieb bestehender Kernanlagen, für die Modernisierung von Kontrollräumen und digitalen Systemen sowie für die Auslegung zukünftiger Kernkraftwerke.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Von den Arbeiten des Jahres 2011 werden die folgenden, teils wegen Bezug zur Schweiz, exemplarisch herausgegriffen:

Im Bereich der menschlichen Zuverlässigkeit wird der Einfluss von Arbeitsumgebung und Organisation auf die Sicherheit untersucht. Ein Ziel der aktuellen Forschung ist es, Methoden für die Analyse menschlicher Zuverlässigkeit (Human Reliability Analysis HRA) bewerten zu können. Grundlage für die Bewertung sind Daten, die in Experimenten mit Operateur-Teams unter simulierten Notfallbedingungen im Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) gewonnen wurden. Die seit mehreren Jahren laufenden Vergleichsstudien verschiedener HRA-Methoden mit empirischen Daten aus Simulatortests, an denen massgeblich auch das Paul Scherrer Institut PSI beteiligt ist, wurden 2011 mit einer Studie an einem amerikanischen Kernkraftwerk fortgesetzt. Diese wurde von der amerikanischen Aufsichtsbehörde geleitet, das HRP war daran unterstützend beteiligt. Die Studie war stärker praktisch ausgerichtet als die vorherigen, bestätigte aber die bisherigen Ergebnisse grossteils. Unterschiede zwischen Operateurgruppen zeigten sich vor allem in den komplexen Störfallszenarien, die sich von den standardmässig trainierten Szenarien unterschieden. Damit konnten auch die Operateurgruppen tiefere Einsicht in konkrete Szenarien und Abläufe gewinnen.

Eine Studie zum Einfluss unterschiedlicher Kultur auf das Operateurverhalten ist deshalb interessant, weil damit die Generalisierbarkeit von Forschungsergebnissen zum Zusammenspiel von Mensch und

Maschinen getestet wird. Dafür wurde ein Schema des niederländischen Anthropologen Geert Hofstede verwendet, welches davon ausgeht, dass sich kulturelle Differenzen auf vier verschiedenen Ebenen äussern. Die auf dieser Basis erstellten Messskalen wurden dazu benutzt, um sechs Operateurgruppen aus Korea, Schweden und den USA zu vergleichen. Es zeigten sich überraschend geringe Unterschiede zwischen den Gruppen. Dies könnte darauf hindeuten, dass sich Merkmale einer gemeinsamen Industriekultur zeigen. Das HRP interpretiert das Ergebnis aber vorsichtig, weil Kultur nicht der einzige Faktor ist, der die Generalisierbarkeit von Forschungsergebnissen beeinflusst. So sind zum Beispiel auch Kompetenzen, Regelungen und Arbeitsweisen der Operateure in den Ländern unterschiedlich.

Ganz spezifisch zu Mensch-Maschine-Schnittstellen stellte das HRP im Jahre 2011 einen Bericht fertig, der die Modernisierung von Kontrollräumen betrifft. Am Ende des Prozesses für die Auslegung der Kontrollräume müssen diese genau getestet werden. Dabei ist besonders wichtig, dass validiert wird, inwiefern das neue Design die menschliche Leistungsfähigkeit tatsächlich gut unterstützt. Dieser Prozess wird oft als Human Factors Integrated System Validation (ISV) bezeichnet. Er betrachtet die Funktionalität des Kontrollraums gesamtlich, d.h. er bezieht nicht nur die Mensch-Maschine-Schnittstelle selbst ein, sondern auch die

Sicherheitsvorschriften, die Rollenverteilung der Operateure, die Arbeitsorganisation usw. Der neue HRP-Bericht fasst die Erfahrung zu ISV-Prozessen in verschiedenen Modernisierungsprojekten in Kernkraftwerken zusammen.

Im Hinblick auf Strahlungsbelastungen von Personal bei Revisionen sind zwei neue Berichte des HRP im Bereich der elektronischen Visualisierungsinstrumente interessant. Der erste beschäftigt sich mit Software für 3D-Anwendungen zur Visualisierung von Strahlenfeldern, der zweite mit der Planung von Revisionen mit komplexen radiologischen Bedingungen.

Um die wichtigsten Resultate der Projektperiode 2009–2011 und damit zusammenhängende Entwicklungen in den Mitgliedsländern vorzustellen und zu diskutieren, wurde im Oktober 2011 ein Treffen der erweiterten Halden Programme Group veranstaltet. An den beiden Diskussionsgruppen für die Themenbereiche Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation nahmen insgesamt 300 Vertreter der Mitgliedsorganisationen teil.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Studien im Bereich HRA dienen dazu, Analysemethoden für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen weiter zu verbessern. Die immer grösser werdende Abhängigkeit auch der

Abbildung 11:
Im Halden-Labor für
virtuelle Realität
(Quelle: Halden
Reactor Project).



nuklearen Sicherheitstechnik von rechnerbasierten Systemen ist ein zentrales Forschungsthema im HRP. Die diesbezüglichen Arbeiten dienen dazu, die Zuverlässigkeit solcher Systeme weiter zu verbessern. Das Ziel im Bereich HSI-Design ist es, Stärken und Schwächen der Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten (siehe Abbildung 11), können dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren.

Ausblick

Die Arbeiten des Projekts liegen grösstenteils gut im Zeitplan. In der neuen Dreijahresperiode ab 2012 werden insbesondere organisatorische Aspekte, die als Folge des Unfalls von Fukushima grösseres Gewicht erhalten, einzuarbeiten sein. Zu diesen Themen werden im Jahre 2012 noch Details diskutiert werden.

1.4.2 Human Reliability Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Gerhard Schoen
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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 deren Hilfsmittel (insbesondere Vorschriften).

Das übergeordnete Ziel der Forschung im Bereich HRA ist die Reduktion der Unsicherheit bei der probabilistischen Bewertung von Operateurhandlungen. Vor diesem Hintergrund bearbeitet das PSI im Rahmen dieses Forschungsprojektes folgende drei Hauptthemen:

Errors of Commission (EOC): Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber unterlassen werden. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den sogenannten EOC. In diesem Zusammenhang soll die vom PSI bereits entwickelte Methode verfeinert und für Schweizer Kernkraftwerke angewendet werden.

Anwendung von Simulatorstudien: Es soll untersucht werden, inwieweit Simulatorstudien für die Bewertung wie auch für die Verbesserung der HRA-Methoden verwendet werden können.

Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit: Die diesbezügliche internationale Erfahrung soll erfasst werden.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2011 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

EOC: Bereits im Rahmen eines Vorgängerprojekts wurde die sogenannte Commission Errors Search and Assessment Methode (CESA) entwickelt. Im Berichtsjahr wurde die Methode wie geplant überarbeitet, um die Quantifizierung der EOC nachvollziehbarer zu gestalten. Mit einem vom PSI erstellten Programm kann die Quantifizierung der EOC nun computergestützt erfolgen. Dadurch wird sichergestellt, dass der Anwender der CESA-Methode die für die Quantifizierung benötigten Daten (welche auf Basis der internationalen Betriebserfahrung erhoben wurden) auf strukturierte und nachvollziehbare Weise selektiert. Ferner wird mit dem Programm die der EOC-Quantifizierung zugehörige Unsicherheitsrechnung weitgehend automatisiert. Zur Auswahl eines weiteren Schweizer Kernkraftwerks für die Anwendung von CESA wurden verschiedene Gespräche geführt und mit einem Betreiber eine entsprechende Analyse vereinbart. Wegen Ressourcenmangels beim PSI wurden die entsprechenden Arbeiten im Berichtsjahr noch nicht begonnen.

Anwendung von Simulatorstudien: Den Schwerpunkt dieses Teilprojekts bildet zunächst eine US-amerikanische Simulatorstudie, die dazu genutzt werden soll, verschiedene HRA-Methoden zu bewerten. Im Rahmen dieser Studie wurden drei Szenarien von (abhängig vom Szenario) jeweils drei

bis vier Schichtmannschaften im Simulator durchgespielt. Unabhängig davon wurden die entsprechenden Operateurhandlungen mit vier verschiedenen Methoden von jeweils mindestens zwei HRA-Expertenteams bewertet. Diese Arbeiten wurden im Berichtsjahr abgeschlossen und eine erste Auswertung vorgenommen. Es zeigte sich, dass die Experten den Schwierigkeitsgrad und die Versagenswahrscheinlichkeiten mit den HRA-Methoden richtig einordneten. Auch wurden die Schlüsselemente der Operateurhandlungen, welche für die Versagenswahrscheinlichkeiten bestimmend sind, richtig vorhergesagt. Jedoch wurde die Zuverlässigkeit von zwei Handlungselementen möglicherweise zu optimistisch eingeschätzt. Es ist geplant, die vorliegenden Daten vertieft zu analysieren und die Ergebnisse zu veröffentlichen.

Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit: Im Berichtsjahr wurde die Datenerfassung zu vorliegenden Angaben des Verhaltens der Operateure nach Erdbebenereignissen fortgesetzt. Diese Informationen sollen dazu dienen, die wichtigen Einflussfaktoren von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen zu belegen und daraus Empfehlungen für die Anwendung von HRA-Methoden abzuleiten. Von Interesse sind dabei Aspekte wie Arbeitsbelastung, Beeinflussung der Operateure durch nicht die nukleare Sicherheit betreffende Arbeiten nach einem Erdbeben, erschwerende Arbeitsbedingungen, Zusammenarbeit der Notfallorganisationen und die Kommunikation. Es zeigt sich, dass die Datenlage für eine solche Auswertung im Allgemeinen gering ist.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da theoretisch sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Der Einfluss nicht oder nur unvollständig ausgeführter Operateurhandlungen auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab,

die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

Neben der langfristig genaueren Bestimmung des Anlagerisikos bewirkt dieses Forschungsvorhaben auch eine Betrachtung der Störfallvorschriften aus der Optik der EOC. Für Fallbeispiele werden Störfallvorschriften von Kernkraftwerken in der Schweiz herangezogen und aus dem Blickwinkel dieser Forschung hinterfragt. Die EOC-Analyse für ein weiteres schweizerisches Kernkraftwerk wird deshalb als sehr positiv bewertet.

Die Untersuchungen zur Nutzung von Simulatorstudien sowie zur Wirkung von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit zielen darauf ab, die Unsicherheit der HRA-Methoden längerfristig zu reduzieren, was im Sinne einer Verbesserung der Risikoanalyse sinnvoll ist.

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

Ausblick

Das Projekt hat sich aufgrund Ressourcenmangels beim PSI verzögert. Für das kommende Berichtsjahr sollen die offenen Stellen besetzt, die Anwendung der CESA-Methode für ein weiteres Schweizer Kernkraftwerk begonnen sowie die Datenauswertung bezüglich Simulatorstudien und Erdbebenereignisse fortgeführt werden.

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Änderungen des Reaktorverhaltens, die bei Störfällen in kurzer Zeit ablaufen können, bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für so genannte deterministische Sicherheitsanalysen werden Computermodelle dieser Vorgänge erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Zunehmend werden verschiedene Modelle bzw. Rechenprogramme gekoppelt, um das Anlageverhalten umfassender simulieren zu können. Das gilt insbesondere für das Zusammenspiel der physikalischen Vorgänge, welche in der Reaktoranlage einerseits und dem umgebenden Containment andererseits ablaufen.

1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Torsten Krietsch, Andreas Gorzel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Mit dem Projekt STARS wird die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI 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 vom Normalbetrieb bis zu auslegungsüberschreitenden Störfällen (bis zum evtl. Kernschmelzen) ein.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung und Validierung des Brennstoffprogramms FALCON für die Simulation von Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen wurde fortgesetzt. Insbesondere wurde am OECD-Haldenreaktor anhand der Vorausberechnungen mit FALCON ein Kühlmittelverlusttest mit einem Brennstabsegment aus dem Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) durchgeführt, der die Eignung von FALCON bestätigte. Für Kühlmittelverlusttests im Rahmen des japanischen ALPS-Forschungsprojekts konnten die wichtigsten Parameter sehr genau simuliert werden. Die Teilnahme an einem Vergleichstest (Benchmark) im Rahmen der OECD/NEA für die Berechnung von Reaktivitätsstörfällen zeigte ebenfalls die Eignung von FALCON auf, wobei auch eine Schwachstelle hinsichtlich der quantitativen Beschreibung der Hüllrohrdehnung erkannt und behoben wurde.

Reaktorkern

Eine Unterkanal-Analysemethode für die Bestimmung des Abstands zum Filmsieden (Departure from Nucleate Boiling, DNB) in Brennelementen wurde weiterentwickelt. Die Nachrechnung eines OECD-Benchmarks zum DNB-Verhalten zeigte eine gute Übereinstimmung, wobei die berechnete DNB-Leistung meist etwas kleiner ausfiel, d. h. konservativ war. Die Einführung des Brennstabgitter-Programms CASMO-5M wurde verstärkt

betrieben. Die Leistungsverteilung im Reaktor konnte damit sehr gut reproduziert werden, wobei aber noch grössere Abweichungen von der kritischen Borkonzentration festgestellt wurden, die noch untersucht werden. Im Rahmen des EU-Projekts NURISP wurde das Brennstabgitter-Programm APOLLO weiterentwickelt. Benchmark-Rechnungen für Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR, SWR) zeigten die Eignung für Uranoxid- und Mischoxid-Brennstoff. Die Validierungsbasis für SWR-Stabilitätsanalysen mit dem Rechenprogramm SIMULATE-3K wurde anhand älterer KKL-Stabilitätstests erweitert. Es zeigte sich eine sehr gute quantitative Beschreibung des Schwingungsverhaltens. Nur bei einem weiter in der Vergangenheit liegenden Test (Zyklus 10) gab es grössere konservative Abweichungen, die wohl auf die zu diesem Zeitpunkt deutlich anderen Brennelementtypen zurückzuführen sind.

Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernanlagen mit dem Systemcode TRACE wurde durch STARS konsequent fortgesetzt. Es wurden methodische Neuentwicklungen für die bestehenden schweizerischen Reaktoren durchgeführt. Die Modelle wurden anhand verschiedener Methoden validiert: mittels Nachrechnungen für Transienten bestehender Anlagen, Experimenten an grosstechnischen Versuchsanlagen im Rahmen von Benchmark-Programmen oder durch den Vergleich mit anderen Rechenprogrammen, deren Eignung bereits nachgewiesen war.

Weitere Schwerpunkte der Entwicklung liegen im Bereich der Kopplung von Methoden, beispielsweise des Systemcodes TRACE mit Simulationsprogrammen für die Fluidodynamik (Computational Fluid Dynamics CFD). Erste Untersuchungen mit dem FLICA-4-Code für Unterkanalanalysen und für Abschätzungen des Filmsiedeabstandes (Departure from Nucleate Boiling DNB) bei Druckwasserreaktoren wurden durchgeführt. Kopplungen zwischen TRACE und CFX wurden validiert unter Verwendung von Ergebnissen des FLORIS-Versuchsstands.

Im Bereich Multiphysik und Unsicherheitsanalysen erfolgen vorwiegend dynamische Kopplungen der Thermohydraulik des Reaktors und des Primärkreislaufs mit der dreidimensionalen Kinetik des Reaktorkerns. Die Verifikation der Kopplung zwischen TRACE und S3K wurde mit der Teilnahme an der Analyse des OECD/NEA-Benchmarks zum Frischdampfleitungsbruch an Druckwasserreak-

toren weiter verfolgt. Ferner wurden KKL-Input-Decks (Eingabedaten) für Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) entwickelt, bei denen eine Kopplung zwischen TRACE und dem 3D-Reaktorkernmodell S3K besteht. Auf der Basis dieser Kopplung hat STARS die Berechnung des auslegungüberschreitenden Störfalls «Schliessen aller Frischdampf-Isolationsventile unter ATWS-Bedingungen hinsichtlich des Einflusses von Brennelementen mit teillangen Brennstäben sowie des Speisewasser-Runbacks» durchgeführt und weiterentwickelt.

TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Die gemeinsame Nutzung des Systemcodes TRACE durch das PSI (STARS) und das ENSI auf der Basis des CAMP-Vertrages mit der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC befähigt auch das ENSI, eigene Transientenanalysen durchzuführen. Dies ist ein wichtiger Beitrag für die Entwicklung und Nutzung deterministischer Analysemethoden am ENSI. Die vom PSI durchgeführten Entwicklungen und Validierungen sind unabhängig von den eigenen, sehr praxisorientierten Entwicklungen des ENSI und bilden eine Basis für die weitere Zusammenarbeit im Bereich der Sicherheitsanalysen. STARS bietet darüber hinaus im Bereich Transientenanalysen Unterstützung und schult die Fachspezialisten des ENSI zur Weiterentwicklung der Input-Decks und bei der Arbeit mit TRACE, beispielsweise zur Einbindung der Punktkinetik in die Input-Decks.

Sicherheitsanalysen

Ein wesentliches Ziel des Projekts ist die Durchführung von Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der regulatorischen Tätigkeit, für die das ENSI einen detaillierten und unabhängigen Analysebedarf sieht. Im Berichtszeitraum wurden durch STARS fünf Sicherheitsanalysen bearbeitet. Zwei befassten sich mit Kühlmittelverlust-Störfällen im Reaktor und im Brennelement-Lagerbecken und wurden wegen des Ereignisses in Fukushima durchgeführt. Die anderen Themen waren die Fluzberechnung an Steuerstabspitzen, die Zyklusvorausberechnung für eine Anlage im Rahmen des Brennelementwechsels und die Bewertung eines zur Freigabe beantragten neuen Brennstabauslegungs-Programms.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das STARS-Projekt ist zertifiziert gemäss ISO 9001:2008 und stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Es unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten sind die Durchführung von Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Analysemethoden und die Durchführung von unabhängigen Sicherheitsanalysen und anderen Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Call). Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und instationäre neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der hintereinander gestaffelten Barrieren bei Störfällen fundiert beurteilen.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Forschungsaufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind weitere Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch Teilnahme an internationalen Forschungsprogrammen und die Mitarbeit in internationalen Expertengruppen unerlässlich. Darauf aufbauend soll das ENSI weiterhin beim Aufbau eigener Kompetenzen im Bereich deterministische Sicherheitsanalysen unterstützt werden.

Die Bearbeitung von On-Calls des ENSI soll mit der erreichten Qualität und Quantität fortgesetzt werden. Für das Jahr 2012 soll die Aktualisierung der Kernfolgerechnungen für alle schweizerischen Anlagen weitergeführt werden. Im Bereich Transientenanalysen ist beispielsweise das Input-Deck für das KKL an die im Rahmen des Projektes YUMOD geplanten Anlageänderungen anzupassen und zu verifizieren, damit neue unabhängige Begutachtungen von Störfallanalysen des Betreibers für das ENSI qualitätsgesichert durchgeführt werden können.

1.5.2 PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von Sicherheitssystemen mit gekoppelten System- und Containmentprozessen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Thomas Wintterle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das ursprüngliche Ziel des Projekts PASSPORT war, das Verhalten und die Wirksamkeit von passiven Sicherheitssystemen neuer KKW-Typen der dritten Generation (z.B. AP1000) zu untersuchen. Passive Systeme benötigen keine Hilfsenergie, sie funktionieren allein auf der Grundlage einfacher physikalischer Gesetzmässigkeiten wie der Schwerkraft. Daher gelten sie als zuverlässiger im Vergleich zu aktiv betriebenen Komponenten wie beispielsweise Pumpen. Die Besonderheit gegenüber den aktiven Sicherheitssystemen zur Beherrschung von Auslegungstörfällen besteht in einer wesentlich stärkeren Kopplung der Vorgänge im Primärkreislauf mit Prozessen im Sicherheitsbehälter (Containment). Die thermohydraulischen Abläufe im Primärkreislauf können gut mit eindimensionalen Rechenprogrammen (sogenannten Systemcodes) berechnet werden; hingegen werden die dreidimensionalen Vorgänge im Containment mit eindimensionalen Rechenprogrammen nur unzureichend wiedergegeben. Dafür liefern die dem Stand der Technik entsprechenden 3D-Rechenprogramme gute Ergebnisse, diese sind aber wiederum nicht geeignet für die Berechnung der Vorgänge im Primärkreislauf.

Aufgrund der sistierten Neubauprojekte wurde beschlossen, die Anwendungsbasis so auszurichten, dass das Projekt den Fokus auf Containmentvorgängen bestehender Reaktoren hat. Dies beinhaltet die Entwicklung einer Methodik zur engen Kopplung der Thermohydraulik-Codes des Reaktors und des Containments.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Am Anfang des Jahres 2011 wurde die Einstellung zweier wissenschaftlicher Mitarbeiter (Post Docs) erfolgreich abgeschlossen, so dass das Projekt gestartet werden konnte. Im Berichtszeitraum wurde wie geplant eine Literaturstudie über passive Sicherheitssysteme und Kopplungstechniken für die beiden Rechencodes TRACE und GOTHIC durch-

geführt und veröffentlicht. Weiterhin wurde mit der Recherche geeigneter Experimente als Datenbasis für die Modellentwicklung begonnen. Dabei wurden Experimente am PSI wie auch extern veröffentlichte Daten einbezogen. Als Ausgangspunkt für die Entwicklung der Modelle in TRACE und GOTHIC wurde das am PSI durchgeführte Experiment PANDA ISP-42 ausgewählt. Bei PANDA handelt es sich um eine Grossversuchsanlage zur Untersuchung des Containmentverhaltens. Ebenfalls wurde mit der Kopplung der beiden Rechencodes TRACE und GOTHIC begonnen, und die ersten Ergebnisse wurden anhand der PANDA-Experimente überprüft.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt liefert einen Beitrag zur Bewertung von Vorgängen im Containment beispielsweise während eines Störfalls mit Verlust von Kühlmittel. Vorgelagert ist die Entwicklung einer engen Kopplung zwischen dem Systemcode TRACE und dem Containmentcode GOTHIC. Beide Rechenprogramme entsprechen dem Stand der Technik, womit das ENSI wie auch das PSI eigene Kompetenz aufbauen können, um verbesserte sicherheitstechnische Bewertungen von Störfällen vornehmen zu können.

Ausblick

Die Kopplung zwischen dem Systemcode TRACE und dem Containmentcode GOTHIC soll weiterentwickelt und anhand von Daten, wie sie die PANDA-Experimente geliefert haben, validiert werden. Ebenfalls wird die Literaturrecherche laufend fortgeführt, so dass die Datenbasis für die Modellentwicklung erweitert wird.

1.5.3 LINX – Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung

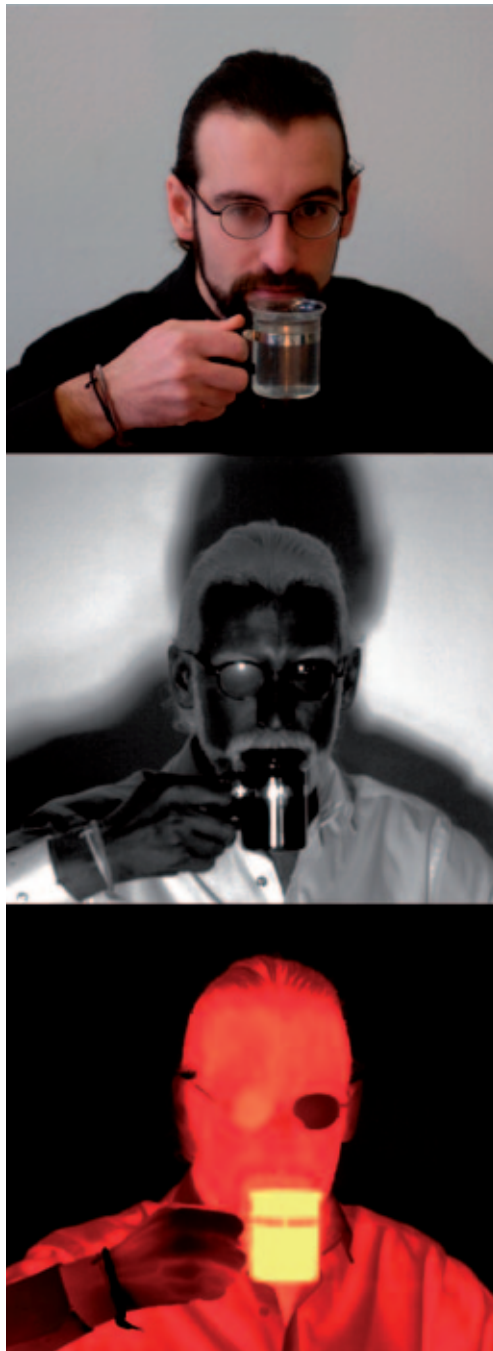
Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Am Labor für Thermohydraulik des Paul Scherrer Instituts werden Experimente zur Thermohydraulik des Sicherheitsbehälters (Containment) mit hoher Genauigkeit und Auflösung durchge-

Abbildung 12:

Erläuterung der verschiedenen optischen Messungen. Dargestellt ist ein PSI-Mitarbeiter, der eine Tasse heissen Wassers trinkt, wobei die obere Darstellung der gewohnten Sicht entspricht. Das mittlere Bild wurde im nahen Infrarotbereich (NIR) im optimalen Wellenlängenbereich für die Messung der Dicke des Flüssigkeitsfilms und mit Beleuchtung durch eine Halogenlampe aufgenommen. Entsprechend der Absorptionseigenschaften des Wassers sieht die Tasse hier tiefschwarz aus, wie Kaffee. Das untere Bild ist die Darstellung im mittleren Infrarotbereich (mid-wave infrared MWIR), wie es für die Temperaturmessung verwendet wird. Die heisse Tasse und das mit Dampf aus der Tasse beschlagene rechte Glas der Brille sind entsprechend besonders hell.



führt und mit Rechenprogrammen simuliert. Neben dem ENSI fördert das französische Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) diese Arbeiten. In dem damit zusammenhängenden Doktorandenprogramm wird das dynamische Verhalten von dünnen Flüssigkeitsfilmen auf einer beheizten vertikalen Oberfläche in einer Wasserdampf-atmosphäre untersucht. Darüber hinaus werden die Auswirkungen des sich räumlich und zeitlich verändernden Flüssigkeitsfilms auf die Effizienz des Wärmeübergangs betrachtet. Aus den gemessenen Daten soll ein verbessertes physikalisches Modell für Simulationsprogramme des Sicherheitsbehälters (Containment-Codes) wie AS-TEC oder GOTHIC entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Wie geplant hat ein Doktorand Anfang 2011 seine Tätigkeit aufgenommen, die im ersten Jahr hauptsächlich auf dem experimentellen Teil lag, und sich in das Projekt einschliesslich der LINX-Anlage eingearbeitet. Diese Phase beinhaltete eine kritische Literaturstudie über die Dynamik von Flüssigkeitsfilmen (speziell für den Parameterbereich und die Bedingungen mit Kondensation und Wiederverdampfung), die Evaluation verschiedener instrumenteller Techniken für die Bestimmung der Dicke und Temperatur von Flüssigkeitsfilmen, die Anschaffung und Tests der entsprechend benötigten neuen Messinstrumente sowie die Auslegung und Entwicklung von Komponenten und Hilfsapparaturen für die geplanten Experimente am PSI.

Erste Messungen zeigen, dass die Flüssigkeits-schicht sehr heterogen ist. Es bilden sich verändernde Tröpfchen und Tropfen verschiedener Grösse, die sich zu Rinnsalen (Rivulets) vereinigen. Die Dynamik des Flüssigkeitsfilms hängt sehr von den lokalen Eigenschaften der Platte ab, wobei es insbesondere wegen der Benetzungseigenschaften grosse Unterschiede zwischen reinem Metall und lackierten Oberflächen gibt. Deshalb werden, wie für die Temperatur, auch für die Messung der Dicke der Flüssigkeitsschicht optische Methoden, vornehmlich im nahen Infrarotbereich (Near Infrarot NIR) verwendet. Die optischen Methoden greifen weniger in den Versuch ein und sind daher geeigneter als die zunächst vorgesehene Methode mit einem aufgeklebten Maschensensor. In Abbildung 12 sind die Unterschiede der drei verwendeten optischen Messmethoden an einem Testbeispiel aufgezeigt. Für die gleichzeitige Anwendung der entsprechenden Kameras und weiterer Messtechniken wird derzeit das experimentelle SCARAB-Modul entworfen, in dem hochpräzise Randbedingungen, z. B. für Oberfläche und Temperatur der vertikalen Platte sowie den Massenstrom des Flüssigkeitsfilms, vorgegeben werden können. Für Versuche bei Atmosphärendruck genügt das Modul selbst. Für Experimente mit erhöhtem Druck soll es in den LINX-Behälter eingebaut werden, der auf 10 bar ausgelegt ist.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Während Störfällen in einem Leichtwasserreaktor können auf den Oberflächen des Containments Wasserfilme kondensieren, sich bewegen und anschliessend wieder verdampfen. Diese physika-

lischen Phänomene sind relevant für die Sicherheit der Anlage. Sie beeinflussen unter anderem den Druck und die Temperatur im Containment sowie die Verteilung und den Transport der Gase (Luft, Dampf, Wasserstoff) und der Radioisotope innerhalb der verschiedenen Abschnitte im Containment. Diese Faktoren sind entscheidend für die Beurteilung der Integrität des Containments und eine allfällige Freisetzung von radioaktiven Stoffen (Quellterm).

Derzeit sind die mit der Wärme- und Massenbilanz zusammenhängenden Prozesse in einem sich bewegenden Flüssigkeitsfilm auf einer Oberfläche in den meisten Rechenodes für Leichtwasserreaktoren nur unzureichend abgebildet. Dies betrifft neben den Codes, die effektive Parameter und Korrelationen verwenden, auch aktuelle Simulationsprogramme für die Fluidynamik (Computational Fluid Dynamics CFD) und deren Behandlung der Filmdynamik.

Das Hauptziel dieses Projekts ist ein verbessertes Verständnis der raum-zeitlichen Dynamik eines Flüssigkeitsfilmes, das heisst der Kondensation, Bewegung und Wiederverdampfung, an beheizten vertikalen Oberflächen. Mit den hochpräzisen Experimenten am PSI soll ein physikalisches Modell entwickelt werden, um es in Rechenprogrammen für Sicherheitsanalysen von Leichtwasserreaktoren, zum Beispiel für die Berechnung der Containment-Thermohydraulik, einsetzen zu können.

Der fortgeschrittene ASTEC-Code soll dann in Zusammenarbeit mit der französischen IRSN vom Doktoranden als Referenz-Code zum Testen und Validieren der neuen Modelle verwendet werden. Die Projektzusammenarbeit trägt zur internationalen Vernetzung des PSI und des ENSI bei. Parallel zum ASTEC-Code wird der GOTHIC-Code am PSI verwendet werden.

Ausblick

Die herausfordernden Aufgabenstellungen des ersten Projektjahres wurden einschliesslich der geplanten Testmessungen erfüllt. Die Einarbeitung des Doktoranden in das Modul des ASTEC Codes für die Behandlung von Kondensationsphänomenen im Containment ist für das Jahr 2012 vorgesehen, mit Unterstützung durch die französische IRSN. Im Jahr 2012 soll auch das voranschreitende Design des experimentellen SCARAB-Moduls fertiggestellt werden. Die Konstruktion dieses Moduls einschliesslich der Montage der relevanten Instrumentierung soll ebenfalls noch im selben Jahr

stattfinden, direkt gefolgt von einer Reihe von Experimenten zur Flüssigkeitsfilm-Dynamik in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung. Die ersten Experimentreihen werden zunächst mit Atmosphärendruck durchgeführt.

1.5.4 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Peter Zinniker

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Es bildet Unfallverläufe vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab. Das Programm wurde von den Sandia National Laboratories (SNL) für die amerikanische Aufsichtsbehörde USNRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. In der Schweiz wird MELCOR vom ENSI und von einigen Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke benutzt.

Ein bedeutendes Phänomen bei schweren Unfällen ist die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei Luftzufuhr, wenn die Brennstäbe bei ungenügender Kühlung abgedeckt werden. Sauerstoffeinbruch kann die Zerstörung des Kerns beschleunigen und die Freisetzung von Spaltprodukten erhöhen. Die Hüllrohre bestehen aus Zirkoniumlegierungen und werden ständig weiterentwickelt. Mit MELCOR soll der Aufheiz- und Oxidationsprozess realistisch berechnet werden können, wobei die neusten Entwicklungen berücksichtigt werden.

Die bestehenden Luft-Oxidationsmodelle bilden die relevanten physikalischen Prozesse nicht vollständig ab, und daher ist nicht unter allen Umständen gewährleistet, dass die Ergebnisse konservativ sind. Typischerweise erfolgt die Oxidation unter sauerstoffreichen Bedingungen anfänglich sehr schnell (parabolische Kurve) und geht mit dem Anwachsen der schützenden Oxidschicht nach einigen Minuten in einen linearen Verlauf über. Durch Reaktionen der Oxidschicht mit Stickstoff können Teile der Oxidschicht jedoch abbrechen, womit sich an diesen Stellen die Oxidationsreaktion wieder beschleunigt und ein quasi-zyklischer Verlauf von Wachstum und Abbrechen der Oxidschicht entstehen kann. Das PSI entwickelte auf der Grundlage

von Experimenten des Forschungszentrums Karlsruhe FZK (heute Karlsruher Institut für Technologie KIT) ein Modell, welches diesen Oxidationsverlauf des gängigen Hüllrohrmaterials Zircaloy-4 besser beschreibt. Mit diesem Projekt wird das Modell weiterentwickelt, nochmals anhand von Daten aus Experimenten verifiziert und in MELCOR implementiert. Das PSI ist im Rahmen der MELCOR-Weiterentwicklung auch an entsprechenden Versuchsprogrammen am KIT und des OECD NEA Sandia Fuel Projects der SNL (Projekt SFP) beteiligt.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Das Modell wurde im Berichtsjahr anhand von Daten aus verschiedenen internationalen Experimenten weiter verifiziert und angepasst. Der neue Programm-Code wurde erfolgreich für Analysen von Testergebnissen benutzt. Die Russian Academy of Science (RAS) hat das neue Modell des PSI in MELCOR 1.8.6 implementiert. Ein Teilprozess dieser MELCOR-Implementierung wurde bereits validiert, die vollständige Validierung anhand von weiteren experimentellen Daten wird fortgesetzt.

Beteiligung am Projekt SFP

Im Rahmen des Projekts SFP werden zwei Experimente mit originalgetreuen Nachbildungen von Brennelementen für Druckwasserreaktoren durchgeführt. Diese dienen der Validierung von MELCOR und anderen Programmen zur Berechnung von schweren Reaktorunfällen. Das erste Experiment mit einem einzelnen Brennelement wurde im März 2011 durchgeführt und simulierte den Anstieg der Temperatur bei natürlicher Konvektion an trockener Luft bis zum Brand durch die oxidationsbedingte Zündung. Der beobachtete Temperatur- und Oxidationsprozess zeigte gute Übereinstimmung mit den Werten, die mit dem MELCOR-Modell berechnet wurden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Oxidation von Hüllrohren bei Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktorbehälter, im Brennstoff-Lagerbecken oder im Transportbehälter betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung zur Simulation solcher Vorgänge verbessert die Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen von Probabilistischen

Sicherheitsanalysen (PSA) und dient der Optimierung von Accident Management Massnahmen. Die Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) nennt MELCOR als einen der Rechen-codes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Fachwissen in der Schweiz. Das PSI verfolgt und beeinflusst die Entwicklung von MELCOR und von anderen Rechenprogrammen für schwere Unfälle und gibt sein Wissen den Schweizer Benutzern weiter.

Ausblick

Mehrere Experimente zeigen beim Oxidationsprozess für verschiedene Hüllrohrmaterialien grössere Unterschiede, insbesondere im unteren Temperaturbereich. Die Modellerweiterungen im Rahmen dieses Projekts werden helfen, Unfallsituationen mit Lufteinbruch in Brennelemente-Lagerbecken besser zu simulieren. Das Oxidationsmodell soll bis 2012 in MELCOR integriert und validiert sein und damit das Programm MELCOR als eine Grundlage für die PSA weiter verbessern.

Aus verschiedenen Experimenten ist ein Einfluss von Stickstoff auf den Oxidationsprozess erkennbar. Das Abbrechen der Oxidschicht scheint empfindlich auf Zirkonium-Nitrid (ZrN) zu reagieren. Die Bildung von ZrN erfolgt unter Ausschluss von Sauerstoff und ist besonders ausgeprägt bei voroxidierten Hüllrohren. Die Berücksichtigung dieses Effekts könnte eine sinnvolle Erweiterung des Modells sein.

1.5.5 ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator

Auftragnehmer: Internationales Forschungskonsortium unter der Leitung des Paul Scherrer Instituts PSI

ENSI-Projektbegleiter: Thomas Schange

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Im Projekt ARTIST-II (2008-2011) wurden die Forschungsarbeiten des Vorgängerprojekts ARTIST-I (2002-2007) fortgesetzt. Untersucht wurden bestimmte Unfallsequenzen bei Druckwasserreaktoren, die verbunden sind mit Kernschmelzen und einem Bypass des Containments (d.h. Freisetzung von Stoffen unter Umgehung der Barrieren) beim Bruch eines oder mehrerer Dampferzeuger-Heizrohre und fehlerhafter Isolation des Dampferzeu-

gers. Solche Unfallsequenzen haben eine ausserordentlich geringe Eintretenshäufigkeit. Da bei diesem Unfalltyp jedoch radioaktive Stoffe direkt an die Umwelt abgegeben werden können, sind sie für Risikobetrachtungen von Kernkraftwerken trotzdem von grosser Bedeutung. Deshalb ist es wichtig zu wissen, welcher Anteil der bei einem solchen Unfall freigesetzten Spaltprodukte in Form von Wassertropfen und in Form von Aerosolen (feinste Partikel im Mikrometer-Bereich) auf der Primär- und Sekundärseite eines Dampferzeugers zurückgehalten werden.

Das Ziel des ARTIST-Projekts ist es, diese Rückhaltungsprozesse zu identifizieren und zu quantifizieren. Die gewonnene Datenbasis soll anschliessend in die Risikobetrachtungen von Unfallsequenzen mit Bruch von Dampferzeuger-Heizrohren integriert werden.

Das Forschungsprojekt wurde in einem internationalen Konsortium durchgeführt, an dem sich insgesamt 12 Organisationen aus den USA, Japan, den Niederlanden, Finnland und der Schweiz beteiligten. Die Leitung erfolgte durch das PSI.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

In ARTIST-II wurden verschiedene Einzelaspekte des Aerosol- und Tropfentransports und deren Abscheidungsverhaltens untersucht, die im Laufe von ARTIST-I zusätzliche Bedeutung erlangt hatten. Das Projekt war nach räumlichen Gesichtspunkten der untersuchten Effekte im Dampferzeuger in verschiedene Teile, die sogenannten Projektphasen, gegliedert. In jeder Projektphase wurden bestimmte lokale Aspekte untersucht. Im letzten Projektjahr konzentrierten sich die experimentellen und analytischen Arbeiten im Wesentlichen auf zwei Projektphasen. Die Schwerpunkte der Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2011 lassen sich wie folgt charakterisieren:

Aerosol-Rückhaltung im Nahbereich des Heizrohrbruches (Phase II)

Im Nahbereich des Heizrohrbruches können sehr hohe Gasgeschwindigkeiten auftreten, die die Rückhaltung von Aerosolen entscheidend beeinflussen können. Zur Entwicklung von Modellen, die das Aerosolverhalten unter diesen Bedingungen beschreiben, ist die Kenntnis des dreidimensionalen Geschwindigkeitsfeldes notwendig. In zahlreichen Tests wurde der Einfluss des Gasdurchsatzes und der Bruchgeometrie (fisch-

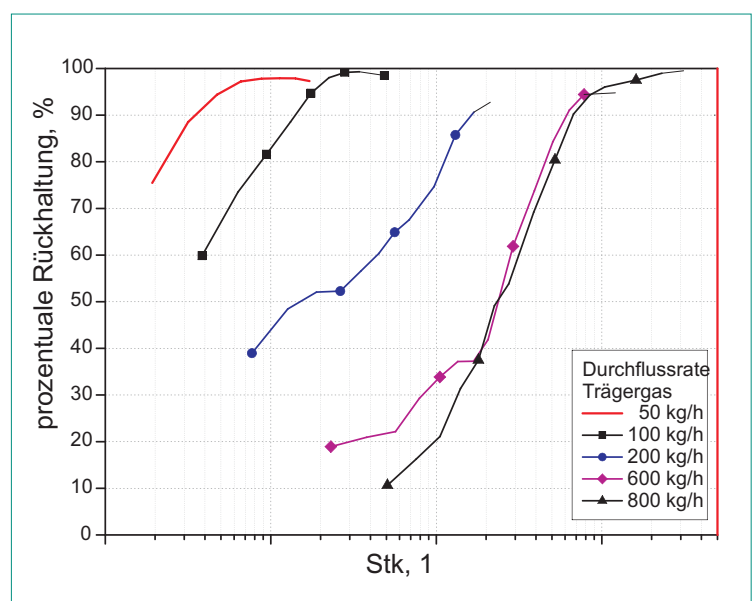
maulförmiger und ringförmiger Bruch mit verschiedenen Öffnungsquerschnitten) auf das Strömungsverhalten in der unmittelbaren Umgebung des Rohrbruches untersucht. Diese Messungen wurden mit Hilfe optischer Messverfahren durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen. Simulationsrechnungen des Strömungsfeldes wurden mit strömungsmechanischen Rechenprogrammen (Computational Fluid Dynamics CFD) durchgeführt und mit den Messergebnissen verglichen.

Rückhaltung von Tropfen im Dampftrockner (Phase VI)

Das Tropfenverhalten mit den darin enthaltenen Spaltprodukten wird in dieser Phase untersucht. Die Bruchstelle des Heizrohres befindet sich am oberen Ende des Dampferzeuger-Rohrbündels, so dass feinste primäre Flüssigkeitstropfen erzeugt und durch die Tropfenabscheider und den Dampftrockner transportiert werden. Zur gezielten Charakterisierung des Tropfenverhaltens im Dampftrockner werden Versuche zur Tropfenrückhaltung in einer speziell dafür konzipierten Teststrecke durchgeführt. In einer sehr umfangreichen Messkampagne konnte das Tropfenverhalten und deren Rückhaltung für verschiedene primäre Tropfengrößen bei unterschiedlichen Durchflussraten des Trägergases ermittelt werden (siehe Abbildung 13). Hiermit liegt nun eine Datenbasis vor, mit der die Rückhaltung für unterschiedliche Partikelgrössenklassen durch entsprechende Modelle beschrieben werden kann.

Im Berichtsjahr wurden vier grundlegende experimentelle und analytische Arbeiten in Form von

Abbildung 13: Tropfenrückhaltung als Funktion der Stokes-Zahl der Tropfen (kennzeichnet den Tropfendurchmesser) für verschiedene Durchflussraten des Trägergases. Quelle: PSI



Doktorarbeiten durchgeführt. Hierbei erfolgten einerseits Untersuchungen zum Verständnis des physikalischen Verhaltens des Partikel- und Aerosoltransports in einem durch einen Temperaturgradienten erzeugten Strömungsfeld. Andererseits wurden Studien zum Auseinanderbrechen von Aerosolpartikeln bei der Impaktion auf Oberflächen für verschiedene Aerosolmaterialien, Morphologien und Partikelgeschwindigkeiten durchgeführt. Des Weiteren werden Experimente zum Blasenverhalten in einer Rohrbündelgeometrie mit verschiedenen Bruchgeometrien, Gasdurchflussraten und Wasserüberdeckungen vorgenommen.

Die geplanten Experimente der Projektphasen wurden in den verschiedenen ARTIST-Testeinrichtungen durchgeführt und die Ergebnisse dokumentiert. Die wesentlichen Ergebnisse des gesamten Projekts wurden in einem Abschlussbericht zusammengefasst.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch das Projekt können die komplexen Phänomene des Aerosoltransports unter Störfallbedingungen besser verstanden werden. Diese Erkenntnisse können zudem in PSA-Studien integriert werden. Möglicherweise können auch Empfehlungen für die Massnahmen zur Unfallbeherrschung (Accident Management) in den Kernkraftwerken abgeleitet werden. Ferner kann das vertiefte Verständnis dieser Störfallabläufe zu einer realistischeren Quellterm- und somit Dosisprognose beitragen und so helfen, die effektiv notwendigen Notfallschutzmassnahmen vorzubereiten.

Ausblick

Das ARTIST-II-Projekt endete am 31.12.2011. Es ist geplant, das ARTIST-Projekt im Rahmen einer internationalen Kooperation zum Informationsaustausch in den Jahren 2012–2014 fortzusetzen («ARTIST-Ex»). Ziele des Extensionsprojekts sind eine Konsolidierung des Verständnisses zur Behandlung des Quellterms bei derartigen Unfallsequenzen, die Weiterentwicklung von Modellen zur Implementierung in Rechencodes, die Anwendung des gewonnenen Datenmaterials und Modellierungen für Analysen von Unfallsequenzen in Kernkraftwerken. Da der regulatorische Nutzen des geplanten Folgeprojekts vom ENSI als nicht ausreichend beurteilt wird, verzichtet das ENSI auf eine weitere Beteiligung.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben dem ENSI fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SSM), schwedische Kraftwerksbetreiber, das Nordic Nuclear Safety Research Program (NKS) sowie die EU (SARNET-Programm) die Projektarbeiten. Seit dem Beginn seiner Teilnahme am Programm (1996) kann das ENSI direkt auf alle erarbeiteten Resultate zugreifen und hat die Möglichkeit, die Forschungsziele mitzubestimmen.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall in einem Siedewasserreaktor (SWR) auftreten könnten. Bei schweren Unfällen kann der Reaktorkern wegen fehlender Kühlung schmelzen. Gelingt es im Zuge der Unfallbeherrschung nicht, die Kernschmelze zu kühlen, kann der umgebende Reaktordruckbehälter (RDB) versagen und die Kernschmelze austreten.

Die MSWI-Projektarbeiten lassen sich in folgende vier Bereiche einteilen:

- Kühlbarkeit einer Kernschmelze im RDB und Unfallbeherrschungsstrategien (INCOSAM)
- Formation von Schmelzpartikelschüttungen innerhalb und ausserhalb des RDB (DEFOR)
- Kühlbarkeit einer Schmelzpartikelschüttung innerhalb und ausserhalb des RDB (POMECCO)
- Risikobeurteilung von Dampfexplosionen (SERA)

Das übergeordnete Projektziel besteht darin, das Verständnis der bei einem schweren Unfall ablaufenden Prozesse zu verbessern. Dafür werden Experimente durchgeführt, Methoden und Modelle erforscht und Computercodes entwickelt. Durch diese Arbeiten sollen unter anderem die Unsicherheiten bei der Quantifizierung der Risiken eines schweren Unfalles reduziert werden. Die wichtigsten Arbeiten im Jahre 2011 waren:

INCOSAM (In-vessel Coolability and Severe Accident Management):

Für einen Siedewasserreaktor (Nordic BWR) wurde unter anderem untersucht, ob nach einer Kernschmelze die Führungsrohre der Instrumentierung (Instrumentation Guide Tube, IGT) im Bereich der Durchflussbegrenzer verklemmen. Dies würde das Herausfallen dieser Führungsrohre aus der Bodenkappe des RDB nach dem Aufschmelzen der IGT-Schweißnähte verhindern. Für die Analyse wurden der maximale Schmelzpool (1.9 m) sowie ein möglichst mittig positioniertes Führungsrohr gewählt. Die durchgeführte Analyse zeigt, dass das Führungsrohr nicht verklemmt und somit der Reaktordruckbehälter zuerst im Bereich der IGT versagt. Bei anderen Mächtigkeiten des Schmelzpool und anderen IGT-Positionen könnten die Resultate unterschiedlich sein, was weiter zu untersuchen sein wird.

DEFOR (Debris Formation):

Wenn die Kernschmelze als Strahl aus dem RDB austritt und auf eine Wasservorlage trifft, so wird der Strahl mit zunehmender Eintrittstiefe in die Wasservorlage immer weiter aufgetrennt, bis schliesslich nur noch Tropfen vorhanden sind. Dies wird als «Jet-Breakup» bezeichnet und die dazu benötigte Wassertiefe als «Jet-Breakup Length». Die Analysen zeigen, dass wenn die Wasservorlage mehr als 2 Meter tiefer als die Jet-Breakup Length ist, keine signifikante Agglomeration von Schmelzpartikeln zu erwarten ist. Diese Agglomeration ist unerwünscht, da das Schüttbett dann schlechter kühlbar ist. Der Einfluss der Überhitzung der Schmelze auf die Streuung der Resultate ist deutlich geringer als der der Jet-Breakup Length. In der sogenannten «Agglomeration Mode Map» wird die Mächtigkeit der Wasservorlage, welche erforderlich ist, um eine unerwünschte Agglomeration von Schmelzpartikeln zu vermeiden, in Abhängigkeit des Strahldurchmessers dargestellt. Im Betrachtungsjahr konnte eine erste Version dieser Agglomeration Mode Map entwickelt werden. Mit dem entwickelten DECOSIM (Debris Coolability Simulator) Code wird die Ausbildung des Schüttbettes simuliert, wenn die Kernschmelze kontinuierlich in die Wasservorlage fällt.

POMECO (Porous Media in- and ex-vessel Coolability):

Zur Bestimmung, ob ein Schüttbett kühlbar ist, wird der MEWA 2D Code (Universität Stuttgart) eingesetzt. Ein Schüttbett ist kühlbar, wenn die im

Schüttbett durch die Nachwärme erzeugte Energiedichte (in kW pro Kubikmeter Schüttbett) nicht zu einer Austrocknung des Schüttbettes führt. Diese Kühlbarkeitsgrenze wird als Dryout Heat Flux (DHF) bezeichnet. Zur Validierung des Codes wurden die ermittelten Daten aus den POMECO-HT-Experimenten verwendet. Die in diesen Experimenten gemessenen DHFs liessen sich durch den Code mit guter Genauigkeit (Differenzen kleiner 5%) vorhersagen. Die Forschungsergebnisse zeigen, dass der DHF stark von der Schüttbettform abhängig ist.

SERA (Steam Explosion Risk Assessment):

Mittels sogenannter Einzeltröpfchen-Experimenten wird das Phänomen Dampfexplosion erforscht. Dabei werden Tropfen eines flüssigen Kernsimulationsmaterials in eine Wasservorlage fallen gelassen und die Reaktionen analysiert. Es wurden weitere Experimente mit geringer Überhitzung (100 °C über dem Schmelzpunkt) durchgeführt. Dabei bestätigte sich die Vermutung, dass die Materialeffekte (z.B. Mechanismen wie «mushy-phase») erst in diesem Überhitzungsbereich eine wesentliche Rolle spielen. Die Unterschiede zwischen eutektischen und nicht-eutektischen Mischungen bei der Erstarrung wurden mittels Analyse der durch die Dampfexplosionen erzeugten Feinpartikel weiter erforscht. Mit einem CFD-Rechenprogramm (Computational Fluid Dynamics) wurde die Deformation der Schmelztropfen simuliert. Die vorläufigen Resultate zeigen unter anderem die Bedeutung der Eigenschaften der Schmelze auf die Vorkonditionierung (Bedingungen für eine nachfolgende Dampfexplosion).

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt MWSI liefert Erkenntnisse zu den komplexen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. Dadurch werden z.B. belastbarere Risikoquantifizierungen in der Stufe 2 der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) möglich. Sie spielen beim Entscheid über technische Nachrüstungen und auch bei der Optimierung von Unfallbeherrschungsstrategien (SAMG) und der Notfallplanung eine wesentliche Rolle. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekühlt werden

kann. Bemerkenswert ist die konsequente Ausrichtung der MSWI-Forschungsarbeiten auf unmittelbare Anwendbarkeit der Resultate in den oben genannten Bereichen, insbesondere für SWR, welche – wie beispielsweise die Schweizer Anlagen – als zentrale Massnahme bei einem Kernschmelzunfall das Containment fluten. Ferner ermöglicht die Mitwirkung am MSWI-Projekt dem ENSI den direkten Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Schwerunfallforschung (auch über die Projektthemen hinaus).

Ausblick

Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen. Der Forschungsvertrag wurde deshalb verlängert. In der neuen Projektperiode (2012 – 2016) sollen deterministische und probabilistische Analysen kombiniert werden, um den Einfluss der Unfallszenarien auf die Kühlbarkeit der Kernschmelze nach RDB-Versagen und auf Dampfexplosionen systematisch berücksichtigen zu können. Dafür wird die «Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM)» herangezogen. Die Forschungsaktivitäten für die Projektperiode 2012 – 2016 können wie folgt unterteilt werden:

- Risikoevaluation und Synthese (RES)
- Analyse, wie die Kernschmelze aus dem RDB austritt – Melt ejections mode (MEM)
- Kühlbarkeit des Schüttnettes – Debris coolability map (DECO)
- Auswirkungen einer Dampfexplosion – Steam explosion impact map (SEIM)

1.6 Strahlenschutz

Die Arbeiten im Bereich Strahlenschutz umfassen ein breites Spektrum anwendungsbezogener Themen. Sie reichen von der Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen für ionisierende Strahlung und der von Helikoptern aus durchgeführten Messung der Ortsdosisleistung in der Umgebung von Kernanlagen (Aeroradiometrie) bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung im Strahlenschutz bei. Mit diesen Aktivitäten werden der Strahlenschutz in der Schweiz auf dem Stand der Technik gehalten und die Ausbildung von Nachwuchskräften gefördert.

1.6.1 Strahlenschutzforschung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Franz Cartier

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS als akkreditierte Stelle zugelassen. Unter anderem gehören zum Aufgabengebiet der Sektion:

- das Betreiben einer anerkannten Dosimetrie- und Inkorporationsmessstelle,
- die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten,
- das Betreiben eines Radioanalytiklabors.

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen. Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Freigabe von Materialien aus kontrollierten Zonen und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung.

In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radionuklidhaltigen Proben durchgeführt. Die Radioanalytik hat im Strahlenschutz 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 Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation.

Für das ENSI führt die Sektion Messwesen der Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Generische Strahlenschutzforschung

Im Berichtsjahr wurde die Doktorarbeit zur Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden, das die Topografie

und die Gebäude des PSI berücksichtigt und turbulente Strömungen mit hoher Auflösung berechnen soll, weitergeführt. Nach einem Wechsel zu besser geeigneten Rechencodes und dem Einsatz vereinfachter Modelle der PSI-Topografie konnten wichtige Grundlagen für die Simulationen mit der realen PSI-Topografie erarbeitet werden. Zusätzlich ist geplant, das Modell mit Hilfe von Messungen der Luft-Aktivitätskonzentration von Positronenstrahlern in der Umgebung des PSI zu überprüfen. Die Positronenstrahler werden von den Beschleunigeranlagen des PSI kontinuierlich im Rahmen der zulässigen Grenzwerte an die Umgebung abgegeben. Dazu wurde im Berichtsjahr ein erster Prototyp einer gammaspektrometrischen Messstation mit einem 3-x-3-Zoll-NaJ-Detektor im Messfeld PSI-OASE in Betrieb genommen.

Am Testaufbau des neuen Probenahmesystems des Hochkamins Ost wurden die Gesamtübertragungsraten von Aerosolpartikeln durch zwei auf diese Prüfung spezialisierte Firmen gemessen. Die Analyse zeigte eine gute Übereinstimmung der Messergebnisse beider Firmen. Auch stimmte die vom PSI durchgeführte Modellrechnung für kleine und mittlere Partikel mit den Messergebnissen gut überein. Für grosse Partikel vernachlässigte das Modell die Resuspension einmal abgelagerter Teilchen, so dass das Modell eine Übertragungsrate von Null vorhersagte, was der Wirklichkeit nicht entsprach. Die vom PSI zur Verfügung gestellten Prüfaerosole im mittleren Grössenbereich lagen deutlich unter den erwarteten Werten, was die Hypothese einer zusätzlichen Abscheidung durch elektrostatische Kräfte für diese Art von Partikel nahelegte.

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeitet je ein Vertreter des PSI in den Arbeitsgruppen WG14 und WG17 der International Organization for Standardization ISO aktiv mit. Die WG14 hat mit der Neuerstellung von zwei ISO-Normen begonnen. Die eine behandelt die Raumluftüberwachung am Arbeitsplatz und die andere die Raum- und Fortluftüberwachung von Beschleunigern zur Herstellung von Radionukliden für die Positronen-Emissionstomographie (PET). In der WG 17 wird weiter an der Revision der ISO 7503, einer Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen, gearbeitet. Die Sektion Messwesen ist in mehreren Arbeitsgruppen von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) vertreten, die die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der ionisierenden Strahlung im europäischen Raum fördert.

Im Jahr 2012 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik und Neutronendosimetrie sowohl auf nationaler wie auch internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen liess sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

In der Gruppe Radioanalytik wurde ein neues Flüssig-Szintillationsspektrometer mit Dreifach-Doppel-Koinzidenz-Messtechnik erfolgreich kalibriert und seine Alpha-Beta-Trennung optimiert. Im Berichtsjahr untersuchte ein Industriepraktikant des NE-Masterkurses der ETHZ die CR-39-Neutronendetektor-Materialien von drei verschiedenen Herstellern. Dabei wurden Untergrunddetektoren und vorgängig bestrahlte Detektoren untersucht. Die Ergebnisse der Studie werden 2012 auf einem Kongress der International Radiation Protection Association (IRPA) in Glasgow präsentiert.

Praktische Strahlenschutzforschung

Im Rahmen des Teilprojekts «Teilnahme an und Berichterstattung über die jährlichen Aeroradiometrieübungen» wurden die Routine-Messgebiete um die Kernkraftwerke Mühleberg (KKM) und Gösgen (KKG), das Reuss-Delta und Gebiete im Kanton Tessin aeroradiometrisch ausgemessen. Zusätzlich wurde gemeinsam mit den Einsatzkräften des Kantons Tessin eine Einsatzübung mit einem simulierten Transportunfall durchgeführt. Es konnten mit Ausnahme der Betriebsareale der Kernkraftwerke keine erhöhten Messwerte registriert werden. Auf den Betriebsarealen wurden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten.

Im Jahr 2011 wurden die Neutronen-Bestrahlungseinrichtungen der PSI-Kalibrierstelle neu charakterisiert. Dazu wurden die Felder der ^{241}Am -Be- und der ^{252}Cf -Quelle ohne und mit D_2O -Moderator (Schwerwasser) ausgemessen und modelliert. Auch wurde der Photonenanteil dieser Quellen mit sieben verschiedenen Messgeräten bestimmt. Für die ^{252}Cf -Quelle wurde der Einfluss des ISO-Wasserphantoms, das zur Kalibrierung von Dosimetern verwendet wird, auf die Streustrahlung im Raum mit Messung und Monte-Carlo-Simulation untersucht. Ein Phantom ist ein – in diesem Fall mit Wasser gefüllter – Behälter, der stellvertretend für lebendes Gewebe verwendet wird. Phantome sollen eine dem lebenden Gewebe vergleichbare Durchlässigkeit für ionisierende Strahlung aufweisen.

Im KKM wurde die Cs-137-Bestrahlungsanlage durch die akkreditierte Kalibrierstelle des PSI er-

folgreich überprüft. Das KKG hat zur Überwachung der Oberflächenkontamination von Personen fünf neue Endmonitore gekauft. Da diese Monitore auch für die Triagemessung zur Inkorporationsmessung gemäss Dosimetrieverordnung verwendet werden sollen, hat die Eichstelle des PSI einen Monitor im Sinne eines Prototyps mit dem Blockphantom IGOR erfolgreich kalibriert.

In der Radioanalytik wurden vier Messmethoden entwickelt und erfolgreich getestet:

- Mikrowellenaufschluss von aktiviertem Beton und Bestimmung der Aktivität der Aktiniden ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{234}U , ^{238}U , ^{230}Th und ^{232}Th
- Bestimmung der Aktiniden aus dem Boden mit einem Diglycolamide-Harz (DGA-Resin) als Vorkonzentrationsschritt
- Optimierung der radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben
- Analyseverfahren zur Bestimmung von $^{210}\text{Pb}/^{210}\text{Po}$ und $^{226}\text{Ra}/^{228}\text{Ra}$ in Trink- und Mineralwässern

Zusätzlich konnte durch die Radioanalytik die Bestimmung des Nuklidvektors von Hotlabor-Schlammproben abgeschlossen werden.

Das Projekt zur Charakterisierung des PSI-Ganzkörperzählers mittels Messungen und Monte-Carlo-Simulationen in Zusammenarbeit mit dem Institut de Radiophysique in Lausanne (IRA) wurde auch im Berichtsjahr weitergeführt. Im Jahr 2011 wurden nach Abschluss der Charakterisierung mit einfachen Geometrien die Messungen und Rechnungen mit komplexen Geometrien fortgesetzt. Für die Rechnungen wurden neben den Rechnern der IRA zusätzlich der Supercomputer des Swiss National Supercomputing Centre (CSCS) bei Lugano verwendet.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeit auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik fördert die nukleare Sicherheit und stärkt die Rechtssicherheit. Dies gilt insbesondere für die Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen. Auch wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssicherung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen und Messaufgaben geleistet.

Die vom PSI geleisteten Arbeiten bei der Revision der ISO-Normen tragen zu einer international harmonisierten Erhebung und Beurteilung von Messwerten bei.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass das ENSI jederzeit Probenana-

lysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn ist die Umsetzung des Stands der Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in der 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.

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2012 sind Arbeiten an folgenden Projekten im Bereich der generischen Strahlenschutzforschung geplant:

- Durchführung und Fachbegleitung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung
- Dokumentation der Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen
- Erstellung neuer radiologischer Karten der Schweiz
- Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik
- Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen
- Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCSSoftware für Dichte, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie
- Absolutmessungen reiner Beta-Strahler mit der TDCR-Methode für Halbwertszeitbestimmungen langlebiger Nuklide (^{10}Be , ^{32}Si , ^{63}Ni , ^{93}Zr , ^{129}I)
- Dokumentation der Studien in Neutronen-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren
- Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

Für die praktische Strahlenschutzforschung sind es die folgenden Arbeiten:

- Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung
- Charakterisierung der Neutronen-Bestrahlungseinrichtungen (Messung und Simulation)
- Evaluation von aktiven Personendosimetern
- Messungen zum Thema «Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk für die maschinelle Freimessung»
- Mitarbeit bei metrologischen und legalen Fragestellungen des Bundesamts für Metrologie (METAS)
- Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

- Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben «EAWAG-Klingnau-Projekt»
- Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target »M«
- Optimierung extraktionschromatischer Trennung von Am und Cm aus Bodenproben mittels DGA-Resin

1.7 Entsorgung

Mit dem Fortschreiten des Verfahrens gemäss dem Sachplan geologische Tiefenlager wird auch die Forschung im Bereich Entsorgung immer wichtiger. Bei der geologischen Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle spielt die Untersuchung geeigneter Gesteinsformationen eine zentrale Rolle. Dazu werden hydrogeologische, geochemische und felsmechanische Eigenschaften des Opalinustons im Felslabor Mont Terri untersucht. Die Auslegung eines Tiefenlagers und dessen Überwachung wird ebenso beleuchtet wie die Eigenschaften der darin einzulagernden Abfälle. Zudem werden die in einem Tiefenlager ablaufenden physikalisch-chemischen Prozesse betrachtet, darunter insbesondere die Gasentwicklung. Darüber hinaus beschäftigen sich die Projekte mit langfristigen Prozessen, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers beeinträchtigen können, nämlich die Tiefenerosion durch Gletscher und die Abtragung als Folge grossräumiger tektonischer Hebung der Landschaft.

1.7.1 Abfallbewirtschaftung im Vergleich

ENSI-Projektbegleiter: Markus Hugi

Einleitung

Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (AGNEB). Das ENSI bearbeitet dieses Projekt gemeinsam mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU), dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) sowie der Kommission für nukleare Sicherheit (KNS). Nach Bedarf wurden die Abfallverursacher und die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) als Experten beigezogen.

Das Projekt beinhaltet sowohl strategische als auch technisch-wissenschaftliche Überlegungen zur aktuellen Bewirtschaftung der radioaktiven und

nicht-radioaktiven Abfälle. Sie betreffen unter anderem die Abfallminimierung, den Umgang mit organikahaltigen radioaktiven Abfällen und die Verbringung metallischer Werkstoffe in geologische Tiefenlager.

In der Schweiz wird die Bewirtschaftung nicht-radioaktiver Abfälle im Umweltschutzgesetz, die Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle im Kernenergie- bzw. Strahlenschutzgesetz geregelt. Im Vergleich bestehen einige wichtige Unterschiede, die beispielsweise die Verbringung organischer Abfälle oder metallischer Werkstoffe in unterirdische Deponien anbelangen. So gilt für nicht-radioaktive Abfälle im Bezug auf den Organikagehalt ein verbindlicher Grenzwert, während für radioaktive Abfälle bzgl. geologischer Tiefenlagerung die organischen Stoffe zwar zu minimieren sind, dafür aber keine quantitative Beschränkung besteht (im Extremfall handelt es sich bei den einzulagernden Abfällen um bituminierte Ionenaustauscherharze aus Kernkraftwerken). Gemäss Umweltschutzgesetz gelten Metalle als Rohstoffe, welche von den übrigen Abfällen zu trennen und der Wiederverwertung zuzuführen sind. Die metallischen Komponenten der radioaktiven Abfälle sind jedoch häufig durchgehend aktiviert, und eine direkte Wiederverwertung des Materials ist meistens nicht möglich.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» beinhaltet eine systematische Analyse der heutigen Bewirtschaftungspraxis für radioaktive und nicht-radioaktive Abfälle. Es wird geprüft, ob relevante Regelungen und Prinzipien des Umweltschutzgesetzes in der Gesetzgebung zur Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle genügend berücksichtigt werden. Die Studie zeigt auf, wo bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle diesbezüglich Handlungsbedarf besteht und welche Massnahmen angezeigt sind. In Bereichen, wo kein Handlungsbedarf besteht, soll die Studie dafür überzeugende Begründungen liefern.

Im Berichtsjahr wurden die vorgesehenen Arbeiten bezüglich Vermeidungspotenzial und Behandlungsverfahren mit einem Fachgespräch am Paul Scherrer Institut (PSI, Sektion Rückbau und Entsorgung) abgeschlossen. Das Gespräch bezog sich auf die Bewirtschaftung der radioaktiven Abfälle aus dem Zuständigkeitsbereich des BAG (Medizin, Industrie und Forschung). Im Hinblick auf eine möglichst geringe Gasproduktionsrate im geolo-

gischen Tiefenlager stand einmal mehr die Vermeidung metallischer Abfälle im Vordergrund. Wichtige Behandlungsverfahren zu diesem Ziel sind Abfalltrennung, Wiederverwertung, Abklinglagerung und Freimessung. Brennbar (organische) Abfälle werden kompaktiert und anschliessend in der Plasma-Anlage des ZWILAG (Würenlingen) verbrannt. Der Einsatz von radioaktivem Graphit aus dem DIORIT-Forschungsreaktor als Zuschlagsstoff für Zementmörtel und dessen Verwendung zur Konditionierung von metallischen DIORIT-Abfällen stellt ein innovatives, eigens am PSI entwickeltes Verfahren dar. Die Ausbildung der Mitarbeitenden in Hinblick auf die Vermeidung radioaktiver Abfälle hat – wie bei anderen Abfallverursachern – am PSI einen hohen Stellenwert. Das Inventar der Stilllegungsabfälle aus den Grossforschungsanlagen (PSI-West und CERN) wird derzeit in Zusammenarbeit mit der Nagra überprüft, und die Nachführungen werden dokumentiert.

Die Ergebnisse und Schlussfolgerungen aus der mittlerweile abgeschlossenen Bestandesaufnahme wurden in einem Berichtsentwurf zusammengefasst und den Projektpartnern am 24. Oktober 2011 anlässlich der vierten Projektsitzung vorgestellt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Verhalten von Abfällen in einem geologischen Tiefenlager hängt von den physikalisch-chemischen (Umgebungs-)Bedingungen des Einlagerungsbereichs und von den Materialeigenschaften des Abfallprodukts ab. In Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts erweisen sich die folgenden radioaktiven Abfälle als besonders bedeutungsvoll: Harze, Konzentrate und Mischabfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke sowie Abfälle aus deren Nachbetriebsphase. Die Zusammensetzung dieser Abfälle (insbesondere Organika und Metalle) ist bekannt und in den entsprechenden Abfallsortenberichten umfassend dokumentiert. Verschiedene Inhaltsstoffe sind von sicherheitsrelevanter Bedeutung, indem sie die Mobilität der Schadstoffe bzw. Radionuklide erhöhen. Ein Beispiel dafür sind organische Stoffe, deren Degradationsprodukte in Form von Komplexbildnern die Rückhaltung der Radionuklide im Tiefenlager vermindern und zu einer beschleunigten Degradation der Zementbarrieren im Nahfeld führen können. Dazu kommen Materialien, die im Fall metallischer Werkstoffe durch anaerobe Korrosionsprozesse oder bei organischen Stoffen durch mikrobiellen

Abbau Gase produzieren. Die Abbauprodukte können die Wirkung der technischen und natürlichen Barrieren beeinträchtigen und dadurch die Freisetzung der Radionuklide aus einem Tiefenlager beschleunigen.

Eine Reduktion der in den radioaktiven Abfällen enthaltenen metallischen bzw. organischen Inhaltsstoffe wird damit zu einer längerfristig erhöhten Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers führen.

Vorläufige Projektergebnisse

Obschon zunehmend als wichtig erachtet, wird die Thematik einer «konsistenten» Abfallbewirtschaftung (radioaktive vs. nicht-radioaktive Abfälle) in anderen Ländern durch die nationalen Entsorgungsorganisationen und Aufsichtsbehörden nicht proaktiv bearbeitet. «Inkonsistenzen» bestehen in der schweizerischen Gesetzgebung in erster Linie bezüglich der Bewirtschaftung von organischen und metallischen Abfällen.

Die Arbeiten haben bestätigt, dass Harze, Konzentrate und Mischabfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke sowie Abfälle aus der Nachbetriebsphase besonders bedeutungsvoll sind. Aus Gründen der radiologischen Sicherheit und der Kosten ist speziell in Kernkraftwerken die Abfallvermeidung oberstes Gebot. Dazu verhelfen optimierte betriebliche Abläufe, aber auch weiter entwickelte Verfahren zur Dekontamination der Abfälle mit anschliessender Freimessung. Alternative Abfallbehandlungsmethoden unterliegen allerdings strengen Prüfkriterien: Sicherer Betrieb/nukleare Sicherheit, Strahlenschutz, industrielle Reife, technische Umsetzbarkeit, Kosten usw.; dabei sind die Betreiber in ihren Möglichkeiten stark von den Systemlieferanten abhängig. Die Möglichkeiten für eine alternative Behandlung organischer Ionenaustauscherharze oder das Potenzial einer verlängerten Abklinglagerung speziell für metallische Grosskomponenten aus den Sekundärkreisläufen wurden im Rahmen des vorliegenden Projekts von der Nagra geprüft.

Organische Abfälle

Bezüglich organischer Abfälle sind Ionenaustauscherharze (IAH) aus dem Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke in Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts massgebend. Sie tragen nach Aufsättigung des verschlossenen Tiefenlagers durch mikrobiellen Abbau zur Produktion von Gasen bei, erhöhen durch komplexierende Abbauprodukte die Mobilität der Radionuklide und füh-

ren unter Umständen zu einer beschleunigten Degradation der Zementbarrieren im Nahfeld.

Als Massnahme zur Reduktion der IAH-Mengen stehen ein optimaler Reaktorbetrieb (d.h. dichter Brennstoff) und der Einsatz von adäquaten (korrosionsresistenten) Werkstoffen im Vordergrund. Ionenaustauscherharze liessen sich in einem Pyrolyseprozess (evtl. in einer Gemeinschaftsanlage) mineralisieren. Für höher aktivierte erschöpfte IAH können separate Sammel tanks zur Verfügung gestellt werden, während normal aktivierte IAH der Verbrennung (ZWILAG) zugeführt werden können.

Metallische Abfälle

Bei den metallischen schwach- und mittelaktiven Abfällen (SMA) handelt es sich vorwiegend um Stilllegungsabfälle aus Eisen oder Stahl aus Kernkraftwerken und Grossforschungsanlagen (PSI, CERN). Mengenmässig ist der eigentliche Rohabfall massgebend, während die Metallkomponenten der Lagercontainer und Abfallgebände weniger ins Gewicht fallen.

Trennen, dekontaminieren, freimessen und wieder verwenden erweisen sich als erfolgversprechende und prüfenswerte Massnahmen zur Reduktion der Abfallmengen, die teilweise durch die Abfallverursacher bereits umgesetzt wurden. Es gilt, zwischen inaktiven metallischen Behältermaterialien sowie kontaminierten und aktivierten Metallen zu unterscheiden.

Bei optimaler Prozessführung resultieren durch das Einschmelzen aktivierter Metalle weitgehend inaktive Giesslinge, die gegebenenfalls wieder verwertet werden können, während die radioaktive Schlacke der Entsorgung zugeführt wird. Zumindest aber führt das Umschmelzen zu einem günstigeren Oberflächen-Volumen-Verhältnis und damit zu einer geringeren Gasproduktionsrate für die metallischen Abfälle. Die Realisierung einer entsprechenden Gemeinschaftsanlage wird durch die Abfallverursacher geprüft.

Durch eine verlängerte Abklinglagerung ist zu erwarten, dass sich die Entsorgungssituation für KKW-Abfälle nicht signifikant ändern würde. Hingegen würde für Abfälle aus Grossforschungsanlagen (die einen grossen Teil von metallischen Komponenten beinhalten) eine Verlängerung der Abklinglagerung über die gesetzlich erlaubten 30 Jahre hinaus potenziell eine Reduktion der einzulagernden Abfälle bedeuten.

Bei den hochaktiven Abfällen (HAA – verbrauchte Brennelemente und verglaste Spaltproduktlö-

sungen aus der Wiederaufarbeitung) stammen 98 % der produzierten Gesamtgasmenge von den Lagerbehältern aus Stahl. Deren Vorteile liegen in der einfachen Herstellung und dem Verschluss, der mechanische Stabilität, der Handhabung (insbesondere Rückholbarkeit) sowie den verhältnismässig geringen Kosten. Unter Umständen kann den Stahlbehältern aber auch eine Funktion als Element der Langzeitmarkierung eines geologischen Tiefenlagers HAA zukommen. Als Massnahme zur Reduktion der produzierten Gasmenge steht die Verwendung alternativer Behältermaterialien wie Kupferummantelung oder keramische Werkstoffe im Vordergrund. Die Entsorgungspflichtigen haben entsprechende Abklärungen veranlasst.

Ausblick

Gemäss aktuellem Terminplan wird das Projekt mit der Bereinigung des Schlussberichts im ersten Halbjahr 2012 abgeschlossen. Eventuelle Nachfolgeprojekte in Bezug auf eine systematische Untersuchung einer risiko-orientierten Abfallbewirtschaftung sowie bezüglich alternativen Behältermaterialien für hochaktive Abfälle sind prüfenswert.

1.7.2 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank

Bericht der Forscher in Anhang A

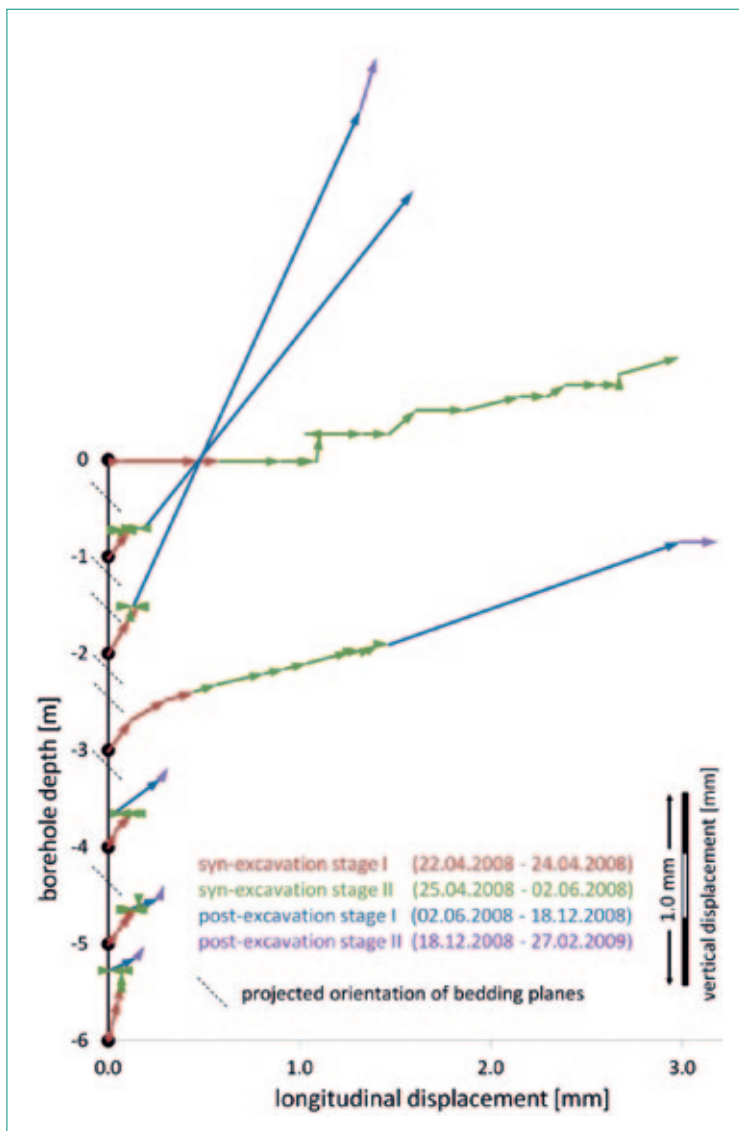
Einleitung

Mit dem internationalen Forschungsprojekt Mont Terri werden Grundlagedaten zu den hydrogeologischen, geochemischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons erhoben. Diese Eigenschaften sind für die Beurteilung der Sicherheit und die Abklärung der grundsätzlichen bautechnischen Machbarkeit geologischer Tiefenlager in Tongesteinen massgebend. Anhand von Demonstrationsexperimenten wird ferner das Materialverhalten einzelner technischer Barrieren (u.a. Bentonit, Zement, Stahl) – in Wechselwirkung zum Opalinuston – untersucht. Am Forschungsprojekt beteiligen sich aktuell 14 Organisationen aus 7 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan und USA). Das ENSI beteiligt sich seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten lag 2011 auf der Fortführung und Auswertung des RC-Experimentes (Rock Mass Characterisation-Experiment), welches von der Ingenieurgeologie der ETH Zürich im Rahmen einer Dissertationsarbeit durchgeführt wird. Zielsetzung dieses vierjährigen Experimentes ist einerseits die Untersuchung der durch den Bau der Galerie-08 (Ausbruchquerschnitt von 22 m²) infolge von Spannungsumlagerungen hervorgerufenen Deformationen im Opalinuston (Entstehung der sogenannten Auflocknungszone in unmittelbarer Umgebung des Stollens). Andererseits geht es um die Erfassung der sehr langsam ablaufenden, langfristigen Verformungen im Gebirge (Konsolidation, Kriech- und Quellprozesse) mittels verschiedener Bohrloch-Monitoring-Systeme. Ergänzt werden diese Untersuchungen durch umfangreiche felsmechanische Laborversuche an der ETH Zürich, mit welchen die

Abbildung 14:
Darstellung der kumulierten longitudinalen Verformungsbeiträge an 7 Messpunkten entlang der vertikalen Bohrung BRC-1 während und nach Ausbruch der Galerie-08.



felsmechanischen Kennwerte des Opalinustons erhoben und für die Rechensimulationen verfügbar gemacht werden. Am RC-Experiment beteiligen sich neben dem ENSI und der ETH die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe BGR (geophysikalische Messungen) und die Swisstopo (geodätische Messungen).

Neben dem RC-Experiment beteiligt sich das ENSI weiterhin an zwei kleineren Experimenten. Das Cyclic Deformation-Experiment untersucht das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit). Mit dem Evaporation Logging-Experiment evaluiert das ENSI zusammen mit der Swisstopo eine neue Methode der Durchlässigkeitsbestimmung in Bohrungen.

Die Auswertungen zum RC-Experiment sind bereits weit fortgeschritten und umfassten in der Berichtsperiode folgende Arbeitspakete:

■ **Auswertung des Verformungsverhaltens des Opalinustons im Sohlenbereich der Galerie-08, gemessen in der vertikalen Bohrung BRC-1 während und nach dem Ausbruch der Galerie-08** (Abbildung 14): Die Orientierung und Längen der gemessenen Verschiebungsvektoren weisen auf ein unterschiedliches zeitabhängiges Verformungsverhalten entlang der vertikalen Bohrung hin. Für die Periode des Ausbruchs der Galerie-08 zeigen die meisten Messungen Verformungsvektoren senkrecht zur Schichtung. Demgegenüber weisen die Verformungsmessungen näher zur Tunnelsohle bzw. in Bereichen stärkerer tektonisierter Zonen flacher liegende Verschiebungsvektoren auf, wobei in der späteren Ausbruchphase höhere Verschiebungsbeträge zu beobachten sind. Für die Periode nach Ausbruch der Galerie-08 (post-excavation phase I mit 199 Tagen und post-excavation phase II mit 270 Tagen) konzentrieren sich die Verformungen auf die oberen 4 m der Bohrung, mit kumulierten vertikalen Hebungskomponenten aller vier oberen Bewegungsvektoren von 4.9 bzw. 5.3 mm. Aus diesen Ergebnissen können folgende vorläufige Schlussfolgerungen gezogen werden:

- Das Verformungsbild im Sohlenbereich der Galerie-08 entlang der vertikalen Bohrung BRC-1 ist zeitlich und räumlich heterogen.
- Die durch den Ausbruch der Galerie-08 induzierten Spannungsumlagerungen haben zu Verformungen bis zur Endteufe der Bohrungen von 7 m geführt.
- Nach dem Ausbruch sind wesentliche Verformungen (90 % der kumulierten Verfor-

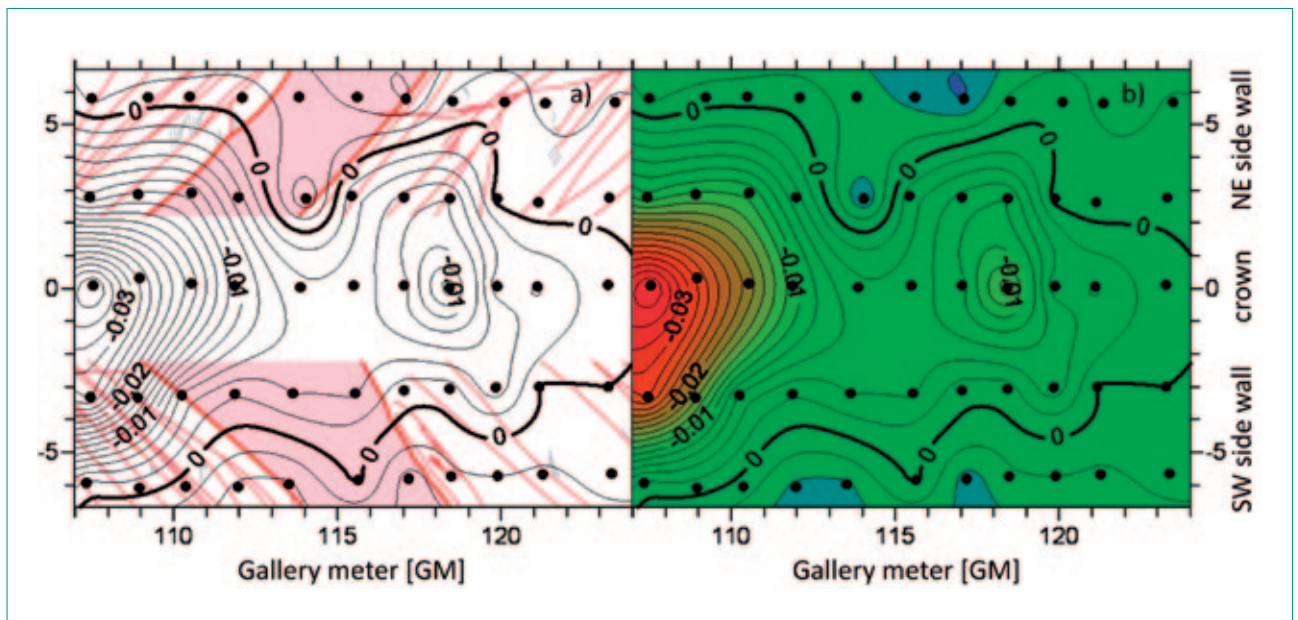


Abbildung 15: Zusammenstellung der kumulativen Verformungen im Tunnelabschnitt GM 107 bis GM 124 der Galerie-08 (abgewinkelte Aufnahme der Tunnelparamente «side walls» und des Firsts «crown»).
a) Verformungsbild unterlegt mit der geologischen Karte,
b) farbcodiertes Verformungsbild in Metern: Positive Werte geben Hebungen, negative Werte Senkungen an.

mungen) nur in den oberen 4 m der Bohrung zu beobachten.

- d) Ausmass und Verteilung der Verformungen während des Vortriebes lassen darauf schliessen, dass sich das Gebirge in 2 bis 4 m Tiefe unterhalb der Sohle der Galerie-08 als diskreter Block bewegt hat.
- e) Die hohen Verformungsbeträge nach dem Ausbruch lassen vermuten, dass neben Spannungsumlagerungsprozessen auch Quellprozesse der Tonminerale eine Rolle gespielt haben. Zur Klärung dieser Frage sind hydraulisch-mechanisch gekoppelte Modellierungen vorgesehen, die Aufschluss darüber geben sollen, wie weit das Verformungsverhalten des Opalinustons zu Änderungen des Porenwasserdrucks im Gebirge geführt hat.

■ **Auswertung der durch den Ausbruch der Galerie-08 induzierten Verformungen im Tunnelabschnitt GM 110 bis GM 124 im Bereich der Seitenwände und des Firsts der Galerie-08:** Die hochauflösenden geodätischen Messungen als auch die Laserscanaufnahmen zeigen ein heterogenes Verformungsbild (Abbildung 15) mit den höchsten Verformungen im Firstbereich der Galerie-08. Die Bereiche mit den grössten Verformungsbeträgen (bis zu 40 mm) liegen jeweils vor bzw. nach der etwa 4 m breiten Hauptstörung (Main Fault), die hier den RC-Experimentbereich quert. Diese unerwarteten Ergebnisse zeigen deutlich, dass das Verformungsverhalten des Opalinustons stark durch diese Störungszone bestimmt wird, insbesondere dem Kontrast der Deformierbarkeit zwischen wenig und stark tektonisierten Zonen, die die Spannungsumlage-

rung kontrollieren. Das Auftreten stärker deformierbarer Zonen führt somit zu Spannungskonzentrationen im angrenzenden, steiferen Gebirge und folglich zu grösseren Verformungen. Die Synthese strukturgeologischer Detailaufnahmen und Verformungsmessungen im Tunnelabschnitt zeigt, dass Verformungen im Gebirge auf eine Kombination von Gleitverschiebungen entlang bestehender Trennflächen (Störungen, Scherzonen, Klüfte), Scherversagen entlang der Schichtung sowie spröden Bruchprozessen zurückgeführt werden können.

■ **Auswertung der Verformungsmessungen in der horizontalen Bohrung BRC-2 (Magnet-Extensometer und Chain-Deflectometer):** Die grössten umlagerungsbedingten Verformungen während des Ausbruchs der Galerie-08 wurden im Bereich der RC-Startnische sowie im Bereich der Hauptstörung (Main Fault) gemessen. Die horizontalen Komponenten der Verformungen erweisen sich dabei als deutlich grösser als die vertikalen, was sich mit der räumlichen Ausbreitung und Geometrie der Spannungsumlagerungsfront an der Brust des Stollens erklären lässt. In der Phase nach dem Ausbruch wurden nur noch sehr geringe Verformungen, beschränkt auf tektonische Schwächezonen, festgestellt.

■ **Laboruntersuchungen an Opalinustonproben:** Wie anhand von Spaltzugversuchen (Brazilian Tensile Strength Tests BTS) gezeigt wurde, hängt die Zugfestigkeit stark vom Wassergehalt der Probe ab. In weiteren Versuchsserien wurde auch der Einfluss des Karbonatgehalts auf die Zugfestigkeit analysiert, welche aber keine Abhängigkeit zeigte. Im Opalinuston kann der Kar-

bonatanteil gänzlich an Bioklasten (biogene Gesteinsbruchstücke) gebunden sein, die isoliert in der Ton-Quarz-Matrix liegen. Einaxiale Druckversuche (UCS) zeigen nun, dass die Druckfestigkeit des Opalinustons tendenziell mit höherem Bioklastengehalt abnimmt. Eine mögliche Erklärung dazu liefern rasterelektronische Untersuchungen von Klinkenberg et al. 2009 (siehe Anhang A). Diese Untersuchungen zeigen, dass bei geringerem Anteil an Bioklasten induzierte Mikro-Risse in der Matrix enden, bei höherem Anteil jedoch zusammenwachsen und dadurch die Spitzenfestigkeit der Gesteinsprobe reduzieren.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Mont-Terri-Forschungsprojekt liefert dem ENSI wichtige Grundlagendaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Das RC-Experiment ermöglicht, Rückschlüsse über das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen zu ziehen. Die Ergebnisse des CD-Experimentes zeigen das zyklische Austrocknungsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit) und geben Einblick in die damit verknüpften Prozesse (Aufsättigungs- und Entsättigungsvorgänge). Mit dem FM-D-Experiment werden Grundlagen zur Messung lokaler Gesteinsdurchlässigkeiten geschaffen, die für die Interpretation hydraulischer Bohrlochmessungen und das Verständnis verschiedener Prozesse (Selbstabdichtungsvermögen des Opalinustons) wichtig sind.

Die Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt liefert dem ENSI unabhängige Vergleichsdaten, die für Beurteilungen im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlagerung verwendet werden. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Das RC-Experiment hat eine grosse Anzahl wissenschaftlicher Messdaten und Ergebnisse geliefert und befindet sich nun in der Phase der Auswertung und Dokumentation. Die Arbeiten schreiten planmässig voran, ein abschliessender wissenschaftlicher Arbeitsbericht wird im Rahmen einer ETH-Dissertation für Ende 2012 erwartet. Einige Ergebnisse zur felsmechanischen Charakterisierung des Opalinustons liegen bereits in Form

von Fachpublikationen oder Tagungsbeiträgen vor (siehe Referenzverzeichnis, Forschungsbericht in Anhang A).

1.7.3 OECD-NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank

Einleitung

Die Sicherheit geologischer Tiefenlager für radioaktive Abfälle wird im Rahmen der OECD-NEA «Radioactive Waste Management Committee»-Aktivitäten in der Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) bearbeitet. Eine Untergruppe der IGSC, die «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media» oder kurz «Clay Club» genannt, befasst sich dabei seit 1991 mit spezifischen Aspekten des Stofftransportes in Tongesteinen, dem in der Schweiz bevorzugten Wirtgestein für geologische Tiefenlager. In der Untergruppe sind Behörden und Organisationen aus 9 Ländern vertreten, die sich mit der sicheren Entsorgung radioaktiver Abfälle in Tongesteinen befassen.

Ziel des Clay Clubs ist es, den internationalen Stand der Wissenschaft in der Tongesteinsforschung zu verfolgen, den Kenntnisstand der sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter von Tongesteinen zu diskutieren, allfällige Lücken zu erkennen und mit gemeinsamen Projekten zu schliessen.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

In der Berichtsperiode standen insbesondere folgende Tätigkeiten im Vordergrund: Erstens wurden zwei vom «Clay Club» erarbeitete Review- und Syntheseberichte abgeschlossen («Claytrac-Project: Natural Tracer Profiles Across Argillaceous Formations» und «Self-sealing of Fractures in Argillaceous Formations»). Zweitens wurde eine internationale Fachtagung zum Thema «Imaging and Nano Scale Characterisation of Clays» an der technischen Hochschule in Karlsruhe (D) durchgeführt. Die Tagung zeigte, dass der Stofftransport in Tongesteinen stark vom Konsolidierungsgrad des Gesteins, von der Porosität und Architektur des Porenraumes, der Permeabilität, der Wasserchemie sowie der Tonmineralogie (Sorptionsprozesse) abhängt. Als Beispiele seien die für Anionen zugängliche Porosität, makroskopische Effekte (chemische

Osmose, Hyperfiltration), Gastransportpfade sowie felsmechanische Eigenschaften (Gesteinsfestigkeiten) erwähnt. Zum besseren Verständnis dieser Phänomene ist ein Einblick in den Nano-Skalenbereich notwendig. Ziel des Workshops war es deshalb, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet aufzuzeigen. Die heute verfügbaren Techniken sind klassische röntgenografisch-elektronenmikroskopische-spektroskopische Methoden wie μ -XRF/XAS (micro-X-Ray Fluorescence/micro-X-Ray Absorption Spectroscopy), TEM-EDS (Transmission Electron Microscopy coupled to Energy Dispersive detection System), SEM-EDX (Scanning Electron Microscopy coupled to Energy Dispersive X-ray Spectroscopy), nano-SIMS (nano-Secondary Ion Mass Spectroscopy). Dazu kommen Neuentwicklungen wie QENS (Quasielastic Neutron Scattering), FIB-nt (Focused Ion Beam nano-tomography) sowie die Verwendung von Spallationsneutronen- oder Synchrotron-Quellen (z.B. μ -XANES = micro X-ray Absorption Near Edge Structure). Mit diesen Verfahren ist heute eine Auflösung bis in den Nanometer-Bereich möglich. Ein eindrückliches Beispiel der Anwendung verschiedenster Methoden präsentierte D. Grolimund (PSI-SLS) anhand der Abbildung eines Cäsium-Migrationsversuches an Kernproben von Opalinuston.

Bedeutung des Projekts für die nukleare Sicherheit

Der Clay Club der OECD/NEA ist eine wichtige internationale Plattform für die Tongesteinsforschung, in der Vertreter der Sicherheitsbehörden, der Hochschulen, der Industrie sowie der Endlagerprojektanden ihr Wissen einbringen und austauschen können. Die Mitwirkung des ENSI im Clay Club liefert wichtige Grundlagen für die sicherheitstechnische Beurteilung geologischer Tiefenlagerprojekte.

Ausblick

Für die nächsten zwei Jahre haben sich die Mitglieder des OECD-NEA Clay Clubs auf folgende vier Arbeitsschwerpunkte geeinigt:

- Ausarbeitung eines Dokumentes über die für die Sicherheitsbeurteilung von Tongesteinen relevanten FEP's (Features, Events, Processes).
- Dokumentation der Tagungsergebnisse «Imaging and Nano Scale Characterisation of Clays» in einem NEA-Bericht bis Mitte 2012.
- Vorbereitung eines Workshops zum Thema «Molekulare Modelle für Tongesteine und de-

ren Hochskalierung für die Sicherheitsanalyse» (2013).

- Workshop zum Thema «Gastransport in Tongesteinen» (koordiniert durch IGSC in 2013).

Zum Thema «Anomale Druckhöhen in Tongesteinen» ist an der nächsten internationalen Clay Conference in Montpellier (F) im September 2012 eine spezielle Session geplant.

Um die Zusammenarbeit mit Industrie und Akademie zu verstärken, ist für 2014 geplant, das Clay Club Steering Meeting zusammen mit der Jahrestagung der Clay Mineral Society (CMS) durchzuführen. Der Clay Club schlägt für die Tagung einen Programmbeitrag zur geologischen Tiefenlagerung in Tongesteinen unter dem Spezialthema «Further development of microscopic observation, modelling technique and upscaling of argillaceous formations for PA» vor.

1.7.4 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung

ENSI-Projektbegleiter/in: Erik Frank (Monitoring), Ann-Kathrin Leuz (Pilotlager), Meinert Rahn (Lagerauslegung)

Einleitung

Die drei hier beschriebenen Projekte werden vom ENSI geleitet, sind aber zugleich Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle». Dieses Forschungsprogramm wurde von der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb) initiiert.

Ein geologisches Tiefenlager für radioaktive Abfälle besteht gemäss Kernenergieverordnung (KEV) aus einem Hauptlager, aus einem Pilotlager und aus Testbereichen. Das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars. Mit Hilfe des Pilotlagers ist das Verhalten der Abfälle, der Verfüllung und des Wirtgesteins bis zum Ablauf der Beobachtungsphase zu überwachen. Die Ergebnisse dienen der Erhärtung des Sicherheitsnachweises und müssen auf das Hauptlager übertragbar sein. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine Grundlage für den nach der Beobachtungsphase erfolgenden Entscheid des Lagerverschlusses.

Das schweizerische Standortauswahlverfahren erfolgt gemäss dem Sachplan geologische Tiefenlager. In dessen Etappe 1 wurden von der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioak-

tiver Abfälle (Nagra) sechs geologische Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach und mittelaktive Abfälle) und drei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) identifiziert und für die weitere Standortevaluation vorgeschlagen. Dies geschah anhand eines schrittweisen Einengungsprozesses und vorgegebenen sicherheitstechnischen Kriterien. Ende November 2011 hat der Bundesrat zugestimmt, diese Standortgebiete in die Raumplanung aufzunehmen, nachdem die Behörden und die verschiedenen Expertengremien in ihren Gutachten bzw. Stellungnahmen den Vorschlägen der Nagra zugestimmt haben. Als Ergebnis der Etappe 1 werden in der Schweiz nur tonreiche Wirtgesteine für die geologische Tiefenlagerung weiter betrachtet. Aspekte des Pilotlagers, der Überwachung (Monitoring) und der Lagerauslegung können daher in Zukunft auf tonige bzw. tonreiche Gesteine fokussiert betrachtet werden. In drei Projekten wird gegenwärtig fundiert abgeklärt, ob über die heutige Richtlinie ENSI-G03 hinaus gehend zusätzliche Anforderungen an die Auslegung eines geologischen Tiefenlagers, das darin integrierte Pilotlager und das Monitoring zu stellen sind.

Das Forschungsprogramm der Agneb umfasst zwei eng miteinander verknüpfte Projekte, welche sich einerseits mit dem Pilotlager (Projekt 4.3, «Pilotlager: Auslegung und Inventar») und andererseits mit Aspekten der Überwachung eines geologischen Tiefenlagers (Projekt 4.4, «Monitoringkonzepte und -einrichtungen») auseinandersetzen. In Ergänzung dazu hat das ENSI ein Projekt zu Aspekten der Lagerauslegung gestartet, das nachträglich ins Agneb-Forschungsprogramm aufgenommen worden ist.

Alle drei Projekte haben zum Ziel, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der aufgeführten Themenbereiche zu ermitteln, um dem ENSI die notwendigen Grundlagen für Entscheide im Rahmen des Sachplanverfahrens geologische Tiefenlager zu verschaffen. Dazu werden national wie international Expertenmeinungen eingeholt, ausgewertet und in Berichten dokumentiert.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Die Projekte «Lagerauslegung», «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Monitoringkonzept und -einrichtungen» wurden in der zweiten Jahreshälfte 2010 lanciert, jedoch wurde ein tiefer Einstieg in die Projekte durch die Aktivitäten im Rah-

men des Sachplans um etwa ein Jahr verzögert. Die Projekte besitzen viele Schnittstellen untereinander, was eine enge Koordination und Kooperation voraussetzt. Im Berichtsjahr erfolgte für die beiden Projekte «Pilotlager» und «Lagerauslegung» der Beginn regelmässiger Sitzungen. Für beide Projekte wurden externe Experten verpflichtet und Vertreter der Kantone einbezogen.

Das Projekt **«Pilotlager: Auslegung und Inventar»** untersucht die notwendigen Anforderungen an das Pilotlager, an dessen Platzierung, Bestückung und die wichtigen zu überwachenden Parameter.

Im Berichtsjahr wurden die damals von der Expertengruppe Entsorgungskonzepte für radioaktive Abfälle (EKRA) formulierten Empfehlungen für ein Pilotlager (diese wurden später in KEG/KEV übernommen) mit ehemaligen EKRA-Mitgliedern diskutiert. Zusätzlich wurde über den aktuellen Stand der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zum Monitoring der französischen Organisation für die Entsorgung radioaktiver Abfälle in geologischen Tiefenlagern (Andra) und über bisherige Ergebnisse des laufenden EU-Monitoring-Projekts MoDeRn informiert.

Das Projekt «Auslegung und Inventar des Pilotlagers» wurde aufgrund der oben erläuterten Verzögerungen bis Juni 2013 verlängert.

Das Projekt **«Monitoringkonzept und -einrichtungen»** fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen bei einer dem Bau eines Felslabors vorangehenden Umweltüberwachung (Erfassung der ungestörten Umweltbedingungen), der Messung der durch den Bau hervorgerufenen Veränderungen bis hin zur Möglichkeit, nach Verschluss des Lagers die Überwachung zur Kontrolle des Lagerverhaltens fortzusetzen. Das Projekt soll dem ENSI einen möglichst breiten und vollständigen Überblick über mögliche Monitoringkonzepte und -techniken verschaffen. Es soll zudem Entscheidungsgrundlagen liefern, die für die Festlegung der Anforderungen an die Überwachung eines Pilotlagers erforderlich sind. Die Aktivitäten des Projekts sind eng an die umfangreichen Aktivitäten und Resultate des laufenden EU-Forschungsprogramms MoDeRn (Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure) geknüpft. Der Schwerpunkt der Projektarbeiten konzentrierte sich deshalb in diesem Jahr auf die Sichtung der bisherigen Ergebnisse des MoDeRn-Forschungsprogrammes und auf die Teilnahme an einer von der EU-Projektleitung organisierten Fachtagung, bei der Zielsetzungen, Strategien und Techniken des Monito-

rings in einem internationalen Rahmen erörtert wurden.

Das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen» läuft unter Berücksichtigung der Dauer des EU-Projekts MoDeRn bis Dezember 2013 mit dem Ziel, die Schlussergebnisse des MoDeRn-Forschungsprogrammes in das Agneb-Projekt einbeziehen und für das schweizerische Lagerkonzept nutzbar zu machen.

Das **Projekt «Lagerauslegung»** beschäftigt sich mit der Auslegung der verschiedenen Lagerteile und deren Beziehung zueinander, wobei die lokale geologische Situation und die Eigenschaften des Wirtgesteins zu berücksichtigen sind. Für den ersten Teil der Projektarbeit wurde ein Fragebogen mit ca. 60 Fragen erstellt. Dieser wird gegenwärtig seitens der Experten beantwortet, und die Antworten werden an gemeinsamen Sitzungen diskutiert.

Aufgrund der zu Beginn des Jahres 2012 erfolgten Präsentation von Vorschlägen der Nagra zu Standorten für die Oberflächenanlagen in den Standortgebieten bzw. in den darum herum befindlichen Planungssperimetern hat die Frage der Zugangsbauwerke eine hohe Priorität erhalten. Die Oberflächenanlage und die unterirdischen Anlagenteile können entweder durch einen Schacht oder eine Rampe oder eine Kombination aus beiden verbunden werden. Dabei muss auch bei einer Schachtverbindung nicht zwangsweise die Oberflächenanlage direkt oberhalb der untertägigen Anlagen zu liegen kommen. Jedoch sind sicherheitstechnische Vor- und Nachteile von Schacht und Rampe frühzeitig abzuklären, damit bei der Platzierung der Oberflächenanlagen keine sicherheitstechnischen Bedenken zu den Zugangsbauwerken einmal vorgeschlagene Standorte diskreditieren.

Aufgrund der Fachgespräche innerhalb des Projekts lässt sich bezüglich Schacht und Rampe festhalten: Sowohl Schächte wie auch Rampen sind grundsätzlich bautechnisch machbar, für beide bestehen weltweit grosse Erfahrungen. Beide Arten der Zugangsbauwerke können auch länger als 100 Jahre unterhalten werden. Beide Varianten haben Vor- und Nachteile, welche standortspezifisch vertieft zu betrachten sind. Keiner dieser Aspekte schliesst jedoch aus sicherheitstechnischen Gründen die eine oder andere Option aus. Damit ergeben sich für ausserhalb der Standortgebiete platzierte Oberflächenanlagen keine grundsätzlichen Nachteile.

Parallel zum Projekt «Pilotlager» wird das Projekt «Lagerauslegung» bis Juni 2013 dauern.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das etappenweise Vorgehen des Sachplans erlaubt eine schrittweise Realisierung eines geologischen Tiefenlagers unter Berücksichtigung des jeweiligen aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik. Dabei hat die Sicherheit oberste Priorität. Ferner ist auch das in der Richtlinie ENSI-G03 geforderte Optimierungsgebot zu berücksichtigen, gemäss dem ein Projektant bei jedem Realisierungsschritt auch Alternativen (z.B. in der Lagerauslegung) aufzuzeigen hat und seine Wahl sicherheitstechnisch begründen muss. Die drei Projekte bilden dabei eine wichtige Plattform, anhand derer diese Wahl im Kreis von Experten diskutiert wird.

Die Elemente eines geologischen Tiefenlagers umfassen gemäss Kernenergiegesetzgebung das Hauptlager zur Aufnahme der Abfälle, das Pilotlager und Testbereiche. Das Hauptlager wird dabei so ausgelegt, dass nach Einbringung der Abfälle die Stollen verfüllt und versiegelt werden, um sicherzustellen, dass die erforderliche passive Langzeitsicherheit durch das Mehrfachbarrierensystem gewährleistet ist, auch wenn die Zugänge der Gesamtanlage (Erschliessungsbauwerke) noch nicht verschlossen sind. Die Gesetzgebung schreibt vor dem ordnungsgemässen Verschluss des Tiefenlagers eine so genannte Beobachtungsphase (Monitoring) vor. Das Pilotlager dient dabei der Überwachung des Verhaltens der technischen Barrieren des Nahfelds und der Geosphäre und der Überprüfung der Prognosemodelle, mit denen die Langzeitsicherheit aufgezeigt wurde. Abweichungen von den Modellen oder unerwartete Entwicklungen des Lagersystems sollen damit rechtzeitig erkannt werden können. Das Pilotlager hat somit die Funktion eines Nachweislagers, welches über die Versiegelung des Hauptlagers hinaus eine Langzeitkontrolle ermöglicht und die Grundlagen zum späteren Verschluss des geologischen Tiefenlagers liefert.

Ausblick

Der Ende 2011 erfolgte Abschluss von Etappe 1 des Sachplanverfahrens bedeutet bezüglich der in der Schweiz angestrebten Wirtgesteine eine Einschränkung auf tonige bzw. tonreiche Gesteine. Dieser Entscheid ist in den zukünftigen Arbeiten an den drei Agneb-Forschungsprojekten zu berücksichtigen. Die für 2012 vorgesehenen Fachsitzungen und Expertenbefragungen konzentrieren sich deshalb ausschliesslich auf Tiefenlagerprojekte und Monitoringkonzepte in Tongesteinen.

1.7.5 FORGE – Fate of Repository Gases

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Lorenzo Sentís

Einleitung

FORGE ist ein Projekt der EU im Rahmen des 7. Rahmenprogramms. Es hat zum Ziel, die sicherheitstechnische Bedeutung der durch Gase verursachten Prozesse im Nah- und Fernfeld eines Tiefenlagers zu untersuchen, beispielsweise den Druckaufbau im Tiefenlager oder den Transport von Gasen und Radionukliden aus dem Tiefenlager ins Wirtgestein. Im EU-Projekt FORGE werden Teilaspekte der Gasentstehung in einem Tiefenlager und des anschließenden Gastransports durch das Wirtgestein untersucht. Die Arbeiten sind in 5 Pakete (Work packages WP) unterteilt:

- WP1: Behandlung von Gas in Sicherheitsanalysen
- WP2: Gasbildung
- WP3: Technische Barrieren
- WP4: Gestörte Wirtgesteine
- WP5: Ungestörte Wirtgesteine

24 Partner nehmen an FORGE teil, darunter sind neben dem ENSI weitere Aufsichtsbehörden (aus Belgien, Tschechien und Frankreich) sowie entsorgungspflichtige Institutionen vertreten. Das Projekt wurde im Februar 2009 gestartet, die Dauer des Projekts umfasst 4 Jahre.

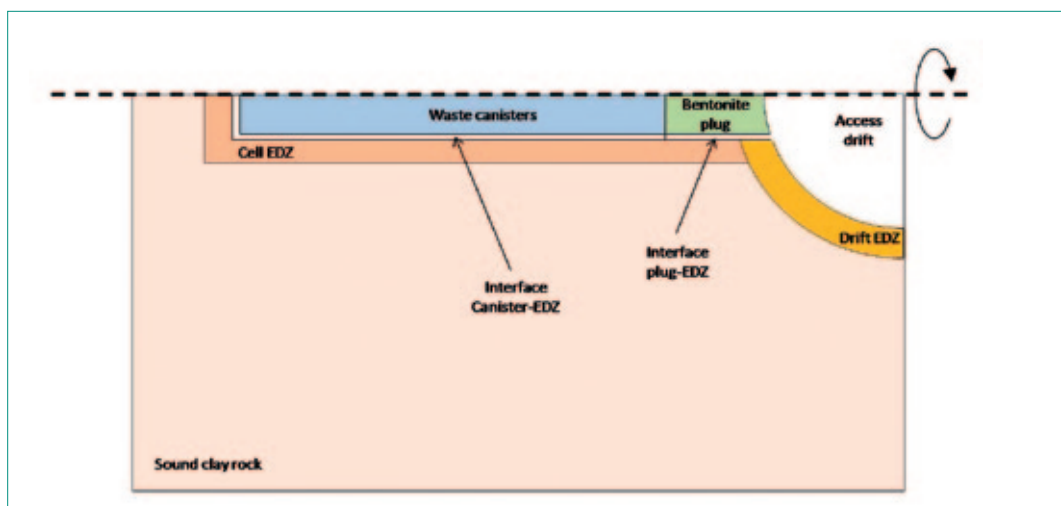
Das ENSI nimmt am Arbeitspaket WP1 («Treatment of Gas in performance assessments») teil. Die Arbeiten beinhalten eine Bestandsaufnahme des technischen und wissenschaftlichen Wissens zu der Gasproblematik in einem Tiefenlager (WP1.1) sowie die Definition und die Durchführung von sicherheitstechnisch relevanten Vergleichsberechnungen (Benchmark) zum Gastransport (WP1.2).

Projektziele des Berichtsjahrs und deren Umsetzung

Das Ziel des Arbeitspakets WP1.2 ist, ein Benchmark-Modell eines Zwei-Phasen-Flusssystems für ein ganzes geologisches Tiefenlager zu definieren. Dabei werden verschiedene Werte wie Gas- und Wasserdruck, Wasserstoffkonzentrationen, etc. berechnet. Ausgehend von einem zweidimensionalen System werden im Laufe des Projekts sukzessive Benchmark-Modelle bis zu einer vollständigen Modellierung des gesamten Lagerkavernensystems definiert. In allen diesen Modellen wird der Einfluss der Grenzflächen zwischen Materialien untersucht. Das erste Benchmark-Modell wurde Ende 2009 definiert, und die meisten Gruppen (darunter auch das ENSI) haben zwischen Ende 2009 und Anfang 2011 Resultate abgeliefert. Das Gastransportverhalten wird in einem zweidimensionalen System (Abbildung 16) mit einer Grenzfläche («Interface») zwischen der Auflockerungszone und dem Abfallbehälter betrachtet. Die geringe Ausdehnung dieser Grenzfläche war eine Herausforderung bei der Modellierung für alle involvierten Gruppen. Die Ergebnisse zeigen, dass die Modellierung der Grenzfläche zwischen der Auflockerungszone und dem Behälter als eigenständige Schicht einen Einfluss auf die Resultate der Gastransportsimulationen hat. Die verschiedenen Gruppen mussten vereinfachende Annahmen treffen, um die komplexe Aufgabenstellung zu lösen.

Das ENSI führte mit den Programmen TOUGH2 und TOUGH2-MP alle Referenzfälle und Variationen der in WP1.2 definierten ersten Benchmark-Berechnungen des Gastransportes in einem zweidimensionalen Modellsystem durch. Das ENSI und die anderen Arbeitsgruppen erhielten für diese Berechnungen vergleichbare Resultate. Unterschiede zwischen den Resultaten der Gruppen sind auf die

Abbildung 16:
Generisches Modell für
das erste Benchmark.



verschiedenen Vereinfachungen und Annahmen im Modell zurückzuführen. Ein Auszug der Resultate wird in Abbildung 17 gezeigt.

Ein dreidimensionales System (Abbildung 18) mit Grenzfläche zwischen Behältern und Auflockerungszonen wurde als zweite Vergleichsberechnung im Oktober 2010 definiert, und erste Resultate wurden in der Projekt-Sitzung im Januar 2011 in Brugg präsentiert.

Vollständige Resultate liegen zurzeit nur von einer Gruppe vor. Das ENSI ist zurzeit daran, eine neue Software zu testen, um aufwendige dreidimensionale Zwei-Phasenfluss-Modelle mit dem Programm TOUGH2 zu erstellen. Mit den Kenntnissen aus dem FORGE-Projekt erwartet das ENSI einerseits, neue Modelle mit TOUGH2 erstellen zu können, die für die Beurteilung der Berechnungen der nächsten Etappen des Sachplans vom Vorteil sein können. Andererseits ermöglicht dieses Projekt, Programme kennenzulernen, die andere Teilnehmer benutzen.

Ende 2011 wurde das vollständige Modell für das gesamte Lager (Abbildung 19) präsentiert. Das Modell besteht aus einer Zusammenstellung der Module des zweiten Benchmarks.

Die Arbeitsgruppe des WP1.2 traf sich zweimal während des Jahres 2011. Am 17. und 18. Januar organisierte das ENSI ein Treffen in Brugg, bei dem die aktuellsten Resultate des Benchmarks 1 präsentiert wurden. Ende Juni 2011 traf sich die Arbeitsgruppe WP1.2 dann zum zweiten Mal in Paris,

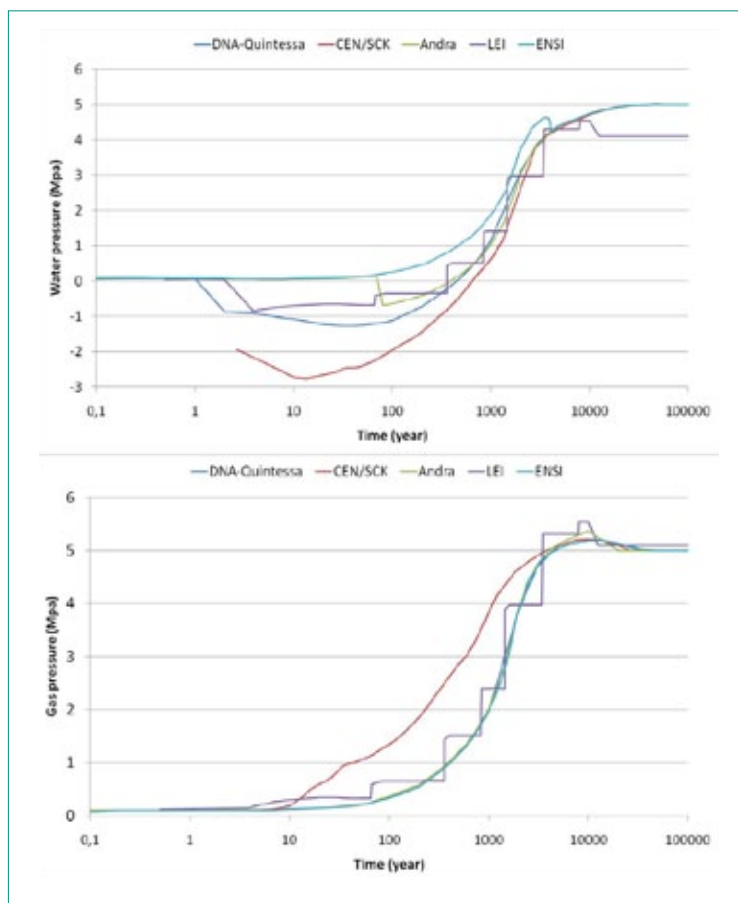


Abbildung 17: Vergleich der Resultate der verschiedenen Gruppen für Gas- und Porenwasserdruck des ersten generischen Benchmark-Modells. Die Unterschiede in den Resultaten sind auf die verschiedenen Vereinfachungen und Annahmen in den Modellen zurückzuführen.

um über den Stand der Modellierungsarbeiten des Benchmarks 2 zu sprechen. In diesen regelmässigen Sitzungen (zweimal pro Jahr) werden der Stand der Arbeiten sowie die Fortschritte der verschiedenen Partner im WP1.2 diskutiert. Ausserdem wird das

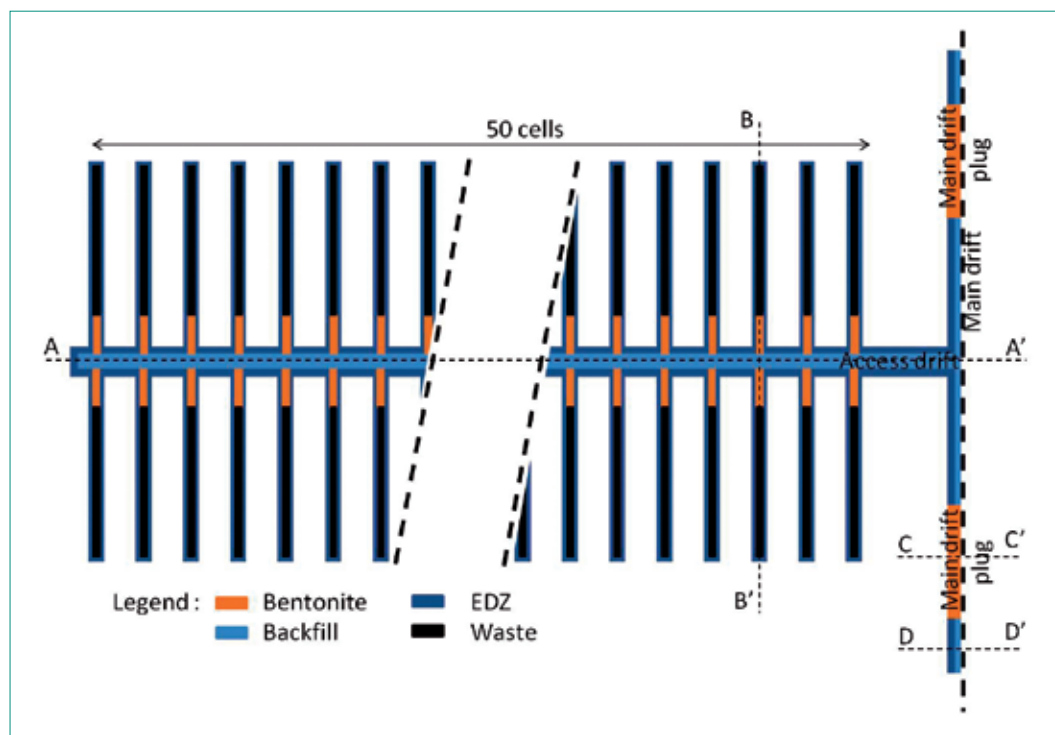
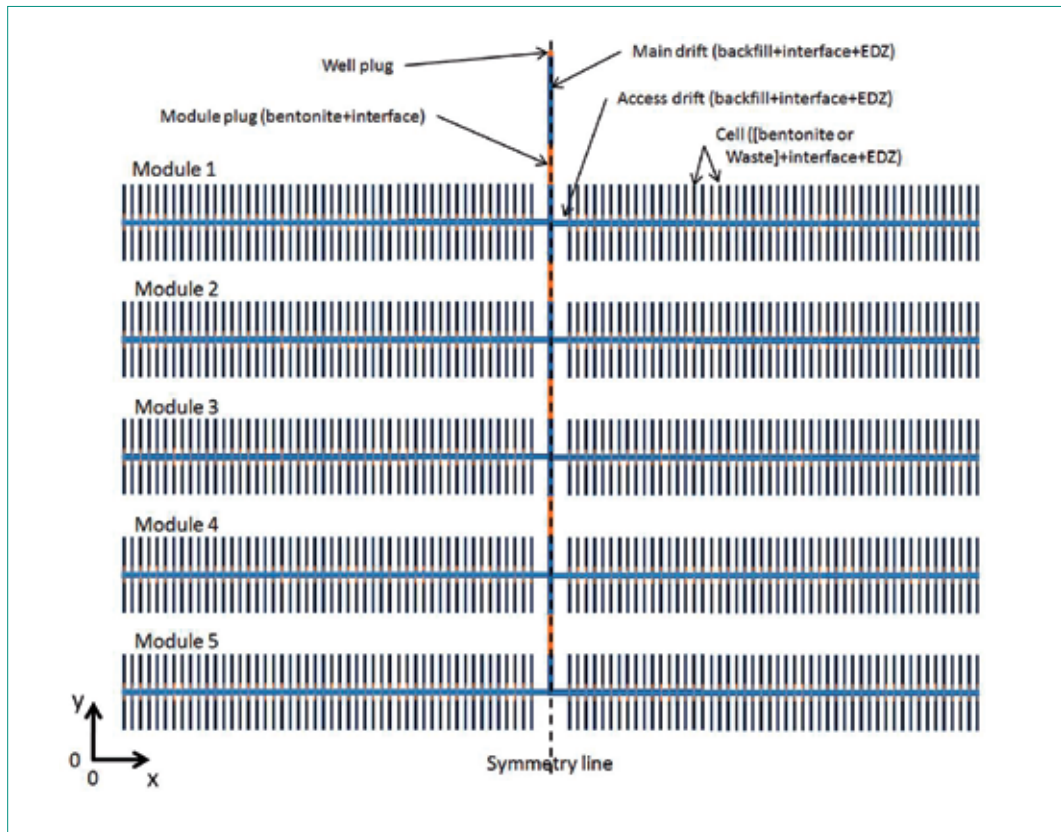


Abbildung 18: Generisches Modell für das zweite Benchmark.

Abbildung 19:
Generisches Modell für
das dritte Benchmark.



weitere Vorgehen bei der Definition von neuen Vergleichsberechnungen (Benchmarks) festgelegt. Die Arbeitsgruppe WP1.1 befasst sich mit der Verfassung eines Berichts über den Stand von Wissenschaft und Technik und in Bezug auf die Gasbildung und den Gastransport in einem Tiefenlager. Die Projektpartner trafen sich in Barcelona im Mai 2011, um Informationen über die verschiedenen Teilprojekte auszutauschen, um die in den verschiedenen Teilprojekten gewonnenen Erkenntnisse ins Projekt WP1.1 zu integrieren und um die Zusammenarbeit zwischen den Partnern der Teilprojekte und den Modellierern des WP1.2 zu optimieren. Es wurde beschlossen, die weiteren Fortschritte des Projekts mit klar definierten Fragen zu wichtigen Aspekten der Gasproblematik zu steuern. In einem Treffen in London im Januar 2012 werden Teilnehmer der verschiedenen Arbeitspakete diese relevanten Aspekte in Form von Fragen festhalten (siehe unten Kapitel Ausblick).

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die in einem geologischen Tiefenlager eingelagerten Metalle und organischen Stoffe produzieren durch Korrosionsprozesse oder aufgrund des Stoffwechsels von vorhandenen Mikroben Gase wie Wasserstoff und Methan in den Einlagerungstollen. In dichten Wirtgesteinen kann dieses Gas

nur langsam abgeführt werden, und es kommt zu einem Druckaufbau in den Lagerstollen. Die für die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers wichtige Frage ist, ob durch diesen Druckaufbau die Rückhaltefähigkeit des Wirtgesteins durch die Bildung von Rissen gefährdet wird.

Das EU-Projekt FORGE bietet dem ENSI Gelegenheit, sich bezüglich aller relevanten Fragestellungen im Bereich von Gasbildung und Gastransportfragen in Tiefenlagern auf den neusten Stand von Wissenschaft und Technik zu halten. Die Erkenntnisse dieser Arbeiten werden in die Überprüfung der Dokumente der Nagra im Rahmen des Sachplans Geologische Tiefenlager einfließen. Weitere Informationen über das EU-Projekt FORGE sind unter <http://www.bgs.ac.uk/forge/home.html> erhältlich.

Ausblick

In den nächsten Projektschritten werden die Resultate der jeweiligen Berechnungen der Teilnehmer am WP 1.2 verglichen sowie Probleme und Lösungen der numerischen Modellierung von Gastransportprozessen diskutiert. Das Ziel ist, innerhalb der Laufzeit des Projekts belastbare Berechnungen eines 3D-Modells eines Tiefenlagers zu entwickeln, um die sicherheitstechnische Bedeutung der Gasentwicklung im Tiefenlager vertiefter beurteilen zu können.

Im Januar 2012 in London werden Teilnehmer der verschiedenen Arbeitspakete im Zusammenhang mit dem WP1.1 spezifische Fragen für die verschiedenen Arbeitsgruppen definieren. Die Fragen betreffen alle Arbeitsgruppen und werden im Laufe des Jahres 2012 behandelt. Die Antworten werden zu den Schlussfolgerungen des FORGE-EU-Projekts beitragen. Die Fragen werden die folgenden Aspekte beinhalten:

- Variabilität und Ungewissheit der Gasgenerationsraten
- Mechanismen für den Gastransport
- Bedeutung der Zwischenräume an Materialgrenzen für den Gastransport
- Übertragung von Laborergebnissen und Ergebnissen von in-situ-URL-Experimenten auf grosstechnischen Massstab in einem geologischen Tiefenlager. Können experimentelle Ergebnisse für die Sicherheitsanalyse erfolgreich umgesetzt werden?
- Wie können Prozesse im Zusammenhang mit Gasbildung und -migration die Sicherheitsfunktionen in einem Tiefenlager beeinträchtigen?

1.7.6 Klimamodellierung Würm-Eiszeit

Auftragnehmer: Physikalisches Institut, Abteilung Klima- und Umweltphysik, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager spielen zukünftige Erosions-Szenarien eine wichtige Rolle für die Beurteilung der Langzeitsicherheit der Standortgebiete. Insbesondere für das Potenzial linienhafter Tiefenerosion durch Gletscher sind aus Sicht des ENSI weitere Untersuchungen vorzusehen. Das Erosionspotenzial vorrückender Gletscher hängt stark vom Ausmass zukünftiger Vergletscherungen und damit vom Niederschlag in den Alpen und in Mitteleuropa ab. Eine Abschätzung über das Ausmass zukünftiger Vorlandvergletscherungen ist daher stark von der Klimaentwicklung abhängig.

In der durch das ENSI in Auftrag gegebenen Studie soll die letzte Eiszeit (Würm) betrachtet werden, welche vor etwa 120 000 Jahren begann und vor gut 10 000 Jahren endete. Ziel der Klimamodellierung ist ein Vergleich zwischen der Frühphase vor ca. 65 000 Jahren (Übergang vom Früh- zum Mittelwürm) und der Hochphase der Würmeiszeit

vor ca. 21 000 Jahren (letztes glaziales Maximum LGM), mit zwei unterschiedlichen Szenarien für die Höhe der Eisschilde im beginnenden Mittelwürm. Durch die Klimamodellierung werden Luftdruckverhältnisse, Sturmpfade und Niederschläge beider Eiszeitphasen jeweils als Differenz zur Nacheiszeit dargestellt und untereinander verglichen. Als Referenz für die Nacheiszeit wird eine relativ kühle Klimaperiode verwendet, die sich im Spätmittelalter bis in die Mitte des 19. Jahrhunderts (1850 A.D.) erstreckte und als Kleine Eiszeit bezeichnet wird. Ziel der Sensitivitätsstudie ist ein verbessertes Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit und deren Abhängigkeit von der Eisschildgeometrie.

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Die Modellrechnungen für beide Zeiträume wurden nach einer Erweiterung des ursprünglich projektierten Simulationsumfanges von drei auf sieben Glazialsimulationen im Mai 2011 plangemäss beendet. Die anschliessend durchgeführten globalen Analysen der Daten haben gezeigt, dass die atmosphärische Dynamik und damit die Niederschlagsverteilung über dem Nordatlantik und Europa von der Höhe des Laurentischen Eisschildes (Nordamerika) massgebend beeinflusst wird: Je höher das Laurentische Eisschild ist, desto mehr verschieben sich die Zugbahnen aussertropischer Stürme nach Süden (Abbildung 20). Hierdurch erreicht auch weniger Feuchtigkeit den europäischen Kontinent, speziell die Gebiete nördlich der Alpen. Die Daten zeigen weiterhin, dass dieser Effekt besonders in den Wintermonaten zur Geltung kommt, mit den entsprechenden Folgen auf das Wachstum der europäischen Eisschilde bzw. Gletscher. Der Einfluss der Erdbahnparameter auf die Niederschlagsverteilung ist hingegen nur von untergeordneter Rolle. Zuverlässige Aussagen für die Schweiz lassen sich jedoch nur beschränkt aus der Datenanalyse ableiten, da sich die beobachteten Ereignisse für das Gebiet der Schweiz knapp innerhalb der Modellunsicherheiten bewegen.

Anfang Dezember 2011 wurde ein umfassender Artikelentwurf zur wissenschaftlichen Begutachtung an die Fachzeitschrift *Climate of the Past* (www.clim-past.net) eingereicht.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

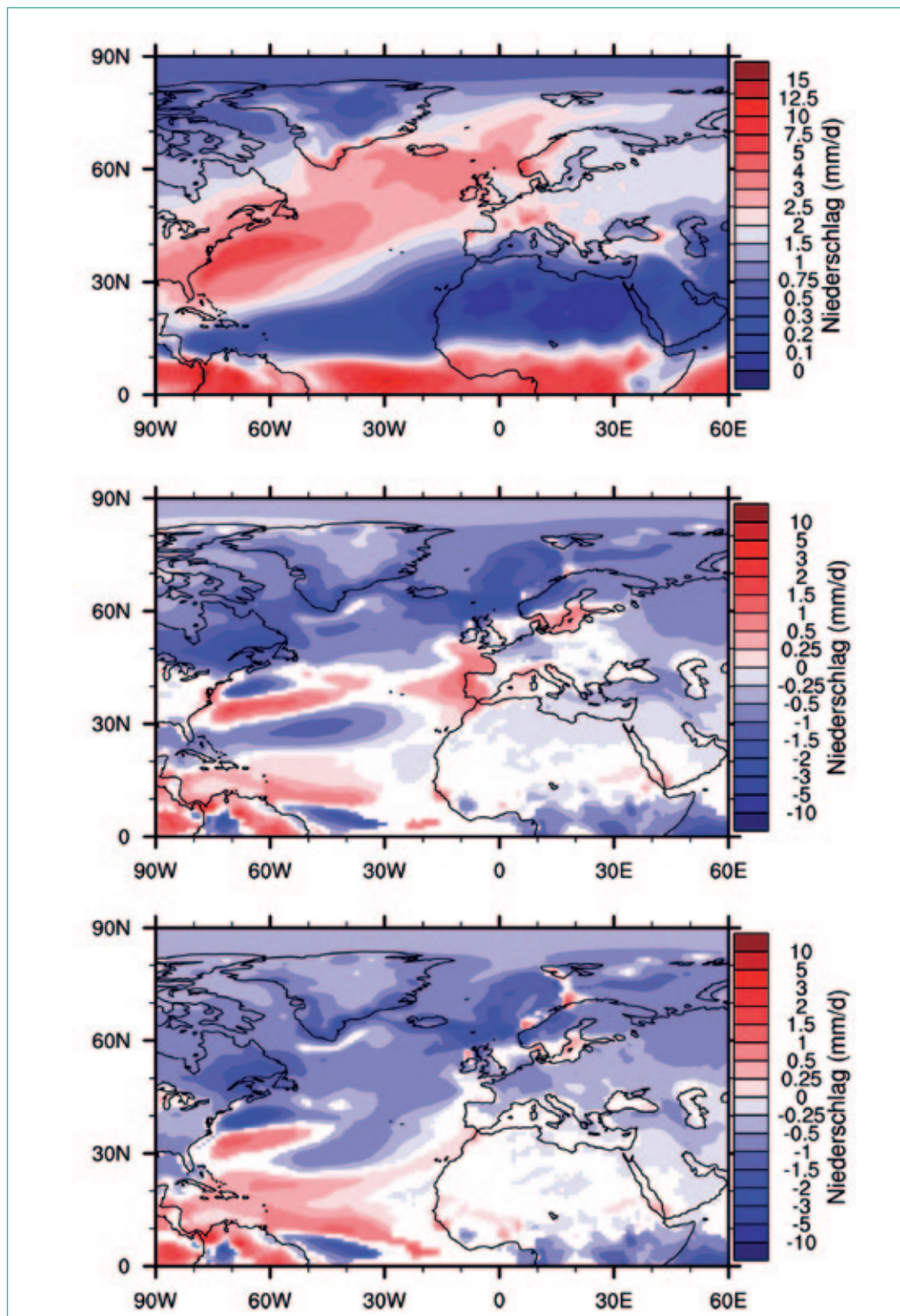
Bei der geologischen Tiefenlagerung hochaktiver Abfälle mit einem Betrachtungszeitraum von

1 Million Jahre ist die glaziale Tiefenerosion ein wichtiger, zu beachtender Prozess. Das Erosionspotenzial vorrückender Gletscher hängt stark vom Ausmass zukünftiger Vergletscherungen und damit vom Niederschlag in den Alpen und in Mitteleuropa ab. Durch die Klimamodellierung werden ein verbessertes Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit gewonnen und die entscheidenden Parameter evaluiert.

Ausblick

Das Projekt hat ein grosses Datenvolumen generiert. Es wurde beschlossen, diese Daten für spezielle Fragestellungen weiter auszuwerten. Durch die Verlängerung des Projekts bis Ende März 2012 wird die bestehende Analyse des langfristigen mittleren klimatischen Zustandes durch die Untersuchung von kurzfristigen Variationen, insbesondere Veränderungen in den Grosswetterlagen und extreme Niederschlagsereignisse, erweitert. Es ist

Abbildung 20:
Niederschlagsverteilung in Millimeter pro Tag zwischen 90° W und 60° E.
Oben: Referenzperiode Kleine Eiszeit 1850 A.D.
Mitte: Differenz zwischen 1850 A.D und LGM (vor 21 000 Jahren).
Unten: Differenz zwischen 1850 A.D. und Beginn Mittelwürm (vor 65 000 Jahren) mit ausgeprägtem Eisschild über Nordamerika.



geplant, dass die Analyse stärker auf Europa eingegrenzt wird, um – soweit mit der aktuell benutzten Auflösung möglich – regionale Einflussfaktoren herauszuarbeiten. Hierdurch wird ein besseres Verständnis der entscheidenden Prozesse für die Akkumulationsrate und damit der Gletscherausbreitung und -variabilität im Alpenvorland erwartet. Zur Veröffentlichung der Ergebnisse ist eine zweite Fachpublikation vorgesehen.

Die Nagra sieht bei den Standortgebieten für hochaktive Abfälle Modellierungen der Landschaftsentwicklung vor. Für diese Modellierungen benötigt sie entsprechende Klimadaten. Im Anschluss an das Forschungsprojekt sollen daher die generierten Klimadaten einer Landschafts- und Erosionsmodellierung als Eingangsdaten bzw. Randbedingungen zugeführt werden.

1.7.7 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Einleitung

Die Nordschweiz, in der fünf der sechs Standortgebiete für geologische Tiefenlager liegen, ist bedeckt mit den Sedimenten der quartären Eiszeiten. Die klassische Aufteilung der Ablagerungen in vier grosse Eiszeiten ist in den letzten Jahrzehnten durch ein differenzierteres Bild von mehr als einem Dutzend Eisvorstössen ersetzt worden. Während den Vorstössen wurden Täler zum Teil mehrfach ausgeräumt und anschliessend wieder gefüllt. Um sowohl die Dynamik der glazialen Erosion zu verstehen als auch genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein.

Gegenwärtig beschränken sich die vorhandenen numerischen Alter auf die jüngeren Schichten, die mit den Methoden der Radiokohlenstoff-Datierung (^{14}C) und der optisch stimulierten Lumineszenz (OSL) bestimmt werden können. Diese Alter erreichen methodenbedingt maximal circa 50 000 (^{14}C) bzw. 200 000 Jahre (OSL). Ein laufendes, von Nagra und Schweizerischem Nationalfonds unterstütztes Projekt führt OSL-Datierungen an den Hoch- und Niederterrassenschottern der Nordschweiz und eine methodische Ausweitung der OSL-Datierung durch. Um die deutlich älteren Deckenschotter zu datieren, wird seitens ENSI und der Universität Bern die Datierung mittels kosmogener Nuklide (^{10}Be und ^{26}Al) angestrebt.

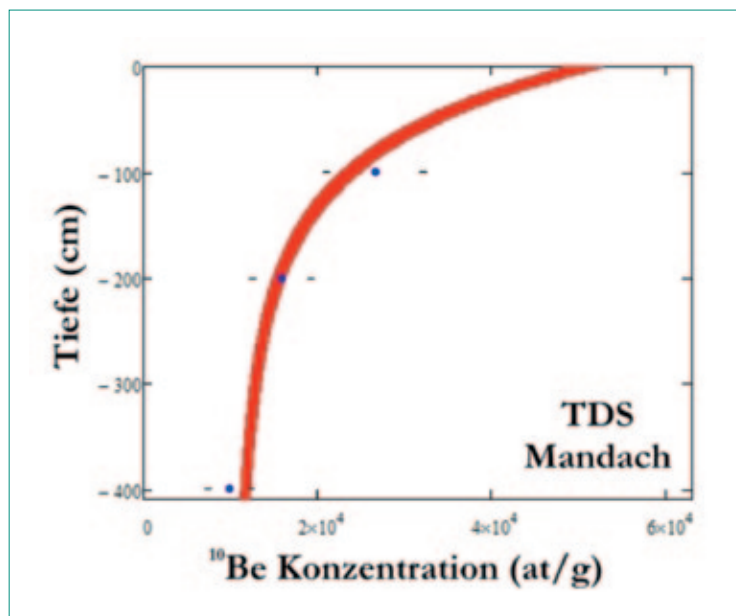


Abbildung 21: Gemessene ^{10}Be -Konzentrationen entlang der obersten 4 Meter eines Vertikalprofils in den Tieferen Deckenschottern (TDS) bei Mandach. An die Konzentrationswerte wurde mathematisch eine Kurve angepasst. Das daraus abgeleitete Minimalalter von 800 000 Jahren stellt die erste numerische Altersdatierung der Tieferen Deckenschotter in der Nordschweiz dar (Akçar et al., in review).

Projektziele des Berichtsjahres und wichtige Ergebnisse

Im Jahr 2011 wurde an einem Vorprojekt gearbeitet, um an Lokalitäten mit einfachen sedimentären Lagerungsverhältnissen und klarer stratigrafischer Zuordnung die Methodik zu testen. Im Rahmen des Vorprojekts waren an den Lokalitäten Mandach (Tiefere Deckenschotter) und Irchel (Höhere Deckenschotter) vertikale Profile sowie in Siglisdorf (Höhere Deckenschotter) ein horizontales Profil aufgenommen und daran ^{10}Be -Bestimmungen durchgeführt worden (Akçar et al., in review). Für die Tieferen Deckenschotter bei Mandach konnte so ein Minimalalter von 800 000 Jahren bestimmt werden (Abbildung 21). Beide Vertikalprofile (Mandach, Irchel) zeigen die charakteristischen, mit der Tiefe abnehmenden Isotopengehalte. Für eine genauere Abklärung der Sedimentationsverhältnisse (das Irchel-Profil weist auf mehrere Ablagerungszyklen hin) soll jedoch im Rahmen des Hauptprojekts eine deutlich dichtere Beprobung angestrebt werden. Für das Horizontalprofil bei Siglisdorf fehlen gegenwärtig noch die ^{26}Al -Werte, um aus den Proben Alterswerte bestimmen zu können.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die von der Nagra vorgeschlagenen Standortgebiete liegen mit einer Ausnahme in der Nordschweiz, in der Geodäsie-Messungen auf aktuelle Hebungsraten im Bereich von 0.0 bis 0.2 mm pro Jahr hinweisen. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen Prognosen für die Hebung (und gleichzeitige Erosion) erstellt werden. Diese Prognosen orientieren

sich insbesondere an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten. Beim Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sind dabei die letzten 100 000 Jahre von Relevanz, beim Lager für hochaktive Abfälle (HAA) die letzten 1 000 000 Jahre. Für die Bestimmung von Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste, heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes gut geeignet. Sie sollen aufzeigen, ob die heute gemessenen Hebungsraten einer nur kurzfristig gültigen Rate oder einem mit langfristigen Raten vergleichbaren Wert entsprechen. Aufgrund dieser Ergebnisse können gewisse Standortgebiete abhängig von der Tiefe der Wirtgesteine sicherheitstechnisch bessere oder schlechtere Bewertungen erhalten.

Ausblick

Das Vorprojekt hat gezeigt, dass die Methodik bei den dabei verwendeten Proben funktioniert, so dass Minimalalter hergeleitet werden können. Das eigentliche Datierungsprojekt soll anhand von mehreren Schlüssellokalitäten die Alter für die verschiedenen Deckenschotter sedimente bestimmen und die Frage beantworten, ob die vorhandenen Schotter tatsächlich einer Sedimentationsphase oder mehreren zeitlich voneinander getrennten

Phasen entsprechen. Mit Hilfe der Resultate sollen anschliessend Erosionsraten bestimmt und diese (unter Annahme einer erosiven Kompensation der Hebung) mit den geodätisch bestimmten aktuellen Hebungsraten verglichen werden. Das Datierungsprojekt wird in der ersten Hälfte 2012 gestartet und im Rahmen einer Doktorarbeit an der Universität Bern (mit gemeinsamer Betreuung durch die Universität und das ENSI) umgesetzt.

Das ENSI plant ausserdem eine Mitarbeit in einem internationalen Bohrprojekt (ICDP) mit dem Titel «Drilling Overdeepened Alpine Valleys». Unter der Leitung eines internationalen Konsortiums soll darin im Alpenraum und in dessen Vorland ein ausgedehntes Bohr-, Charakterisierungs- und Datierungsprogramm von quartären (und tertiären) Sedimenten in den von Gletschern periodisch ausgeräumten Rinnen durchgeführt werden. Der geplante Start der Arbeiten ist 2014.

Zitierte Literatur

Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Graf H.R., Kubik P., Meinert R., Kuhlemann J., Schlüchter C., in review. The challenge of dating Swiss Deckenschotter with cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . *Quaternary Geochronology*.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk zur Erfassung und Verbreitung von Betriebserfahrung eingebunden. Über diesen Verbund erhält das ENSI Information aus Kernanlagen rund um den Globus und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieser Betriebserfahrung. Zwei wesentliche Knotenpunkte dieses Netzwerks sind Dienste der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD mit Sitz in Paris (Abbildung 1):

- Das Incident Reporting System IRS sammelt Berichte über Vorkommnisse, bereitet diese auf und stellt sie in einer Datenbank den Mitgliedsländern zur Verfügung.
- Die internationale Ereignisskala INES wurde zur Einstufung von nuklearen und radiologischen Ereignissen erstellt und dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit. Die Berichte über Vorkommnisse werden in einer Datenbank gesammelt, welche den Mitgliedsländern zur Verfügung steht.

Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen raschen Informationsaustausch nach dem Auftreten von



Abbildung 1: Sitz der OECD/NEA in Paris. Das Treffen der IRS-Koordinatoren zum Erfahrungsaustausch über Vorkommnisse im September 2011 fand an diesem Ort statt (Foto: ENSI).

Ereignissen. Die Mitgliedsländer der IAEA haben sich verpflichtet, Vorkommnisse von globalem Interesse oder ab der INES-Stufe 2 zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits verbreitet aktuelle Meldungen öffentlich über ihre News-Website (<http://www-news.iaea.org/>).

Im Kalenderjahr 2011 wurden der IAEA 23 Vorkommnisse der INES-Stufen 2 oder höher gemeldet:

INES-Stufe	Bezeichnung	Kurzbeschreibung
2	Zwischenfall	Die meisten Vorkommnisse waren auf Bestrahlung von Personen mit resultierenden Strahlendosen oberhalb der zulässigen nationalen Grenzwerte in Industrie, Medizin und einem Kernkraftwerk zurückzuführen. Zudem wurden der Diebstahl einer Strahlenquelle und die Kontamination von Personal gemeldet. Das Kernkraftwerk Onagawa-2 in Japan wurde vom Erdbeben am 11. März 2011 mit nachfolgendem Tsunami betroffen. Es erfolgte eine automatische Reaktorabschaltung. Trotz des Ausfalls von zwei Notstrom-Dieselelektrogeneratoren und eines Nachwärme-Abfuhrsystems konnte die Kühlung des Reaktors gewährleistet werden. Weitere Vorkommnisse sind in den Berichtsabschnitten 2.2 bis 2.5 näher beschrieben.
3	Ernsthafter Zwischenfall	Die Vorkommnisse im Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi wurden durch das Erdbeben und den Tsunami am 11. März 2011 hervorgerufen. Eine ausführlichere Darlegung dieser Vorkommnisse erfolgt im Berichtsabschnitt 2.1.
4	Unfall ohne signifikante Gefährdung der Umgebung	Die Bestrahlung mehrerer Arbeiter in Bulgarien war die Folge der unsachgemässen Handhabung einer Strahlenquelle.
7	Schwerwiegender Unfall	Für die Auswirkungen des starken Erdbebens und des Tsunamis am 11. März 2011 auf das Kernkraftwerk Fukushima Dai-ichi nahe der Ostküste von Japan erfolgte nach zunächst tieferer Klassierung gesamthaft eine Höherstufung auf INES 7. Eine ausführliche Darlegung dieser Vorkommnisse erfolgt im Berichtsabschnitt 2.1.



Abbildung 2:
Treffen der EU-Clearinghouse-Mitglieder zum Erfahrungsaustausch über Vorkommnisse in 2011 (Januar 2012 Petten, Niederlande) (Foto: ENSI).

Alle Einstufungen der Vorkommnisse in Japan sind vorläufig, da eine abschliessende Bewertung durch Japan zurzeit nicht vorliegt.

Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungnetzwerk: das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten, an dem auch die Schweiz beteiligt ist. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch (Abbildung 2).

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte oder Mitteilungsorgane ausländischer Anlagen und Behörden sowie die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen, wie beispielsweise die Working Group on Operational Experience WGOE der NEA. Auch Pressemeldungen werden systematisch nach Vorkommnissen durchsucht. Liegen solche vor, wird versucht, über das fachliche Netzwerk nähere Informationen über den Vorfall einzuholen.

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen und wertet diese durch Fachgruppen und -spezialisten aus. Es klärt, ob ein Vorkommnis Auswirkungen auf die Schweiz oder Relevanz für Schweizer Anlagen hat, und falls ja, welche Massnahmen eingeleitet werden müssen.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammengeschlossen, der über ein eigenes Informationsnetzwerk über

Vorkommnisse verfügt. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel der Vereinigung der Grosskraftwerks-Betreiber VGB in Europa, ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Die nachfolgenden Abschnitte beschreiben ausgewählte wichtige Vorkommnisse aus dem Jahr 2011 und wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet. Den Anfang machen die Vorkommnisse in den Kernkraftwerken an den Standorten von Fukushima. Von Interesse waren zudem die Vorkommnisse in Frankreich mit Problemen bei Notstrom-Dieselgeneratoren, der Ersatz einer Pumpe im Kernkraftwerk Doel 4 in Belgien ohne vollständige Prüfung der erforderlichen Funktionsfähigkeit und die nach einem Test nicht wieder funktionsfähig geschalteten Reaktorschutzsignale im Kernkraftwerk Laguna Verde 2 in Mexiko.

2.1 L'accident nucléaire de Fukushima¹

Le 11 mars 2011 à 14 h 46 heure locale, le Japon a été frappé pendant 90 secondes par le plus important tremblement de terre jamais enregistré dans ce pays. L'épicentre du séisme Tohoku-Chihou-Taiheyo-Oki se situait à 150 km à l'Est de la ville de Sendai. Ce tremblement de terre de magnitude 9 a généré un tsunami (de plusieurs vagues) pou-

¹ Le présent chapitre se base sur des informations valables à la fin février 2012.

vant atteindre 38 mètres dans certaines régions de la côte Est de l'île principale du Japon, Honshu, qui a touché une zone de près de 561 km², causant la mort de plus de 15 000 personnes. A l'heure actuelle, plus de 3 000 personnes sont toujours portées disparues. Ces chiffres ne tiennent pas compte des nombreuses personnes blessées, évacuées ou dont le village a purement et simplement été balayé par les flots.

A côté de ce désastre humain, ces catastrophes naturelles conjointes ont affecté de multiples installations, y compris des centrales nucléaires. Au moment du tremblement de terre, trente-cinq tranches nucléaires étaient en exploitation et coupées au réseau dans le pays. Cinq centrales situées sur la côte Est ont été touchées par le séisme et son tsunami: Higashi Dori, Onagawa, Fukushima Dai-ichi, Fukushima Daini et Tokai Daini. Toutes ont subi des dommages, mais les deux sites de Fukushima ont été les plus touchés. Ces événements n'ont pas seulement touché des installations nucléaires mais aussi d'autres industries comme des usines pétrochimiques ainsi que les infrastructures de transports et le réseau électrique. Les moyens

de télécommunications ont également été grandement affectés.

La centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi qui a subi de multiples défaillances de ses systèmes, incluant ici l'alimentation électrique, a relâché une quantité massive de radioactivité, mettant en danger l'être humain ainsi que l'environnement. Cet événement a ainsi été classé en accident nucléaire majeur de niveau 7 sur l'échelle internationale de classement des événements nucléaires (INES). Les efforts mis en œuvre pour gérer la situation ont été retardés par les dommages collatéraux causés dans les environs par ces catastrophes naturelles.

2.1.1 Le Japon

Le Japon est constitué de plusieurs îles dans l'Asie Orientale, à l'Est de la Corée et de la Russie, dans l'océan Pacifique. Ce sont près de 127 millions d'habitants qui vivent sur 377 835 km², dont 35 millions dans l'aire urbaine de Tokyo, la capitale.

Le Japon est une zone de subduction de trois plaques tectoniques, engendrant annuellement des

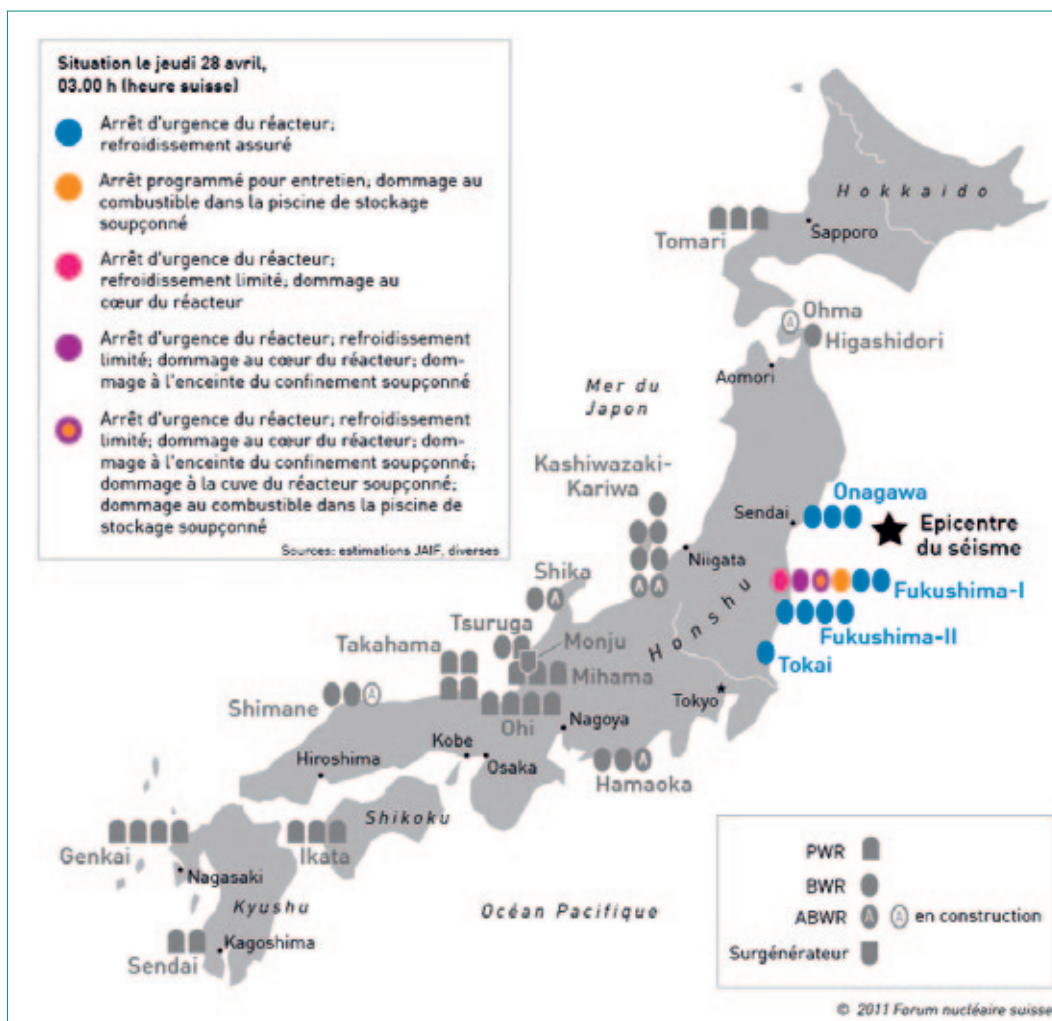


Figure 1: Carte du Japon (source: Forum nucléaire Suisse).

Figure 2:
Prise de vue aérienne
de la centrale nucléaire
de Fukushima Dai-ichi
(source: TEPCO).



milliers de séismes de magnitude pouvant atteindre les niveaux 4 à 9 sur l'échelle de Richter. Un cinquième de tous les séismes supérieurs à 6 enregistrés dans le monde se situe au (ou aux alentours du) Japon. Un séisme se produisant en mer peut générer un tsunami, qui est d'ailleurs un mot japonais (tsu signifiant port et nami signifiant vague). Les typhons et tempêtes tropicales sont fréquents entre juin et octobre.

Le mix énergétique japonais est constitué à hauteur de 30% de nucléaire, avec une politique (au moment des faits) d'augmentation de cette part à 50%. Ses 48 000 MW_{el} produits annuellement par ses centrales le classent 3^{ème} plus grand producteur d'énergie d'origine nucléaire après les Etats-Unis d'Amérique (USA) et la France. A la fin 2010, dix entreprises de production d'électricité se partageaient l'exploitation des cinquante-quatre tranches alors en opération dans le pays: trente réacteurs à eau bouillante (REB) et vingt-quatre réacteurs à eau sous pression (REP).

La Japon est membre de plusieurs organisations

internationales comme l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique (AIEA) et l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique (OCDE-AEN). L'autorité de surveillance des installations nucléaires japonaises était au moment des faits l'Agence de sûreté industrielle et nucléaire (Nuclear and Industrial Safety Agency – NISA). Un deuxième avis pouvait être émis sur son travail par la commission de sécurité nucléaire (Nuclear Safety Commission – NSC) qui était aussi en charge de la définition de la philosophie nationale en matière de sécurité nucléaire et de l'élaboration de certains textes réglementaires.

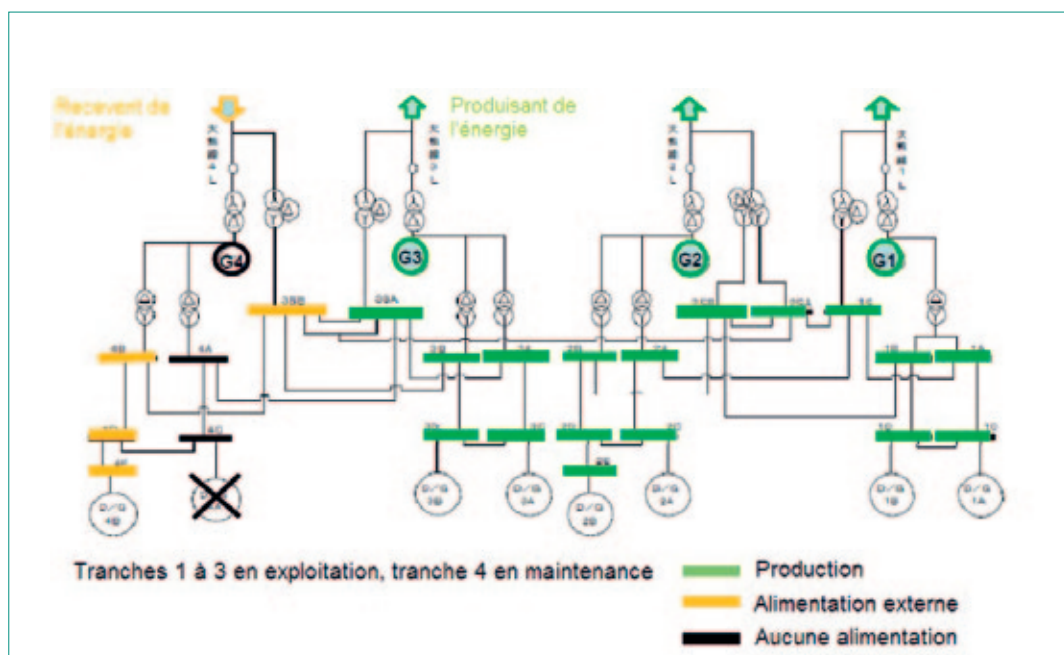
2.1.2 L'événement de Fukushima Dai-ichi

2.1.2.1 Le site de Fukushima Dai-ichi

Le site de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi se situe à 60 km de Sendai, le long de la côte Pacifique du Japon, dans la préfecture de Miyagi, à 240 km au Nord de Tokyo. Tokyo Electric Power Company (TEPCO) y exploite six tranches. Les réacteurs à eau bouillante (REB, BWR en anglais) de types et de puissances variés ont été construits dans les années 1970 sur un modèle de conception de General Electric (GE). L'énergie totale produite sur le site était de 4 696 MW_{el}.

Lorsque le tremblement de terre a eu lieu, seules les tranches 1 à 3 étaient en exploitation. Les tranches 4, 5 et 6 subissaient une inspection périodique. Les tranches 1 à 4 ont été les plus touchées.

Figure 3:
Schéma de l'alimentation électrique des tranches 1 à 4 de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi avant le séisme (source: ENSREG).



Tranches de Fukushima Dai-ichi	Type	Année	MW _{el}	Concepteur
Tranche 1	BWR-3	1971	460	General Electric
Tranche 2	BWR-4	1974	784	GE/Toshiba
Tranche 3	BWR-4	1976	784	Toshiba
Tranche 4	BWR-4	1978	784	Hitachi
Tranche 5	BWR-4	1978	784	Toshiba
Tranche 6	BWR-5	1979	1 100	GE/Toshiba

Tableau 1 :
Description des
tranches de la centrale
nucléaire de
Fukushima Dai-ichi.

2.1.2.2 Le tremblement de terre

La succession de séismes affectant le site de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi, a débuté avec un tremblement de terre de magnitude 7,3 le 9 mars 2011 et a été suivi par une série de plus «faibles» répliques (de magnitude comprise entre 7,0 et 7,7 jusqu'au 11 avril 2011). Le choc principal, de magnitude 9,0 (aussi connu sous le nom de Tohoku-Chihou-Taiheiyo-Oki) a eu lieu le 11 mars 2011 à 14 heures 46 heure locale et a duré 90 secondes.

Lors de la survenue du tremblement de terre, les réacteurs se sont arrêtés automatiquement et leur refroidissement a débuté. Le réseau électrique de la région a cependant été détruit, entraînant une perte totale d'alimentation électrique sur le site (Loss Of Off-site Power – LOOP). Les groupes électrogènes de secours à moteur Diesel (deux pour chaque tranche et trois pour la sixième), constituant le mode d'alimentation électrique de secours, ont alors démarré, exception faite de l'un de ceux de la tranche quatre qui était en révision (cf figure 3)

2.1.2.3 Le tsunami

Quarante-huit minutes après la secousse, le site a été touché par une vague d'environ 14 mètres de hauteur. La conception contre les tsunamis de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ichi ne prenait en considération qu'une vague de 5,7 mètres de haut. Le site a donc été submergé. L'eau s'est répandue sur l'installation, a entouré les bâtiments qu'elle a inondés par les portes d'accès situées au rez-de-chaussée, les chemins de câbles ou encore les traversées (de murs). Les groupes électrogènes de secours à moteur Diesel situés 5 à 6 mètres au-dessus du niveau de la mer ont été noyés (exception faite de l'un des Diesel de la tranche 6). Les stations de pompage d'eau de mer ont été détruites pour toutes les tranches.

Le 11 mars 2011, à 15 h 36, toutes les sources d'alimentation en courant alternatif triphasé étaient perdues pour les tranches de 1 à 4, le Station Blackout (SBO) a eu lieu. Pourtant, l'évacuation de la puissance résiduelle nécessitait de l'électricité, l'énergie étant nécessaire au fonctionnement des

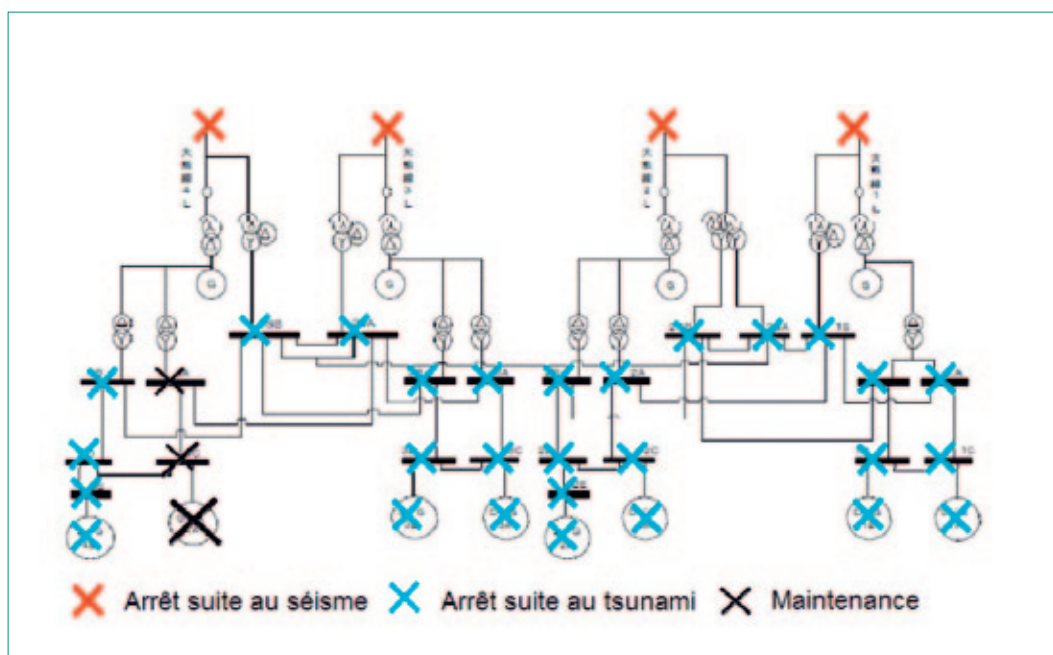


Figure 4 :
Schéma de l'alimen-
tation électrique des
tranches 1 à 4 de la
centrale nucléaire de
Fukushima Dai-ichi
après le tsunami (sour-
ce: ENSREG).

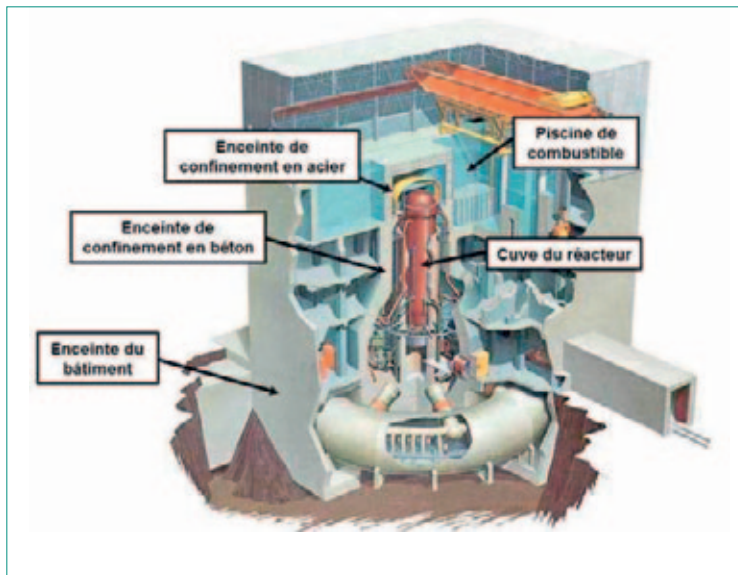


Figure 5:

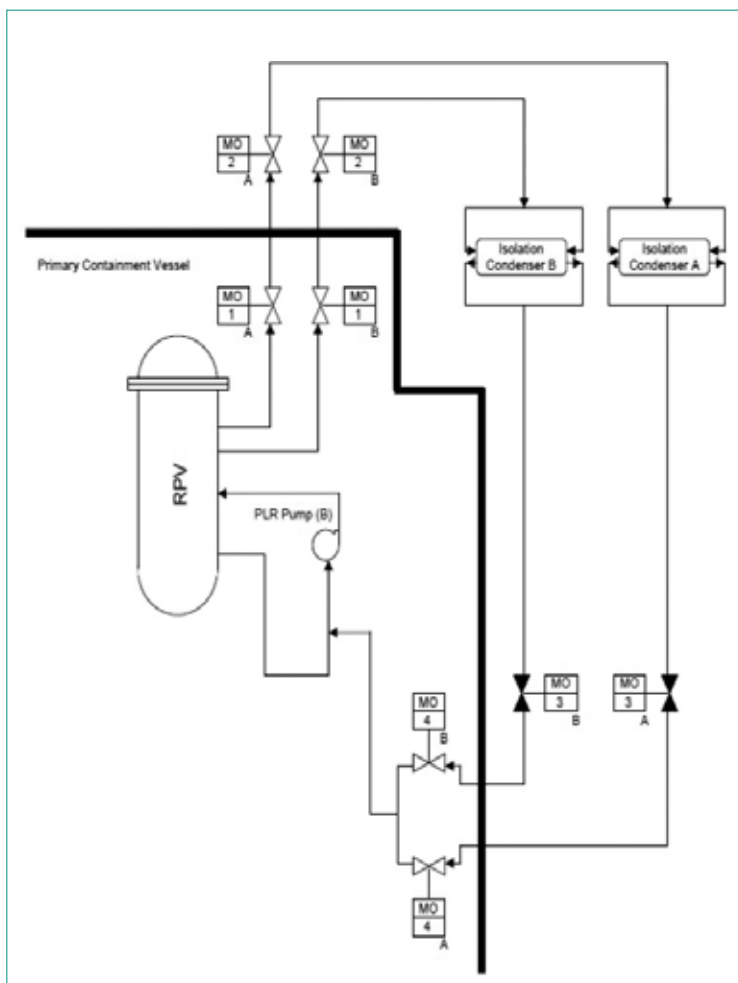
Schéma d'un réacteur à eau bouillante du même type que les tranches 1 à 4 de Fukushima Dai-ichi.

systèmes de sécurité chargés du refroidissement des cœurs.

Le tsunami a également entraîné une perte de l'instrumentation et des systèmes de contrôle. Les opérateurs sont donc demeurés dans le noir, avec peu de moyens de communication ni aucune information; et ce, pour ramener l'ensemble des installations en état sûr.

Figure 6:

Schéma de la structure condenseur d'isolement (IC) de la tranche 1 (source: NISA).



2.1.2.4 Déroulement de l'événement Principaux événements sur la tranche 1

Après le séisme

Le 11 mars 2011, après l'arrêt automatique du réacteur (SCRAM) et le déclenchement de l'alimentation électrique de secours à 14 h 47, en conséquence du LOOP, l'évacuation de la chaleur résiduelle a d'abord été assurée comme prévu par le condenseur d'isolement (Isolation Condenser IC). Compte tenu de la forte variation de température accompagnée d'une chute de pression, l'IC a été arrêté manuellement environ 10 minutes après le début des événements. Le circuit A de l'IC a par la suite été utilisé pour réguler la pression dans la cuve du réacteur.

La mise hors fonction de l'IC a entraîné une montée en pression dans la cuve et le déclenchement du dispositif de décompression, tandis que la cuve du réacteur était maintenue en arrêt à chaud. Cet état ne permettait pas d'atteindre le critère de déclenchement automatique (niveau de remplissage du réacteur) de la pompe d'alimentation pour injection de caloporteur sous haute pression (High Pressure Coolant Injection HPCI) qui aurait assuré l'injection de caloporteur.

Après le tsunami

Le 11 mars 2011 à 15 h 35, se sont produits le SBO et la perte de source froide d'ultime secours (Ultimate Heat Sink UHS – ici refroidissement par de l'eau de mer). Il ne restait donc plus que le torus pour absorber la chaleur résiduelle.

La tranche 2, rencontrant les mêmes difficultés que la tranche 1, n'a pas pu venir en aide à cette dernière. En raison de l'indisponibilité des affichages (en salle des commandes) notamment de l'HPCI et des valves de l'IC, TEPCO a considéré que le HPCI n'était plus en mesure d'assurer ses fonctions.

L'émission d'énergie résiduelle, couplée à la défaillance de la réalimentation en caloporteur de l'IC n'a eu de cesse de faire baisser le niveau d'eau dans la cuve du réacteur, entraînant le dénoyage des assemblages combustibles. La limitation de la pression s'est vraisemblablement effectuée par l'ouverture de vannes dans le torus. Ces trois faits ont entraîné une augmentation de la température dans le torus et donc de la pression y régnant, et dans le drywell une fois la température d'ébullition atteinte dans le torus.

La présence de débris/débris sur le site a retardé l'arrivée et le branchement des groupes



Figure 7:
Dommages sur site à Fukushima Dai-ichi (source: TEPCO).

électrogènes mobiles. L'alimentation électrique de l'instrumentation et la surveillance du niveau de remplissage de la cuve ont été perdues dans les heures qui ont suivi. Une injection alternative d'eau était possible mais requérait des interventions humaines.

Le circuit A de l'IC a été ouvert brièvement à deux reprises dans la soirée (il aurait été fermé manuellement 5 h après le début des événements sans que le chef de quart en soit informé).

Le retour temporaire de l'éclairage et de l'alimentation en salle de commande permettaient de constater que le niveau d'eau dans la cuve était de + 200 mm au-dessus du haut de la hauteur active (top of active fuel).

Le 11 mars à 20 h 50, le gouvernement a décidé d'évacuer la zone de 2 km de rayon autour de la centrale, en raison de la suspicion de dommages au cœur vers 22 h 20 (qui a en fait été entièrement dénoyé environ 4,5 h après le SCRAM). A 21 h 20, l'évacuation a été étendue à la zone des 3 km, le confinement dans les habitations dans un rayon de 10 km. L'accès au bâtiment réacteur a été condamné en raison d'un débit de dose trop élevé.

Vers minuit, la pression élevée imposait de recourir à un éventage de l'enceinte de confinement. La demande a été effectuée auprès des autorités à 01 h 30. Leur aval n'a été reçu qu'à 03 h 00, sous réserve d'achèvement de l'évacuation de la population. Le 12 mars au matin, le personnel de la salle de commande a eu pour ordre de porter des masques de protection individuels en raison de l'augmentation permanente de la dose locale avant d'être évacué vers la tranche 2. A ce moment, le gouvernement ordonnait l'évacuation d'une zone d'un rayon de 10 km autour de la centrale.

Le 12 mars à 09 h 04 ont débuté les opérations d'éventage qui ne pouvaient être achevées manuellement en raison de débits de dose trop importants. Le déclenchement manuel a été remplacé par des alternatives mécaniques.

Le 12 mars à 14 h 30 la pression du drywell diminue, soulignant le succès de l'éventage. Cette péri-

ode importante jusqu'à la réalisation de l'éventage tenait de raisons techniques (préparation, approvisionnement du matériel ou entraînement) et de raisons administratives (évacuation, communication et autorisation). Cet après-midi-là, les événements suivants se sont produits:

- 15 h 36, endommagement de la structure du bâtiment réacteur par une explosion d'hydrogène dans sa partie supérieure.
- 18 h 25, évacuations obligatoire de la population dans une zone de 20 km autour de la centrale et volontaire dans un rayon de 30 km.
- 19 h 04, début de l'injection d'eau de mer.
- 19 h 55 et 20 h 05 autorisation du gouvernement et de la NISA pour injecter de l'eau borée. Cette action a débuté à 20 h 45. Elle a été retardée en raison de sujétions d'ordre administratif ou des déficits dans la communication. Cette injection pourrait cependant avoir débuté avant même l'aval des autorités.

L'alimentation électrique externe a pu temporairement être rétablie le 20 mars, l'éclairage dans la salle de commande le 24 mars.

Figure 8:
Schéma des doses mesurées sur les doubles portes du bâtiment réacteur de la tranche 1 les 11 et 12 mars 2011 (source: TEPCO).

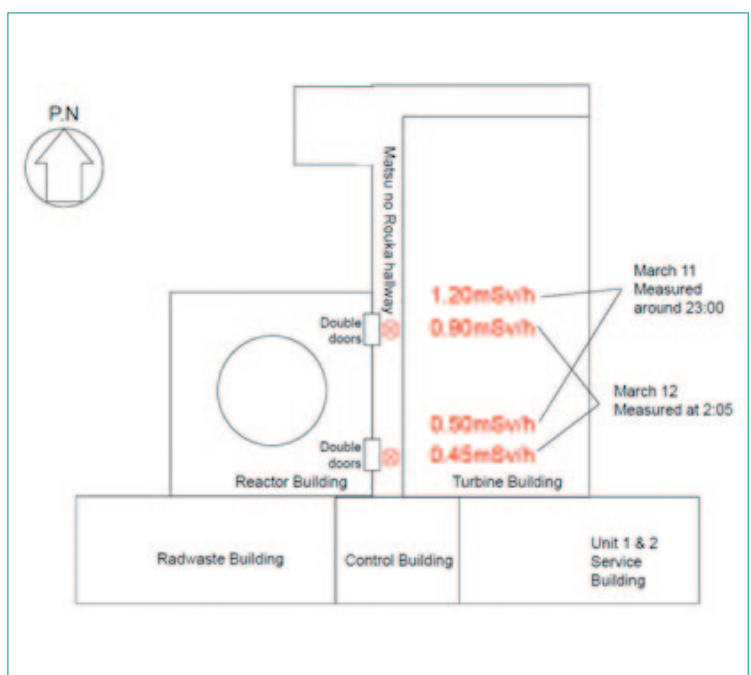


Figure 9 Et figure 10:
Vues de la tranche 1
après l'explosion
hydrogène
(source: TEPCO).



Piscine de stockage des assemblages combustibles usés

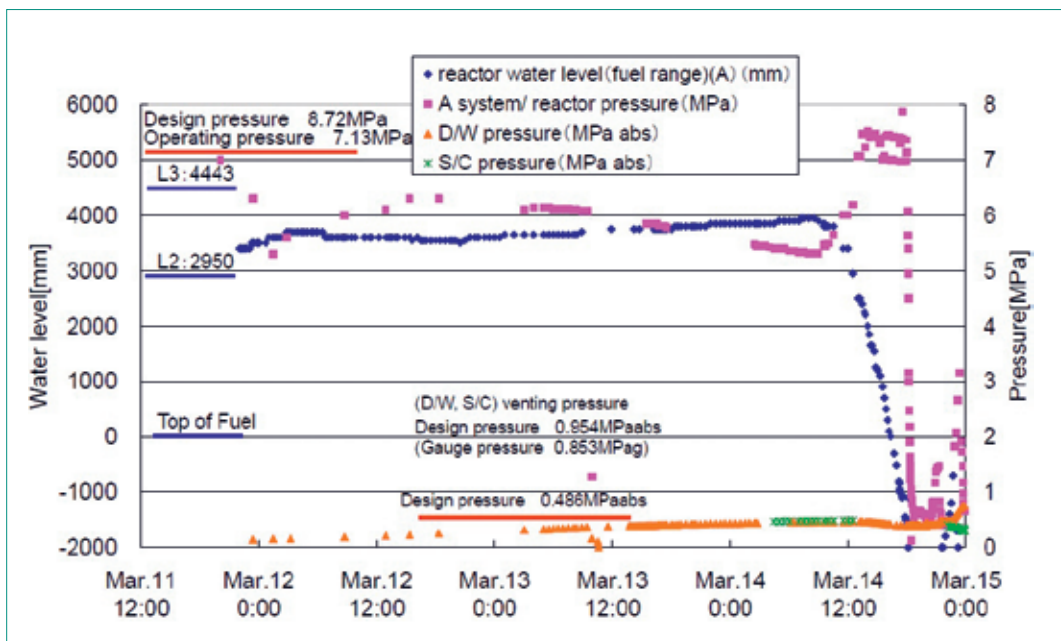
Le SBO de la tranche 1 a entraîné la perte de la fonction de refroidissement de la piscine.
Le 12 mars 2011 à 15 h 36, moment de l'explosion de la poche d'hydrogène ayant affecté la structure du bâtiment réacteur, la piscine s'est retrouvée à ciel ouvert. Le manque de refroidissement a entraîné un abaissement du niveau d'eau dans la piscine dans laquelle l'injection du caloporteur n'a pu reprendre que le 31 mars 2011 par intermittence. Cette piscine contenait depuis le 27 septembre 2010 392 assemblages combustibles dont 100 neufs. Leur état actuel n'est pas évaluable.

Principaux événements sur la tranche 2

Après le séisme

Le 11 mars 2011, après le SCRAM et le déclenchement de l'alimentation électrique de secours à 14 h 47, en conséquence du LOOP, l'évacuation de la chaleur résiduelle a été assurée comme prévu par le Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC) mis en fonction manuellement; ce système ne nécessitait pas d'alimentation par le réseau électrique. Mais en raison de la réception du signal «niveau de remplissage haut», le Système RCIC s'est arrêté automatiquement à plusieurs reprises. Jusqu'au 14 mars 2011 aux environs de midi, l'injection d'eau à partir du torus et du réservoir des condensats froids a permis de maintenir ce mode de refroidissement.

Figure 11:
Diagramme des
paramètres initiaux
de la tranche 1 au
moment des faits.
(source: TEPCO).



Après le tsunami

Le 11 mars 2011 à 15 h 38, se sont produits le SBO et la perte de l'UHS. Le retour temporaire de l'éclairage et de l'alimentation en salle de commande ont permis de constater que le niveau d'eau était mesuré à + 3400 mm au-dessus du haut de la hauteur active. La pression dans le dry-well augmentait.

Le 12 mars 2011 à 02 h 55, le RCIC fonctionnant, la priorité a été accordée à la décompression de la tranche 1. Dans l'après-midi, le directeur de la centrale annonçait le début des préparatifs de l'événement dont les procédures ont débuté le matin du 13 mars 2011.

Les fonctions techniques de contrôle-commande et de mesure ont pu connaître des défaillances en raison de l'alimentation électrique ou de l'état du caloporteur.

Le 14 mars à 11 h 01, l'explosion sur la tranche 3 a entraîné la perte de la fonction d'événement ainsi que celle d'une partie des préparatifs effectués pour l'injection d'eau pourtant nécessaire en raison de l'augmentation de la pression et de la température dans le torus.

Ce même jour, des brèches ont été effectuées dans la toiture afin d'éviter de nouvelles explosions d'hydrogène. Dans l'après-midi, la perte totale d'injection en eau et donc de refroidissement a eu lieu. En conséquence, le niveau d'eau a atteint le haut de la hauteur active.

A 16 h 34 ont commencé les préparatifs pour l'injection d'eau de mer après décompression de la cuve qui a eu lieu de 18 h 03 à 19 h 03 et a été suivie d'une augmentation de pression.

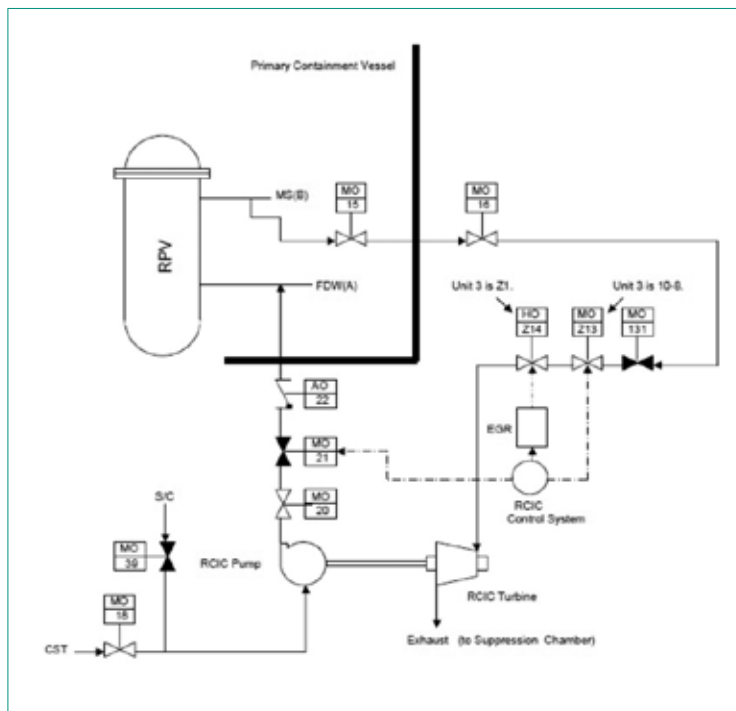


Figure 12: Schéma de la structure du système RCIC des tranches 2 et 3 (source: NISA).

De 19 h 20 à 19 h 54, en raison d'une panne de carburant des groupes électrogènes mobiles, l'injection d'eau de mer a été stoppée. Le point bas du cœur aurait été atteint d'après les estimations, environ 76 h après l'arrivée du tsunami.

Des mesures de réduction de pression ont été menées dans la nuit. Cependant, le 15 mars 2011 vers 03 h 00, une nouvelle tentative s'est soldée par un échec.

Le 15 mars 2011 à 06 h 14, une explosion hydrogène a ébranlé la structure du bâtiment réacteur. Elle se serait vraisemblablement produite dans la région du torus.

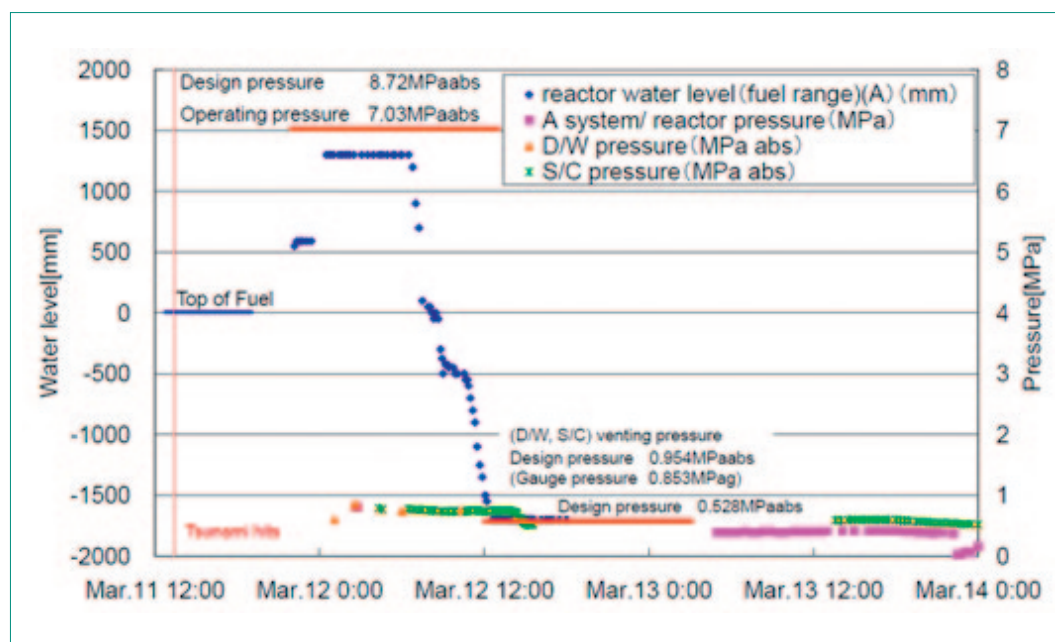


Figure 13: Diagramme des paramètres initiaux de la tranche 2 au moment des faits (source: TEPCO).

Le 20 mars 2011 à 15 h 46 l'alimentation électrique externe était rétablie temporairement.

Piscine de stockage des assemblages combustibles usés

Le SBO de la tranche 2 a causé la perte de la fonction de refroidissement de la piscine. Le manque de refroidissement a entraîné un abaissement du niveau d'eau dans la piscine dans laquelle l'injection du caloporteur n'a pu reprendre que le 20 mars 2011 à 15 h 05.

Le dernier ajout d'assemblages combustibles dans la piscine a eu lieu le 18 novembre 2010, portant le total des assemblages à 615 dont 28 neufs.

Principaux événements sur la tranche 3

Après le séisme

Le 11 mars 2011, après le SCRAM et le déclenchement de l'alimentation électrique de secours à 14 h 47, en conséquence du LOOP, l'évacuation de la chaleur résiduelle a été assurée comme prévu par le Reactor Core Isolation Cooling System (RCIC) mis en fonction manuellement, relayé plus tard par la pompe d'alimentation pour injection de caloporteur sous haute pression (High Pressure Coolant Injection HPCI). Tout comme pour la tranche 2, le RCIC s'est arrêté plusieurs fois.

Après le tsunami

Le 11 mars 2011 à 15 h 38, se sont produits le SBO et la perte de l'UHS. Le RCIC a été mis en fonction manuellement à 16 h 03. L'éclairage a temporairement

été rétabli dans la salle de commande principale dans la soirée.

Le 12 mars 2011, à 11 h 36, le RCIC s'est mis hors fonction automatiquement tandis que le HPCI s'est lancé à 12 h 35 en raison d'un niveau d'eau insuffisant dans la cuve. Une chute de pression importante au niveau du réacteur a eu lieu dans l'après-midi laissant supposer une fuite vapeur au niveau du système HPCI. La pression du torus ne cessant d'augmenter, TEPCO a annoncé le début des préparatifs pour l'éventage à 17 h 30.

Le 13 mars 2011, à 02 h 42, l'HPCI a cessé de fonctionner. Plus aucune injection d'eau n'était disponible. La pression dans la cuve augmentant avec l'arrêt de l'HPCI confirmait les soupçons de fuite.

Le cœur s'est retrouvé dénoyé dans la fin de nuit. Le matin débutait l'arrosage via l'eau diffusée de l'enceinte. L'injection d'eau a pu commencer après la décompression de la cuve à 09 h 08 (dont les préparatifs ont été annoncés à 05 h 15). En milieu de matinée, la pression baissait. En raison de débits de dose trop élevés dans la salle de commande, les opérateurs ont été évacués vers la tranche 4.

Le 14 mars, suite à une courte interruption de l'injection d'eau, le niveau de remplissage de la cuve a diminué. La pression a augmenté. Les préparatifs pour une nouvelle décompression ont commencé à 05 h 20. A 11 h 01 une explosion d'hydrogène s'est produite dans le bâtiment réacteur et a provoqué d'importants dégâts au bâtiment et aux équipements de la tranche ainsi

Figure 14:
Vue des tranches 3 et 4 après les explosions hydrogène (source: TEPCO).



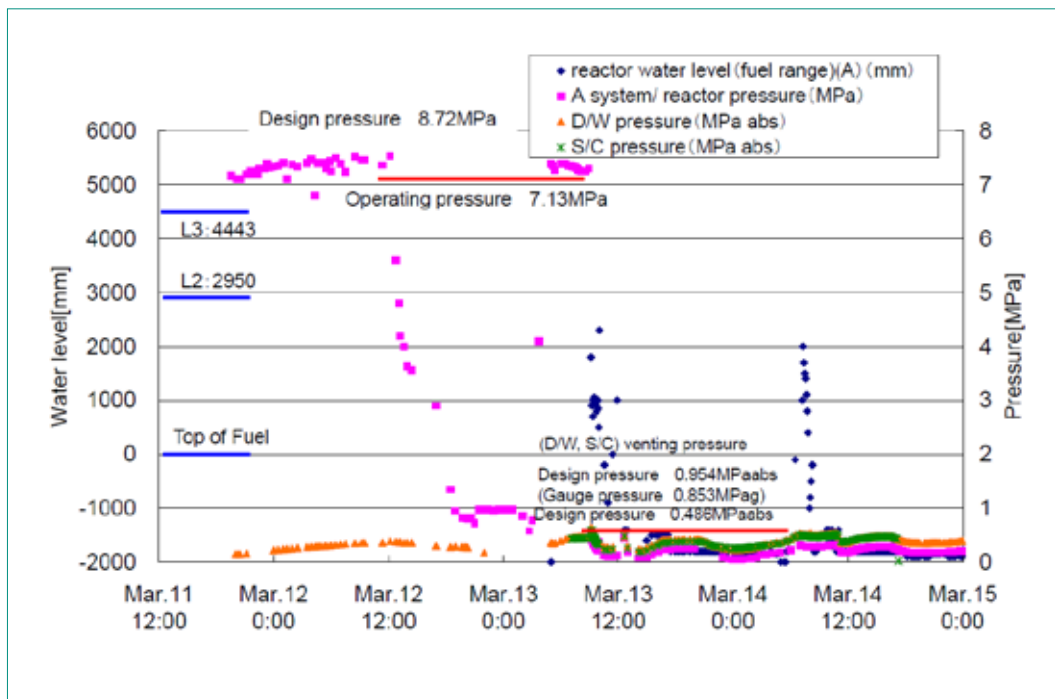


Figure 15: Diagramme des paramètres initiaux de la tranche 3 au moment des faits (source: TEPCO).

qu'au bardage du bâtiment de la tranche 4. Elle a également interrompu les interventions sur la tranche 2. Les décombres fortement irradiés ont rendu les interventions encore plus difficiles.

Piscine de stockage des assemblages combustibles usés

Le SBO de la tranche 3 a causé la perte de la fonction de refroidissement de la piscine qui a entraîné un abaissement du niveau d'eau dans la piscine dans laquelle l'injection du caloporteur n'a pu reprendre que le 16 mars 2011.

Depuis le 23 septembre 2010, elle contenait 566 assemblages combustibles, dont 52 neufs.

Compte tenu des graves dommages subis par le bâtiment réacteur et des décombres qui se sont effondrés dans le bassin de stockage, il convient de considérer que les assemblages combustibles présents ont subi des dommages mécaniques, argument étayé par l'augmentation de débit de dose après des émissions de vapeur du bassin et la présence de césium dans les analyses

Principaux événements sur la tranche 4 – piscine de stockage des assemblages combustibles usés

Après le séisme

Les travaux de maintenance effectués sur la tranche 4 à l'arrêt ont entraîné l'indisponibilité d'un diesel de secours. Son jumeau a cependant démarré automatiquement. Les travaux ont tous été suspendus.

Après le tsunami

Le 11 mars 2011 à 15 h 38, se sont produits le SBO et la perte de l'UHS, entraînant la perte de la fonction de refroidissement de la piscine et donc un abaissement progressif du niveau d'eau. Le 14 mars 2011, la température atteignait 84 °C.

Le 15 mars 2011, au matin, un débordement d'hydrogène de la tranche 3 par la cheminée commune a probablement engendré l'explosion dans le bâtiment réacteur. Cette dernière est survenue au même moment que celle de la tranche 2 et a provoqué des dégâts à la structure du bâtiment.

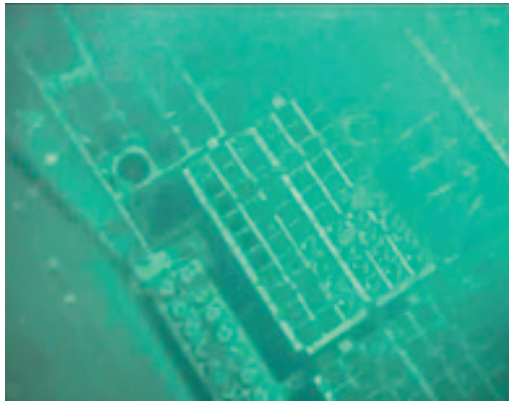
Le 21 mars 2011, de l'eau a pu être injectée pour la première fois dans le bassin et s'est poursuivie de façon à assurer le refroidissement et la compensation de l'évaporation.

D'après des analyses de nucléides effectuées début mai 2011, les 1535 assemblages combustibles (dont 204 neufs) n'ont presque pas été endommagés.



Figure 16: Vue des débris dans la piscine de stockage des assemblages combustibles usés de la tranche 3 (source: TEPCO).

Figure 17:
 Vue de la piscine de stockage des assemblages combustibles usés de la tranche 4 le 29 avril 2011 (source: TEPCO).



Piscine commune

La piscine commune comportait quant à elle 6 375 assemblages combustibles. Le refroidissement du bassin a également été perdu à la suite du SBO. En l'absence d'injection de caloporteur, la température de l'eau a oscillé entre 30 °C et 60 °C. De l'eau a pu être injectée le 21 mars 2011 dans la journée et rétablie le 24 mars 2011 à 18 h 05, permettant la stabilisation de la température sous 30 °C.

Principaux événements sur les tranches 5 et 6 Après le tsunami

Les réacteurs étaient tous deux en révision périodique et intégralement chargés (arrêt à froid pour le 6 et en test d'étanchéité pour le 5). De même que pour les autres, le 11 mars 2011 à 15 h 35, la deuxième vague du tsunami a entraîné la destruction de la station de pompage d'eau de mer, entraînant ainsi la perte de l'UHS, la submersion de tous les diesels de secours de la tranche 5 et donc le SBO à 15 h 38. Un diesel de la tranche 6 n'a toutefois pas cessé de fonctionner et a donc pu éviter à cette tranche d'être en SBO.

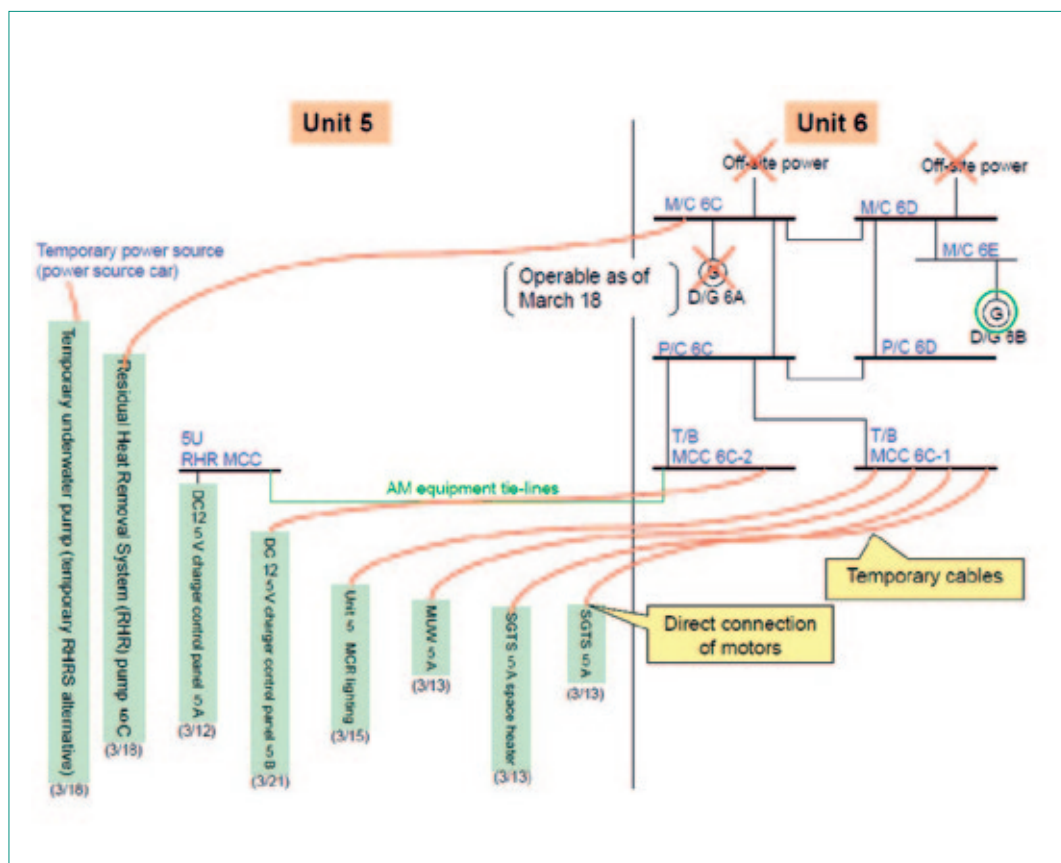
Les piscines de stockage des assemblages combustibles des tranches 5 et 6 comportaient respectivement 994 et 940 assemblages.

2.1.3 L'événement de Fukushima Dai-ni

Le site de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ni se situe à 12 km au Sud du site de Fukushima Dai-ichi. TEPCO y exploite 4 tranches. Les REB sont de type BWR-5 et ont commencé leur production dans les années 1980. L'énergie totale produite sur le site était de 4 400 MW_{el}. Au moment du tremblement de terre, les quatre tranches étaient en exploitation et couplées au réseau.

Tout comme à Fukushima Dai-ichi, le tremblement de terre a provoqué le SCRAM des réacteurs mais n'a pas provoqué de perte de l'alimentation externe. Les groupes électrogènes de secours à moteur Diesel ont cependant tout de même démarré.

Figure 18:
 Schéma de l'alimentation électrique de la tranche 6 à la tranche 5 (source: TEPCO).



Le tsunami a entraîné la perte des stations de pompage des tranches 1, 2 et 4, provoquant la perte de l'UHS. La tranche 3 a atteint l'état d'arrêt à froid dès le 12 mars 2011 à midi. La hauteur d'eau au niveau des bâtiments était de 2,50 mètres. L'alimentation en caloporteur a rapidement été rétablie, permettant d'atteindre l'arrêt à froid des autres tranches les 14 mars 2011 (tranches 1 et 2) et 15 mars 2011 (tranche 4).

2.1.4 Réactions de l'IFSN

Au début, l'IFSN a mis en place son organisation d'urgence. Après environ 12 jours, elle a créé un groupe de travail dédié à l'analyse de la situation à Fukushima: l'équipe Japon. Grâce aux informations récoltées et au travail effectué, l'IFSN a rapidement pris des mesures pour les centrales suisses. Les détails concernant les actions déjà entreprises par l'IFSN en 2011 peuvent être consultés dans le rapport de surveillance 2011 de l'IFSN.

Les rapports concernant le déroulement de l'événements, la part des facteurs humains et organisationnels, les enseignements et l'analyse radiologique ainsi que les décisions de l'IFSN concernant Fukushima et ses enseignements sont disponibles sur le site internet de l'IFSN www.ifsfn.ch. Les principaux enseignements pouvant être tirés de l'événements sont résumés dans les paragraphes ci-dessous.

2.1.4.1 Analyse de l'événement: Lessons Learned et points de contrôle

Fin octobre 2011 a été publiée la troisième partie du rapport de l'IFSN, portant sur les enseignements tirés de l'accident de Fukushima, à savoir les «Lessons Learned». Ce document regroupe les 37 points de contrôle déterminés pour la Suisse à partir des 39 enseignements essentiels identifiés par l'équipe d'analyse à travers les rapports «Chronologie des événements à Fukushima Dai-ichi et Daini à la suite du séisme Tohoku Chihou Taiheiyou Oki du 11 mars 2011» et «Analyse approfondie de l'accident de Fukushima le 11 mars 2011 tenant particulièrement compte des facteurs organisationnels et humains». Les enseignements de l'IFSN ont dans un premier temps été rassemblés sans prise en compte de leur pertinence ou de leur applicabilité en Suisse. A partir de ces enseignements, l'équipe d'analyse de l'IFSN a élaboré, après évaluation des conditions analogues suisses, des points de contrôles regroupés en six ca-

Tranches de Fukushima Dai-ni	Type	Année	MW _{el}	Concepteur
Tranche 1	BWR-5	1982	1 100	Toshiba
Tranche 2	BWR-5	1984	1 100	Hitachi
Tranche 3	BWR-5	1985	1 100	Toshiba
Tranche 4	BWR-5	1987	1 100	Hitachi

Tableau 2:
Description des tranches de la centrale nucléaire de Fukushima Dai-ni.

tégories: la conception, la gestion de situations d'urgence, le retour d'expérience, la surveillance, la radioprotection et la culture de sécurité. Ce regroupement entraîne des recouvrements car un même sujet doit parfois être considéré à partir de plusieurs points de vue thématiques. On note aussi que la culture de sécurité est transverse à toutes les autres catégories.

Les points de contrôle font l'objet d'un monitoring constant à l'aide de plans d'action annuels. L'IFSN prévoit d'avoir analysé tous les points de contrôle et d'avoir adopté toutes les mesures nécessaires qui en découlent d'ici à 2015. Le plan d'action 2012 est également disponible sur le site internet de l'IFSN www.ifsfn.ch.

2.1.4.2 Principaux enseignements

S'il est des enseignements à retenir de Fukushima, ils se situent au niveau de la conception basée sur la défense en profondeur, de la préparation hors site aux situations d'urgence, d'une amélioration de la surveillance et de la coopération internationales ainsi que de la culture de la sécurité de la part de l'exploitant aussi bien que de l'autorité.

Selon la philosophie de la défense en profondeur la prévention vient avant le contrôle et éventuellement la mitigation des conséquences d'un accident; ainsi il est prioritaire de pouvoir gérer l'accident avec les moyens dédiés au combat des

Tableau 3:
Présentation des niveaux de défense en profondeur pour des réacteurs existants.

	Niveau de défense en profondeur	Objectif du niveau
Conception originelle de la centrale	Niveau 1	Prévention du fonctionnement anormal et des défaillances
	Niveau 2	Contrôle du fonctionnement anormal et détection des défaillances
	Niveau 3	Contrôle des accidents de dimensionnement
Situations hors dimensionnement	Niveau 4	Contrôle des conditions dégradées à la central, y compris prévention de la progression d'un accident et atténuation des conséquences des accidents graves
Préparation aux situations d'urgence	Niveau 5	Atténuation des conséquences radiologiques des rejets importants de matières radioactives.

accidents de dimensionnement (jusqu'au niveau de sécurité 3) avant qu'il ne se développe en accident grave (niveau de sécurité 4 puis 5).

La gestion des accidents de dimensionnement doit donc mettre l'accent sur le troisième niveau de sécurité; plus particulièrement, le dimensionnement doit être en adéquation avec les hypothèses de risque. Ces dernières doivent régulièrement être définies et réévaluées d'après l'état de la science et de la technologie avec des calculs spécifiques pour chaque site. En effet, la définition de ces hypothèses est cruciale pour définir correctement les événements auxquels l'installation doit faire face. Une fois que le niveau de sécurité 3 est optimisé, il s'agit de prendre des dispositions pour le niveau 4 (accidents hors dimensionnement). Les installations et les procédures qui régissent leur utilisation doivent en toutes situations être disponibles et accessibles, y compris en cas de SBO prolongé, de perte de source froide d'ultime secours ou des Diesels de secours. Des moyens d'intervention de secours devront être prévus (ainsi que leur acheminement) pour le cas d'une destruction totale de l'infrastructure externe en employant par exemple des hélicoptères. De même, les problèmes pouvant être liés à la production d'hydrogène doivent faire l'objet de mesures spécifiques.

En relation avec le niveau de sécurité 5, la gestion d'urgence hors-site doit également être préparée à affronter des conditions difficiles. Les mesures d'évacuation et de protection de la population nécessitent des consignes claires.

Au-delà des facteurs typiquement associés à la conception, on remarque qu'il est nécessaire d'améliorer la coopération et la surveillance au niveau international. Pour ce faire, il s'agit de mettre l'accent sur la transparence sans laquelle les effets ne peuvent pas être ressentis. Différentes initiatives sont en marche à ce sujet, voir le plan d'action de l'AIEA et les tests de résistance de l'Union Européenne.

Le dernier point qui mérite une réflexion approfondie relève de l'aspect culturel. Les cultures de sécurité et de surveillance sont au cœur de la sécurité nucléaire. Ces cultures se basent essentiellement sur la culture d'entreprise de l'exploitant, sur le rôle ainsi que l'indépendance de l'autorité de sécurité, mais aussi des facteurs liés au contexte culturel du pays. Elles ne peuvent s'établir de manière positive que par la favorisation d'une attitude de questionnement de la part des différentes parties et ne changent que par un processus d'intériorisation requérant parfois des temps importants.

2.2 Der Zwischenfall im Block 2 des Kernkraftwerks Laguna Verde

Gemäss IAEA-Dokumenten wurde am 19. Januar 2011 im Block 2 des mexikanischen Kernkraftwerks Laguna Verde bei einer Reaktorleistung von rund 43% ein Leittechniktest durchgeführt. Gegenstand des Tests war das Signal zur Auslösung eines Lastabwurfs. Bei einem Lastabwurf wird das Kraftwerk vom externen Stromnetz getrennt und die Leistung rasch so weit reduziert, dass nur noch die vom Kraftwerk für den Eigenbedarf benötigte Leistung produziert wird. Während des Tests stieg die Drehzahl der Turbine an, worauf die Turbinenregelventile schlossen, um die Turbinendrehzahl zu regeln. Im weiteren Verlauf kam es durch ein Signal des Beschleunigungsbegrenzers zu einem Turbinenschnellschluss. Entgegen der Auslegung führte dieses Signal nicht zu einer Reaktorschnellabschaltung. Hingegen löste das Signal «hoher Druck im Reaktordruckbehälter» eine Reaktorschnellabschaltung aus.

Ursache dieses Anlageverhaltens war ein menschlicher Fehler nach einem vorangegangenen Test des Wasserabscheider-Zwischenüberhitzers. Während des Tests war es erforderlich, das Turbinenschnellschluss-Signal zu deaktivieren. Nach Abschluss dieses Tests wurde es nicht wieder aktiviert. Deshalb stand das Reaktorschutzsignal infolge Turbinenschnellschluss während rund 40 Minuten nicht zur Verfügung.

In der Schweiz ist ein derartiger Vorkommnisablauf aus mehreren Gründen unwahrscheinlich. Die vorhandenen Turbinenbypässe verfügen über hohe Kapazitäten, so dass auch bei einem Turbinenschnellschluss keine Reaktorschnellabschaltung erforderlich ist. Daneben sorgt ein automatisches Einschliessen oder Einfallen ausgewählter Steuerstäbe für eine rasche Leistungsreduktion des Reaktors, bevor eine Anregung des Reaktorschutzsignals erforderlich wird. Zudem werden bei derartigen Funktionskontrollen standardmässig alle Änderungen einer unabhängigen Gegenkontrolle durch das Kraftwerkpersonal unterzogen. Darüber hinaus inspiziert das ENSI derartige Tests der Anlage, welche durch den Betreiber durchgeführt werden. Das Beispiel verdeutlicht die Wichtigkeit dieser Inspektionen.

2.3 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Doel im Block 4

Der Block 4 des Kernkraftwerks Doel verfügt für den Ausfall des Hauptspeisewassersystems, welches im Normalfall die Bespeisung der Dampferzeuger gewährleistet, über weitere Systeme, um die Dampferzeuger mit Kühlwasser zu versorgen. Hierfür stehen das Hilfsspeisewassersystem und das Notspeisewassersystem zur Verfügung. Gemäss Dokumenten der IAEA und des European Clearinghouse on Operational Experience for NPP stellte der Betreiber am 18. März 2011 bei einem Test des Hilfsspeisewassersystems fest, dass eine der Pumpen für bestimmte Störfallverhältnisse einen nicht ausreichenden Durchfluss aufweist, was den Annahmen im Sicherheitsbericht widerspricht. Der Test war durch die Aufsichtsbehörde angeregt worden, da diese Pumpe im Jahr 2009 als Ersatz für eine ausser Betrieb genommene Pumpe eingebaut wurde. Beim Betrieb der neuen Hilfsspeisewasserpumpe traten Vibrationsprobleme auf, weshalb als Gegenmassnahme die Pumpensolldrehzahl reduziert wurde. Die Pumpe wurde danach auf die Betriebstauglichkeit getestet, aber die Durchfluss-Druck-Kennlinie wurde nicht verifiziert. In den Kernkraftwerken der Schweiz wird nach Instandhaltungseingriffen an sicherheitsrelevanten Pumpen ein Systemfunktionstest durchgeführt, um die geforderten Betriebsparameter zu kontrollieren. Das ENSI inspiziert gezielt derartige Funktionstests im Anschluss an vorangegangene Anlageänderungen und Arbeiten an Systemen.

2.4 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Tricastin

Die französische Aufsichtsbehörde Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) meldete am 16. Februar 2011 ein INES-2-Vorkommnis für das Kernkraftwerk Tricastin. Bei einem periodischen Test eines Notstrom-Dieselgenerators im Kernkraftwerk Blayais am 7. Februar 2011 hatte dieser versagt. Gemäss den Ergebnissen einer ersten Untersuchung durch den Betreiber Électricité de France (EDF) und seinen Lieferanten ist das Versagen beim Test auf die vorzeitige Qualitätsverschlechterung der Pleuellagerschalen des Dieselmotors zurückzuführen. In den französischen Kernkraftwerken sind mehrere Notstrom-Dieselgeneratoren mit diesem Lagerchalentyp ausgestattet. Im Unterschied zu den anderen betroffenen Anlagen sind in den Kern-

kraftwerken Tricastin 3 und 4 alle Notstrom-Dieselgeneratoren mit diesen Lagerschalen ausgestattet. Die ASN bewertete deshalb den Sachverhalt in diesen beiden Anlagen als schwerwiegender und ordnete ihn der INES-Stufe 2 zu. Bei den anderen betroffenen Kernkraftwerken (Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines und Saint-Laurent) steht mindestens ein Notstrom-Dieselgenerator zur Verfügung, welcher keine derartigen Lagerchalentypen enthält. Für diese Standorte ordnete die ASN den Befund der INES-Stufe 1 zu. Als Sofortmassnahme verlangte die ASN vom Betreiber EDF einen Vorgehensplan zur Bereinigung der erkannten Schwachstellen. EDF sieht den Ersatz der Lagerschalen und neue Betriebsvorschriften bei den betroffenen Notstrom-Dieselgeneratoren vor. Für die Kernkraftwerke Beznau, Leibstadt und Mühleberg ist keine Übertragbarkeit gegeben, da dort keine Dieselmotoren des betreffenden Herstellers und entsprechende Lagerschalen in Verwendung sind. Im Kernkraftwerk Gösgen (KKG) sind einige Dieselmotoren dieses Herstellers im Einsatz. Pleuellagerschalen des fehlerhaften Typs werden allerdings im KKG nicht verwendet. Die vom KKG vorgenommene Auswertung werksinterner Vorkommnisse bei Notstrom-Dieselgeneratoren über den Zeitraum der letzten 10 Jahre zeigte keine Probleme mit Lagerschalen auf. Das KKG weitete darüber hinaus präventiv die Motorölanalysen der Notstrom-Dieselgeneratoren aus, um eventuelle Schädigungen von Pleuellagerschalen frühzeitig erkennen zu können. Der Hersteller leitete Motortests ein, um die aufgetretenen Schäden erklären zu können. Das KKG und das ENSI verfolgen die Testergebnisse.

2.5 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk Cattenom in den Blöcken 2 und 3

Nach Angaben der ASN führte der Betreiber des Kernkraftwerks Cattenom (EDF) am 21. Dezember 2011 aufgrund der Lehren aus den Unfallabläufen von Fukushima eine Inspektion in der Anlage durch. Dabei fand EDF heraus, dass in den Einspeiseleitungen der Brennelementlagerbecken der Blöcke 2 und 3 keine Öffnungen (Siphonbrecher) vorhanden sind, um ein Ansaugen von Wasser zu verhindern, wodurch es zu einer ungenügenden Wasserüberdeckung oder sogar Abdeckung der gelagerten Brennelemente kommen könnte. In den beiden anderen Blöcken 1 und 4 sind diese

Öffnungen vorhanden. Nach der Meldung durch die EDF kontrollierte die ASN diesen Sachverhalt und forderte sofortige Gegenmassnahmen gegen ein unfallbedingtes Entleeren des Brennelementlagerbeckens sowie die rasche Behebung des Mangels. Am 3. Februar 2012 war der Mangel in beiden Blöcken behoben.

Als Vorkehrungen gegen die ungewollte Entleerung von Brennelementlagerbecken sind beispielsweise im Kernkraftwerk Mühleberg Rückschlag-

klappen in den Tauchrohren vorhanden, und das Kernkraftwerk Leibstadt verfügt über Vakuumbrecher im Brennelement-Beckenkühlsystem. Das Kernkraftwerk Mühleberg hat geplant, in jeder Leitung des Brennelementbeckens als diversitäre Absicherung für den Fall eines Versagens der Rückschlagklappe eine Anti-Siphon-Bohrung anzubringen. Das Kernkraftwerk Leibstadt überprüft aufgrund des Befunds in Cattenom regelmässig die Vakuumbrecher.

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Behördenzusammenarbeit für die Sicherheit der Kernenergie dient in erster Linie der Weiterentwicklung und Harmonisierung der Sicherheitsvorgaben, um den Kernenergiestaaten ein Instrumentarium für die Regulierung zur Verfügung zu stellen. Das Fundament für diese Sicherheitsvorgaben bilden die internationalen Übereinkommen Convention on Nuclear Safety, Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Convention on Early Notification of a Nuclear Accident und Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency. Die Grundsätze der Übereinkommen werden in den Safety Standards der Internationalen Atomenergieagentur IAEA weiter ausgeführt, auf die sich wiederum die Safety Reference Levels der Western European Nuclear Regulators' Association WENRA abstützen.

Die Weiterentwicklung der Sicherheitsvorgaben basiert auf zwei weiteren Zielen der internationalen Zusammenarbeit, nämlich dem Austausch der betrieblichen und regulatorischen Erfahrung sowie der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik. Für letzteres bedeutsam sind auch die in Kapitel 1 beschriebenen Forschungsprojekte der Kernenergieagentur NEA der OECD, die durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mitgliedsstaaten unterstützt werden. Ein Beispiel hierfür ist das Halden Reactor Project, das von über 100 Institutionen in mittlerweile 19 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1). Ein weiteres Beispiel ist die internationale Vorkommnisdatenbank IRS (siehe Kapitel 2), ein Gemeinschaftsprojekt der IAEA und der NEA.

Im Berichtsjahr stand die internationale Zusammenarbeit im Zeichen des nuklearen Unfalls in den Blöcken 1 bis 4 des Kernkraftwerks Fukushima-Daiichi, der sich infolge des Erdbebens und Tsunamis vom 11. März 2011 in Japan ereignete. Die IAEA und die NEA veranstalteten im Juni bzw. im September Ministerialkonferenzen, an denen die Regierungen der Mitgliedsstaaten die Konsequenzen und erste Lehren aus dem Unfall erörterten. Die Schweiz, die unter anderem durch das ENSI vertreten wurde, forderte an diesen Konferenzen eine Verschärfung des globalen Sicher-

heitsregimes und wurde dabei von zahlreichen Staaten unterstützt: Einerseits soll die nukleare Sicherheit in allen Kernenergieländern periodisch von internationalen Experten im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA überprüft werden, andererseits sollen die Resultate dieser Überprüfungen auch öffentlich gemacht werden. Die Forderungen fanden Eingang in einen Aktionsplan der IAEA, jedoch nur in Form von Massnahmen, die auf Freiwilligkeit beruhen. Zu diesen Massnahmen gehören Überprüfungen der staatlichen Aufsicht über die Kernenergie im Rahmen von Missionen des Integrated Regulatory Review Service (IRRS) und Überprüfungen der betrieblichen Sicherheit von Kernkraftwerken im Rahmen von Missionen des Operational Safety Review Teams (OSART) der IAEA.

Die internationale Zusammenarbeit ist ein Stützpfiler der unabhängigen Aufsichtstätigkeit des ENSI. Entsprechend wendet es für sein internationales Engagement erhebliche Ressourcen auf. Bei der IAEA und der NEA wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben. Für mehrere dieser Gremien organisiert das ENSI periodisch Veranstaltungen in der Schweiz. Zum internationalen Engagement hinzu kommen die Teilnahme von ENSI-Experten an internationalen Symposien sowie Besuche ausländischer Delegationen beim ENSI.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 und Art. 104 des Kernenergiegesetzes (KEG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Gremien und Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr kurz zusammengefasst.

3.1 Internationale Übereinkommen

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hat das Ziel, weltweit einen hohen Stand der nuklearen Sicherheit zu erreichen und aufrecht zu erhalten. Es sollen wirksame Abwehrvorkehrungen in Kernanlagen gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Menschen und Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Seit der Inkraftsetzung der CNS fanden 5 Überprüfungskonferenzen statt, die letzte vom 4. bis 14. April 2011. Die Schweiz wurde der Ländergruppe 5 zugeteilt, zusammen mit Kanada, Deutschland, Bulgarien, Armenien, Österreich, Peru, Nigeria, den Vereinigten Arabischen Emiraten, Griechenland und Irland. Das ENSI vertrat die Schweiz und hatte den Länderbericht Ende August 2010 fristgerecht bei der IAEA eingereicht. Die weiteren Vorbereitungsarbeiten beinhalteten die Prüfung der Berichte anderer Länder mit der Formulierung von Fragen zu diesen Berichten sowie die Beantwortung von Fragen, die andere Länder zum Bericht der Schweiz stellten. An der 5. Überprüfungskonferenz schliesslich wurden die Berichte in den Ländergruppen präsentiert und eingehend diskutiert. Die Schweiz erhielt dabei gute Noten. Unter anderem würdigten die anderen Staaten die im Schweizer Kernenergiegesetz verankerte Nachrüstpflicht der Kernkraftwerke im Sinne der ständigen Verbesse-

rung sowie die Aktualisierung der Erdbebengefährdungsannahmen aufgrund des PEGASOS-Projekts¹. An der 5. Überprüfungskonferenz wurde beschlossen, Ende August 2012 eine ausserordentliche Konferenz durchzuführen, die die Lehren aus dem nuklearen Unfall im japanischen Fukushima sowie allfällige Anpassungen der CNS zum Thema haben wird. Das ENSI wird die Schweiz an der Konferenz vertreten und erstellt im Hinblick darauf einen Länderbericht.

3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle

Ziel dieses internationalen Übereinkommens («Joint Convention») ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft. Die letzte fand im Mai 2009 statt. Auch hier stiessen die Leistungen der Schweiz auf Anerkennung, unter anderem das transparente Sachplanverfahren Geologische Tiefenlagerung mit Partizipation der Öffentlichkeit und die Reduzierung des Abfallvolumens mittels Verbrennungs- und Schmelzanlage im Zwischenlager Würenlingen. Die 4. Überprüfungskonferenz wird vom 7. bis 16. Mai 2012 stattfinden, an der das ENSI die Schweiz vertreten wird. Das ENSI hat den Schweizer Länderbericht im Oktober 2011 fristgerecht bei der IAEA eingereicht.

3.1.3 OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Rati-

¹ In dem von 2001 bis 2004 laufenden Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) wird die Erdbebengefährdung unter möglichst umfassender Berücksichtigung des Kenntnisstandes der international massgebenden Fachwelt ermittelt. Mit dem Projekt wurde international ein neuer Standard gesetzt. Eine Herausforderung für die Umsetzung bereitete die grosse Bandbreite der Ergebnisse, die nicht zuletzt darauf zurückzuführen war, dass für starke Erdbeben in unseren Regionen kaum Erfahrungswerte vorliegen. Deshalb wurde 2007 ein Projekt zur Verfeinerung der PEGASOS-Studie, das PEGASOS Refinement Project (PRP) gestartet, das voraussichtlich bis Ende 2012 abgeschlossen werden wird.

fikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen RSC der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.

Im Jahr 2003 hatte die Ministerkonferenz der OSPAR in Anbetracht einer signifikanten Freisetzung von Technetium in die Irische See die erhöhten Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von variablen Betriebsbedingungen, der Konditionierung alter Abfälle oder der Stilllegung und des Rückbaus von Kernanlagen zum Thema erklärt. Obwohl in der Zwischenzeit solche Freisetzungen seitens Grossbritannien praktisch nicht mehr vorkamen, bleibt die Frage offen, ob ähnliche Verhältnisse wiederum auftreten könnten. Das mit dem Thema beauftragte RSC erarbeitete dazu einen Fragebogen, um die Sicht der einzelnen Vertragsparteien zu erheben. Die Schweiz hat den Fragebogen im Berichtsjahr beantwortet.

Zusammenfassend konnte festgestellt werden, dass in der Schweiz in den letzten Jahren in allen Aufsichtsbereichen die Menge nicht konditionierter radioaktiver Abfälle stark reduziert wurde. Zurzeit stehen noch das Projekt zur Konditionierung von flüssigen Abfällen im Hotlabor und das Projekt zur Konditionierung von Schlamm in einem Rückhaltebecken der Abwasseranlage des PSI an. Auch beim Rückbau von Kernanlagen sind aufgrund in- und ausländischer Erfahrungen keine Freisetzungen ausserhalb der aktuellen Betriebslimiten zu erwarten.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergienteur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien (Abbildung 1) unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for

Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 152 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das höchste Gremium der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedsstaaten, die normalerweise einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B).



Abbildung 1:
Der Sitz der IAEA
in Wien.
Quelle: ENSI.

3.2.1.1 IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert. Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung oder Forschung ergeben. Die Safety Standards umfassen alle Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei hierarchische Stufen:

- In den 2006 publizierten Fundamental Safety Principles werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.
- Die Safety Requirements konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische

Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Diese Anforderungen sind als «Soll-Bestimmungen» formuliert.

- Die Safety Guides führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann. Sie sind nicht bindend. Eine Nichtanwendung der Massnahmen sollte aber begründet oder es sollte eine gleichwertige andere Massnahme ergriffen werden.

Die Safety Principles und Requirements werden vom Board of Governors, einem Ausschuss von 35 Mitgliedsstaaten, verabschiedet, die Safety Guides vom Generaldirektor der IAEA. Die Commission on Safety Standards (CSS) leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Der CSS sind vier Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten: Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen) und Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter). Die Experten beraten das IAEA-Sekretariat im betreffenden Fachgebiet und sind bei der Entwicklung und Revision der Safety Standards federführend. Das ENSI ist in allen vier Fachkomitees vertreten.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat das ENSI nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Im Jahr 2011 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- GSR Part 3 (Interim) Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards – Interim Edition
- SSR-2/2 Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation
- SR-5 Disposal of Radioactive Waste
- GSG-2 Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency
- SSG-11 Radiation Safety in Industrial Radiography

- SSG-13 Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants
- SSG-14 Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste
- SSG-18 Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations
- SSG-19 National Strategy for Regaining Control over Orphan Sources and Improving Control over Vulnerable Sources

An der Überarbeitung der International Basic Safety Standards für den Strahlenschutz, die diejenigen von 1996 ersetzen und die neusten Erkenntnisse und Empfehlungen insbesondere der International Commission on Radiological Protection berücksichtigen, wirkten verschiedene Institutionen wie das Committee on Radiation Protection and Public Health der Kernenergieagentur NEA der OECD massgeblich mit. Auf der Internetseite der IAEA sind unter www-ns.iaea.org/standards die gültigen Safety Standards abrufbar.

Im Gefolge des nuklearen Unfalls im japanischen Fukushima einigten sich die Mitgliedsstaaten an der Generalkonferenz vom September 2011 auf einen IAEA Action Plan on Nuclear Safety. Mit diesem Aktionsplan bekennen sie sich zu – freiwilligen – Massnahmen. Die im Aktionsplan formulierten zwölf Punkte beziehen sich zusammengefasst auf folgende Bereiche:

- Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke im Lichte der Erkenntnisse aus dem Fukushima-Unfall;
- Überprüfung der Unabhängigkeit und der Ressourcen der Nuklear-Aufsichtsbehörden;
- Verbesserung des Notfallschutzes und Verstärkung der internationalen Rolle der IAEA in diesem Bereich;
- periodische Überprüfungsmissionen der IAEA in den Bereichen staatliche Aufsicht, Notfallschutz sowie Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken in den Mitgliedsstaaten, transparente Berichterstattung zu diesen Missionen;
- Überprüfung und allfällige Anpassung der internationalen Übereinkommen im Bereich nukleare Sicherheit sowie der IAEA Safety Standards, wirksame Umsetzung dieser Sicherheitsvorgaben in den Mitgliedsstaaten;
- Ausbau der Nuklearsicherheits-Kompetenzen und -Infrastruktur in den Kernenergieländern und solchen, die in die Kernenergie einsteigen wollen;
- Schutz von Menschen und Umwelt nach einem nuklearen Unfall durch Nutzung des internatio-

nenalen Know-hows und der vorhandenen Techniken für die Strahlenüberwachung und Dekontamination;

- verbesserte Kommunikation im Falle eines nuklearen Unfalls und Verstärkung der internationalen Rolle der IAEA in diesem Bereich;
- Förderung der Nuklearsicherheitsforschung.

3.2.1.2 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Art. 2 Abs. 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [Das ENSI] lässt sich periodisch im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA durch externe Expertinnen und Experten überprüfen.» Auch die EU hat in ihrer Mitte 2009 in Kraft gesetzten EURATOM-Richtlinie für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen eine entsprechende Verpflichtung eingeführt, dass die Mitgliedsstaaten mindestens alle zehn Jahre eine Überprüfung der nuklearen Gesetzgebung und Aufsicht durch internationale Experten (Peer Review) durchführen lassen.

Der IRRS dient der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Aufgrund von schriftlichen Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden verfasst das Expertenteam – zumeist hochrangige Vertreter der Aufsichtsbehörden von IAEA-Mitgliedsländern – einen Bericht, in dem es auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das geprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat. Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen und beantragte bei der IAEA eine weitere IRRS-Mission für 2011. Im Hinblick darauf führte das ENSI eine umfassende Selbstüberprüfung anhand von rund 1500 Fragen der IAEA durch, die sich auf die Safety Requirements des GSR Part 1 «Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety» beziehen. Diese Selbstüberprüfung zeigte auf, in welchen Bereichen die Schweiz und das ENSI Handlungsbedarf haben, um die Vorgaben dieser IAEA Safety Requirements zu erfüllen. Das ENSI erstellte einen Aktionsplan, der bis zur Mission die Implementierung der selbst identifizierten Verbesserungsmaßnahmen grundsätzlich gewährleistet hat.



Abbildung 2: Die IRRS-Mission in die Schweiz stiess auf grosses Medieninteresse. Vorne Jean-Christophe Niel, Generaldirektor der französischen Aufsichtsbehörde ASN und Mission Team Leader, neben ihm James Lyons, Leiter der IAEA Division of Nuclear Installation Safety, an der Medienkonferenz im ENSI anlässlich des Abschlusses der IRRS-Mission. Quelle: ENSI.

Die Mission fand im November des Berichtsjahres unter Beteiligung von 24 Experten aus 14 Nationen statt, die das ENSI während zwei Wochen unter die Lupe nahmen (Abbildung 2). Sie stellten dem ENSI am Schluss ein gutes Zeugnis aus mit 19 «Good Practices», die als vorbildliche Lösungen für andere Staaten gelten. Unter anderem wurde die jährliche Veröffentlichung des Erfahrungs- und Forschungsberichts mit Berichterstattung über die regulatorische Sicherheitsforschung, internationale Zusammenarbeit, Betriebserfahrung und Neuerungen im Regelwerk mit einer Good Practice gewürdigt. Die Experten machten aber auch konstruktive Empfehlungen und Vorschläge für weitere Verbesserungen, deren Umsetzung das ENSI bereits an die Hand genommen hat. Die Empfehlungen aus der Überprüfung von 1998 und der Folgemission von 2003 trugen im Übrigen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für 16 Überprüfungsmissionen in andere Staaten zur Verfügung. Zwei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer IRRS-Mission nach Grossbritannien.

3.2.1.3 IAEA-Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu den Themen Kernkraftwerke, Brennstoffkreislauf, Behandlung von radioaktiven Abfällen etc. Die meisten davon sind öffentlich. An zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken arbeitet das ENSI mit, dem Power Reactor Information System (PRIS) und International Nuclear Information System (INIS).

PRIS gibt es schon seit 40 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernenergie einzigartig. Die Grunddaten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association, World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter www.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur INIS wurde 1970 gestartet, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der Sowjetunion und Grossbritanniens zusammengeführt wurden. Seither wurde die Datenbank kontinuierlich vergrössert und ihre Funktionen wurden verbessert, z.B. durch Schlagwörter, Mikrofilm-Version, dann elektronische Verfügbarkeit zunächst über CD-Versand ab 1992, später über Internet. Seit April 2009 ist INIS nicht nur für die Mitgliedsländer, sondern frei im Internet unter <http://www.iaea.org/inis/> zugänglich. Derzeit enthält die Datenbank über 3,3 Mio. Einträge. Die Nutzung von INIS hat seit der vollständigen Öffnung stark zugenommen, von ca. 150 000 jährlichen Zugriffen bis 2008 auf deutlich über eine Million heute.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur (Nuclear Energy Agency NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. 30 der 34 OECD-Staaten sind Mitglied der NEA. Zusammen verfügen sie über rund 85% der welt-

weiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris (Abbildung 3) unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und -haftpflicht sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt zudem eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei auf dem Internet erhältlich unter <http://www.oecd-nea.org/pub>.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Kommissionen. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) beschäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen der nuklearen Aufsicht, das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen haben eine Reihe von permanenten Arbeitsgruppen und speziellen Gruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). Weitere Arbeitsbereiche der NEA sind wissenschaftliche Datenbanken, Kernenergierecht, Entwicklung der Kernenergie, Kernenergie und Nachhaltigkeit sowie Kernenergie und Gesellschaft. Geleitet und überwacht wird die ganze Organisation vom Steering Committee for Nuclear Energy.

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Dieses überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Letzteres war auch im Berichtsjahr ein zentrales Diskussionsthema. Seit 2008 ist es eingefroren, da die grossen Beitragszahler einen anderen Verteilungsschlüssel der Beiträge wünschen. Nominales Nullwachstum heisst jedoch realer Rückgang. Ein speziell für Budgetfragen eingesetzter Ausschuss

empfahl, dass sich das Budget wenigstens bei Neubeträgen erhöht, denn bisher verringerten sich die Beiträge der bestehenden NEA-Mitglieder mit jedem neuen Beitragszahler. Im Berichtsjahr wurde Slowenien und im Jahr davor Polen als neues NEA-Mitglied begrüsst, und kommendes Jahr wird voraussichtlich Russland – als erstes Nicht-OECD-Mitglied – der NEA beitreten. Die Kooperation mit Indien soll weitergeführt werden. Indien ist zwar kein Vertragspartner des Non-Proliferation Treaty, hat nach Einschätzung der NEA jedoch entscheidende Fortschritte gemacht und seine zivilen Reaktoren dem IAEA-Safeguardsregime unterstellt. Indien wurde im Weiteren zur Mitgliedschaft beim Multinational Design Evaluation Programme für neue Kernkraftwerke eingeladen.

Der nukleare Unfall im japanischen Fukushima war ein zentrales Diskussionsthema des Steering Committee. Die NEA setzte unter anderem eine Arbeitsgruppe (Senior-level Task Group on Impacts of the Fukushima Accident) ein und organisierte im Juni die Pariser G8/G20-Konferenz zum Thema Fukushima sowie im Oktober ein International Symposium on Decontamination in Fukushima selbst. Die Senior-level Task Group Fukushima hat sich zunächst stark auf den Informationsaustausch konzentriert und hält diese Aufgabe auch für die kommenden Monate zunächst für vordringlich. Für die Themengebiete Krisenmanagement, Notfallvorbereitung und Unfallanalyse wurde der Kontakt zu den anderen NEA-Gremien aufgenommen. Themen wie die gestaffelte Sicherheitsvorsorge oder das Accident Management verdienen nach Meinung der Task Group eine vertiefte Betrachtung. Bevor hier konkrete Schritte unternommen werden, sollen aber – auch vor dem Hintergrund der zahlreichen derzeit laufenden Aktivitäten – die Massnahmen der Mitgliedsländer analysiert werden. Ebenfalls erachtet die Task Group den jetzigen Zeitpunkt als zu früh, um Anpassungen am Regelwerk zu diskutieren.

Die NEA hat zwei neue Forschungsprojekte lanciert: Das Source Term Evaluation and Mitigation (STEM) Project und das Cable Aging Data and Knowledge (CADAK) Project. Ein weiteres Thema des Berichtsjahres war die Versorgung mit medizinischen Radioisotopen. Die NEA hatte dazu 2009 eine hochrangige Arbeitsgruppe (High-level Group on the Security of Supply of Medical Isotopes) einberufen. Auslöser war die gleichzeitige Nichtverfügbarkeit der grössten Produktionsanlagen für Molybdän-99 (⁹⁹Mo), des kanadischen NRU und des HFR im holländischen Petten. Beide

Anlagen sind mittlerweile wieder in Betrieb. Die Gruppe analysierte verschiedene Optionen für die zukünftige Versorgung mit ⁹⁹Mo – den Einsatz von niedrig angereichertem statt hoch angereichertem Uran für die ⁹⁹Mo-Produktion (wegen Proliferationsbedenken), direkte Produktion des für den medizinischen Einsatz erwünschten Endprodukts ^{99m}Tc in Zyklotronen, etc. Sie kam zum Schluss, dass das Grundproblem nicht technischer, sondern ökonomischer Natur ist, nämlich dass keine weiteren Investitionen in ⁹⁹Mo-Produktions- und Aufbereitungskapazität getätigt werden. Das Steering Committee verabschiedete eine Erklärung mit sechs Prinzipien für die weltweite Versorgungssicherheit mit ⁹⁹Mo bzw. ^{99m}Tc, die im Wesentlichen darauf hinausläuft, dass die Staaten aufgerufen werden, die strukturellen und ökonomischen Rahmenbedingungen für eine nachhaltige Versorgungskette zu schaffen.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das 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 Komitee Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertiefter untersucht werden. Das CNRA hat vier ständige Arbeitsgruppen:

- Working Group on Operating Experience (WGOE);
- Working Group on Inspection Practices (WGIP);
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC);
- Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR).

An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Die CNRA koordiniert – wie die anderen Kommissionen – die Tätigkeiten der Arbeitsgruppen und genehmigt die Publikation von Berichten. An ihrer Dezember-Tagung hat die CNRA beispielsweise das «Green Booklet» zum Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken verabschiedet. Das ENSI ist sowohl in der Kommission selbst wie auch in den Arbeitsgruppen vertreten. Die Teilnahme an der WGRNR wurde sistiert, nachdem Bundesrat und Parlament beschlossen hatten, in der Schweiz keine neuen Kernkraftwerke zu bauen.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu be-

treibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommis-Datenbank, das International Reporting System for Operating Experience (IRS). Für das ENSI ist die WGOE eine wichtige Quelle für Informationen zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Folge von Fukushima wurden die Vorteile und Nachteile klassischer konservativ ausgelegter Kernkraftwerke mit überschaubarer Technik gegenüber komplexen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Denn neuartige Notfalllagen verlangen auch unkonventionelle Massnahmen, die sich schnell umsetzen lassen und keine lange Vorbereitung erfordern. Die WGOE kam zum Schluss, dass eine einfachere Kernkraftwerkstechnik hierbei auch Vorteile bieten könnte. Die Arbeitsgruppe hat entschieden, dass sie in ihrem weiteren Arbeitsprogramm Vorläufervorkommnisse genauer unter die Lupe nehmen will.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Den nächsten WGIP-Workshop wird das ENSI 2012 in der Schweiz organisieren. 2011 standen neben der gegenseitigen Berichterstattung über inspektionsrelevante Neuerungen in den Mitgliedsstaaten die Themen Inspektion von Instandhaltungs-Programm und -Aktivitäten sowie Inspektion der Notfallorganisation im Zentrum der Arbeiten. Für ersteres wird ein Entwurf von Empfehlungen erar-

beitet. Für die Inspektion der Notfallorganisation wurde ein Fragebogen erstellt, der jetzt von den Mitgliedsländern beantwortet wird. Im Weiteren führt die Arbeitsgruppe einen Statusbericht über die Philosophie, Organisation und Praxis der Inspektionen, der von den Mitgliedsländern periodisch aktualisiert wird.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC der CNRA befasst sich mit den Themen Transparenz der Tätigkeit von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Zu den ersten drei Themen veröffentlichte die Arbeitsgruppe «Green Booklets». Die Berichte mit Empfehlungen basieren im Wesentlichen auf Umfragen in den Mitgliedsstaaten. Im Berichtsjahr stand auch bei der WGPC der Unfall von Fukushima im Zentrum der Aufmerksamkeit. Sie beschloss, im Mai 2012 einen Workshop zum Thema Krisenkommunikation durchzuführen. Unter anderem soll dabei diskutiert werden, welche Rolle heute die Social Media bei der Krisenkommunikation der Kernenergie-Aufsichtsbehörden einnehmen.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das CSNI beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung von Kernanlagen. Ziel ist es, die Mitgliedsstaaten darin zu unterstützen, die nötigen technischen und wissenschaftlichen Kompetenzen für die Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen zu erhalten und auszu-

Abbildung 3:
Der Sitz der Kernenergieagentur NEA der OECD in Issy-les-Moulineaux bei Paris.
Quelle: NEA.



bauen. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und erstellt darüber Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedsstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen mit gemeinsamen Interessen. Das CSNI tagt zweimal jährlich, diskutiert dabei aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten folgende permanente Arbeitsgruppen:

- Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE);
- Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA);
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK);
- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF);
- Working Group on Fuel Safety (WGFS);
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFC).

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte (Details siehe die Internetseite des CSNI: www.oecd-nea.org/nsd/csni). Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFC vertreten.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbbensicherheit von Kernanlagen. Das CSNI – wie auch das CNRA – erachtet den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken als zentrales Thema und plante, am 8. Juni 2011 einen Workshop mit beiden Komitees durchzuführen. Diese Veranstaltung wurde aus aktuellem Anlass zu einem Forum für die Diskussion der Folgen von Fukushima genutzt (siehe unten). Die WGIAGE erarbeitete im Laufe des Jahres ein Dokument, in dem die wichtigsten aktuellen Fragestellungen zur Alterung zusammengestellt sind. Dieses Dokument soll nach letzten Überarbeitungen dem CSNI bei seiner Sitzung im Juni 2012 vorgelegt werden. Als neue Aktivität will die WGIAGE bis Ende 2012 einen Bericht zum Stand der seismischen Inputdaten (vor allem geotechnische Daten zu Gesteinseigenschaften) für das Nah- und Fernfeld von Kernanlagen erstellen.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Verhalten und Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundla-

ge für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Jahre 2011 wurden zwei von der WGAMA erstellte Berichte vom CSNI verabschiedet: ein Bericht zu Wasserstoff-Verbrennungsprozessen und der Abschlussbericht zum Projekt MCCI (Molten Corium Concrete Interaction), das die Wechselwirkung von Kernschmelze und Beton des Containment-Bodens untersucht hatte. Als neue Aktivität wird sich die WGAMA mit der Quantifizierung von Unsicherheiten physikalischer Modelle in thermohydraulischen Rechenprogrammen befassen und dazu bis 2014 einen Bericht erstellen.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Verabschiedet wurden im Jahre 2011 zwei Berichte zu Workshops, die sich mit der PSA für neue und fortgeschrittene Reaktorkonzepte sowie mit Simulatorstudien zu Fragen der menschlichen Zuverlässigkeit befassten. Mit Zustimmung des CSNI wird die WGRISK ab 2012 die Ergebnisse der OECD-Datenbankprojekte genauer betrachten, an denen auch das ENSI beteiligt ist (siehe Kap. 1.2.1-1.2.4). In diesen Projekten werden Daten gesammelt zu Themen wie Feuerereignissen, Schäden an Strukturmaterialien oder computerbasierten Systemen sowie sogenannten Common-Cause-Failure-Ereignissen, welche vereinfacht als Fehler an mindestens zwei Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache beschrieben werden können. Die WGRISK wird sich vor allem damit befassen, wie die gesammelten Daten für die PSA verwertet werden können.

Die WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im abgelaufenen Jahr genehmigte das CSNI einen Bericht der WGHOF zur Eignung der Organisationsstrukturen, Personalressourcen und -kompetenzen.

Die WGFS befasst sich mit dem Verhalten von Kernbrennstoffen unter Störfallbedingungen. Sie stützt ihre Ergebnisse wesentlich auf die Versuche des Halden Reactor Project ab (siehe Kap. 1). Im Jahre 2011 wurde der von der Arbeitsgruppe auftragierte Überblicksbericht zu Sicherheitskriterien

von Brennstoffen vom CSNI gutgeheissen. Weiter beschäftigte sich die WGFS speziell mit Vergleichsstudien (Benchmarks) zum Verhalten von Brennstoff bei Reaktivitätsstörfällen (Reactivity Initiated Accidents RIA) und mit Fragen zu zukünftigen Hüllrohrmaterialien wie Siliziumcarbid.

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist auch ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP (International Commission on Radiological Protection), IAEA, WHO, ILO (International Labour Organisation), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Stakeholdern, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten und stellt den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE), der im Rahmen seines Mandats auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereitstellt.

Der Fokus der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Im Berichtsjahr wurden unter anderem die Durchführung und Auswertung von sogenannten INEX-4-Übungen in Mitgliedsländern thematisiert. Österreich und die Schweiz präsentierten die in den jeweiligen Ländern durchgeführten Übungen. Die Ziele der von der WPNEM initiierten INEX-4-Übungen sind die Überprüfung der Eignung der nationalen bzw. internationalen Vorkehrungen für die Bewältigung der Unfallfolgen («Consequence Management») und die Rückkehr zur Normalität («Transition to Recovery») sowie die Identifizierung von beispiel-

haften Lösungen («Good Practices») für die internationale Koordination und Kommunikation. Über 20 Länder haben zugesagt, eine solche Übung durchzuführen.

3.2.2.5 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) sowie im RWMC Regulators' Forum und im Forum on Stakeholder Confidence Einsitz.

Das Schwerpunktthema der IGSC im Berichtsjahr war der Gastransport im Tiefenlager für radioaktive Abfälle und dessen Berücksichtigung im Sicherheitsnachweis. Die mit der Entsorgung radioaktiver Abfälle betrauten Institutionen verschiedener Staaten stellten ihr Vorgehen für die Berechnung des Gastransports und dessen Berücksichtigung bei der Lagerauslegung vor. Die Berechnungen können mit Erkenntnissen aus den Felslaborexperimenten im Mont Terri verglichen werden. Der Clay Club, eine Untergruppe der IGSC, beschäftigte sich unter anderem mit dem Thema «Tongesteine unter nano- und mikroskopischer Betrachtung». Der Stofftransport in Tongesteinen hängt stark von der Dichte des Gesteins, der Porosität und Architektur des Porenraumes, der Wasserchemie sowie von der Sorptionsfähigkeit der Tonminerale ab. Zum besseren Verständnis dieser Phänomene ist ein Einblick in den Nano-Skalenbereich notwendig. Ziel eines im Berichtsjahr durchgeführten internationalen Clay Club Workshops war es, den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet aufzuzeigen. Die heute verfügbaren Techniken sind klassische röntgenografische, elektronenmikroskopische und spektroskopische Methoden, mit denen eine Auflösung bis in den Mikro- und Nano-Bereich möglich ist.

Das Forum on Stakeholder Confidence thematisiert die sozialen Aspekte der nuklearen Entsorgung und den Dialog mit der Öffentlichkeit. Im Jahr 2010 legte Schweden der Endlagerstandort für hochradioaktive Abfälle fest. Zur Wahl standen die Gemeinden Oskarshamn und Östhammar. Die für die nukleare Entsorgung in Schweden verantwortliche SKB unterstützt Investitionen vor allem in Infrastrukturprojekte und die Bildung in der Endlagerregion, die einen Mehrwert von ungefähr CHF

300 Mio. generieren sollen. Drei Viertel dieser Investitionsbeiträge fließen dabei in die Gemeinde, die das Tiefenlager nicht erhält – also Oskarshamn. Das hatten die Gemeinden Östhammar und Oskarshamn so ausgemacht. Dieser Entscheidung, der zu einem Vertrag zwischen SKB und den Standortgemeinden führte, erregte weltweites Aufsehen. Der letztjährige Workshop des Forums on Stakeholder Confidence fand in einer Nachbargemeinde von Östhammar statt und bot Gelegenheit, mit den involvierten Personen von SKB und den beiden Standortgemeinden den damaligen Vertrag, den Standortentscheid und die weiteren Schritte zu diskutieren.

In beiden Gemeinden befinden sich bereits Kernanlagen (Kernkraftwerk Forsmark und Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle bei Östhammar, Kernkraftwerk Oskarshamn, ein Felslabor sowie Zwischenlager für radioaktive Abfälle bei Oskarshamn). In beiden Regionen sind auch kernenergiekritische Stimmen in die regionale Partizipation eingebunden. Auffallend ist, mit welchem grossem Pragmatismus die schwedischen Gemeinden die Situation angehen. Das schwedische Programm ist gegenüber dem schweizerischen Sachplan Geologische Tiefenlagerung um mehrere Jahre voraus.

3.2.2.6 Komitee-übergreifende Aktivitäten als Reaktion auf den Unfall von Fukushima

Das CNRA und das CSNI veranstalteten gemeinsam am 8. Juni 2011 ein Forum, auf dem die Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima, die Aktivitäten in einzelnen Ländern und das weitere Vorgehen im Rahmen der NEA diskutiert wurden. Das CNRA hat daraufhin eine spezielle Arbeitsgruppe (Senior Task Group) eingerichtet, welche Informationen zusammenführt und die Aktivitäten der NEA mit Bezug auf den Unfall von Fukushima koordiniert. Sie arbeitet mit den übrigen Komitees eng zusammen, insbesondere mit dem CSNI und dem CRPPH. Das CSNI und seine Arbeitsgruppen erarbeiteten im Laufe des Jahres 2011 die wichtigsten technischen Fragestellungen, welche im Rahmen der NEA-Aktivitäten zum Fukushima-Ereignis verfolgt werden sollen. Diese beziehen sich auf folgende Themenbereiche:

- externe und interne auslösende Ereignisse;
- die Widerstandsfähigkeit von Kernanlagen gegenüber auslösenden Ereignissen;
- individuelles und kollektives Verhalten von Personal unter extremen Einsatzbedingungen;

- Notfallvorbereitung und Umgang mit einem Notfall in einer Anlage selbst (onsite) und darüber hinaus (offsite);
- Forschungsbedarf, der sich im Zuge der neuen Erkenntnisse bei der Aufarbeitung des Unfalls von Fukushima ergeben wird. Dabei dürfte es vor allem um die physikalischen Vorgänge beim Unfallverlauf und deren Modellierung mit Rechenprogrammen gehen.

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 17 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 stiessen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland, Armenien und die Ukraine nehmen als Beobachter bei der WENRA teil.

Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen heute die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und die gemeinsame Antwort auf neue Fragen, die sich im Zusammenhang mit der Sicherheit und Aufsicht im Bereich Kernenergie stellen. Das Resultat der Harmonisierungsbestrebungen sind technische und organisatorische Vorgaben – sogenannte Safety Reference Levels (SRL) – die auf jede Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen kann. Die WENRA erarbeitet Safety Reference Levels für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und



Abbildung 4:
Jukka Laaksonen (links), Direktor der finnischen Strahlenschutz- und Nuklearsicherheitsbehörde STUK, übergibt das Amt des WENRA Chair an ENSI-Direktor Hans Wanner. Quelle: WENRA.

die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD) ins Leben. Ihr Auftrag lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren. 2010 konstituierte sich zudem eine neue Arbeitsgruppe, die WENRA Inspection Working Group, die sich mit der Inspektionsmethodik in den Mitgliedsstaaten auseinandersetzt mit dem Ziel, «Good Practices» für eine spätere Harmonisierung auf europäischem Niveau zu identifizieren. Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienenebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2011. Im Berichtsjahr veröffentlicht hat die WENRA im Weiteren die Resultate eines Ländervergleichs über die Umsetzung der SRL für die Lagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente. Im Zentrum stand jedoch die Reaktion auf den Unfall von Fukushima. Die WENRA hat sich massgeblich an der Entwicklung des EU-Stresstests beteiligt (siehe unten). Hans Wanner,

Direktor des ENSI, wurde anlässlich der Herbstsit- zung 2011 zum Chairman der WENRA gewählt. Er löste in dieser Funktion Jukka Laaksonen, Direk- tor der finnischen Aufsichtsbehörde STUK, ab (Ab- bildung 4). Das ENSI stellt mit Stefan Theis zudem den Vorsitzenden der WGWD.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde 2007 von der EU eingesetzt. Die Aufgaben umfassen ähnliche Themen wie die- jenigen der WENRA, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioak- tiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finan- zierung von Stilllegung und Entsorgung. In bei- den Gremien nehmen zumeist die gleichen Behör- denvertreter Einsitz. Die Schweiz hat als Nicht-EU- Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobach- terstatus.

Die Europäische Kommission hat nach der «Richtli- nie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen» auch eine für die Handhabung der abgebrannten Brennele- mente und radioaktiven Abfälle erstellt. Es handelt sich um die «Richtlinie 2011/70/Euratom des Rates vom 19. Juli 2011 über einen Gemeinschaftsrah- men für die verantwortungsvolle und sichere Ent- sorgung abgebrannter Brennelemente und radio- aktiver Abfälle». Die ENSREG hatte die Richtlinie entworfen. Sie orientiert sich an der Joint Con- vention – analog zur Richtlinie vom 25. Juni 2009, die sich an der CNS orientiert (siehe weiter oben) und diese um zusätzliche Anforderungen ergänzt. Die EU-Staaten müssen der EU alle drei Jahre paral- lel zu den Überprüfungszyklen der CNS bzw. der Joint Convention über die Umsetzung der beiden Richtlinien Bericht erstatten. Am 28. und 29. Juni 2011 führte die ENSREG im Weiteren die erste Eu- ropean Nuclear Safety Conference durch.

Hauptaktivität der ENSREG im Berichtsjahr war je- doch die Entwicklung des EU-Stresstests. Erstmals wurden in der Folge von Fukushima die Kernkraft- werke in verschiedenen Staaten nach einem inter- national abgestimmten Vorgehen überprüft. Die Überprüfung fokussierte auf die Sicherheitsreser- ven der Kernkraftwerke bei auslegungsüberschrei- tenden Störfällen, die durch extreme externe Er-

eignisse wie Erdbeben und Überflutung ausgelöst werden. Weiter untersucht wurde die Reaktion der Kernkraftwerke auf den Verlust der Strom- und Kühlwasserversorgung. Schliesslich wurde die Wirksamkeit der Notfallschutzmassnahmen unter die Lupe genommen, die nach dem Ausfall der Sicherheitssysteme und Barrieren zur Anwendung kommen.

Das ENSI ordnete die Durchführung des EU-Stresstests auch für alle schweizerischen Kernkraftwerke an und übermittelte fristgerecht per Ende Jahr den Schweizer Länderbericht an die EU (zu Details siehe den Aufsichtsbericht). Es beteiligt sich auch an den Expertengruppen, die die verschiedenen Länderberichte überprüfen. Die Resultate werden voraussichtlich Ende April 2012 von der ENSREG veröffentlicht. Mitte 2012 wird dazu ein Bericht der Europäischen Kommission erwartet.

3.3.3 European Nuclear Energy Forum (ENEF)

Im Mai 2011 fand in Prag das 6. European Nuclear Energy Forum statt. Das ENEF wurde Ende 2007 von der EU ins Leben gerufen und widmet sich den Chancen und Risiken der Kernenergie, als Ergänzung zur ENSREG (siehe oben) sowie zur Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (Forschung). Es besteht heute aus den drei Arbeitsgruppen Risks, Opportunities und Transparency sowie Unterarbeitsgruppen, z.B. zu den Themen Anlagensicherheit und Abfallmanagement. Jährlich findet eine Plenarsitzung statt, abwechselungsweise in Prag und Bratislava. Die Redner und Teilnehmer sind in der Regel hohe Regierungsbeamte oder Industrievertreter. Aufgrund des Kernenergie befürwortenden Charakters des Forums haben sich die Nichtregierungsorganisationen, die am Anfang noch mit dabei waren, vollständig zurückgezogen.

Der Unfall von Fukushima war ein zentrales Thema der Plenarsitzung, die wie immer von den Premierministern der beiden Gastgeberländer eingeleitet wurde. Tschechiens Premier Petr Necas zeigte sich erstaunt über die starke Reaktion Europas auf Fukushima, die slowakische Premierministerin Iveta Radicova erklärte, die einzige Alternative zur Kernenergie wäre die Kohle. EU-Energiekommissar Günther Oettinger sagte, die Importabhängigkeit der EU bezüglich Rohstoffe und Energie steige in den nächsten 20 Jahren von 55 auf 75%. Die Kernenergie werde für viele Jahrzehnte Teil des

Energiemixes bleiben. Eric Besson, französischer Industrie- und Energieminister, erklärte, der Weg hin zur Dekarbonisierung der Wirtschaft sei unumkehrbar und jedes Land entscheide autonom über seinen Energiemix. Auch die weiteren Redner stellten die Fortführung der Kernenergie und allfällige Neubaupläne – z.B. 6000 MW nukleare Erzeugungskapazität in Polen, neue KKW in den Niederlanden – nicht in Frage, während Deutschlands Reaktion auf Fukushima mehrheitlich kritisiert wurde. Die Schweiz hat beim ENEF wie bei der ENSREG nur Beobachterstatus.

3.3.4 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

Die Schweiz ist Mitglied der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und unterstützt osteuropäische Staaten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Das Staatssekretariat für Wirtschaft (SECO) vertritt die Schweiz bei den durch die EBRD verwalteten Nuklearfonds zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle um den zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Chernobyl Shelter Funds). Bei der Finanzierung von Projekten über die Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren Lösung kerntechnische Kenntnisse voraussetzt. Das ENSI stellt dem SECO seine diesbezügliche Fachkompetenz zur Verfügung.

Vor rund einem Jahr hat die Schweiz entschieden, die Beiträge an den Nuclear Safety Account bzw. den Chernobyl Shelter Funds zu kürzen. Das SECO war seit längerem unzufrieden mit der Mittelverwendung und stellte kritische Fragen an den EBRD-Geberkonferenzen, die zumeist unzureichend beantwortet wurden. Das ENSI beriet das SECO in der Frage, auf welche der beiden Aktivitäten die Schweiz ihre Mittel im Falle einer Kürzung konzentrieren soll: Neuer Sarkophag oder Abfallmanagement. Das radiologische Risiko, das vom durch den Unfall von 1986 zerstörten Reaktor 4 im Falle eines Sarkophag-Einsturzes ausgeht, wird als ungleich grösser beurteilt als dasjenige der bestrahlten Brennelemente und radioaktiven Abfälle, die ausserhalb des Sarkophags in der Anlage zwischengelagert werden. In der Folge hat das SECO der EBRD den Austritt der Schweiz aus dem Nuclear Safety Account bekannt gegeben und mitgeteilt, dass die Schweiz fortan nur noch an den Chernobyl Shelter Fund beitragen wird.

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

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 bei einem Notfall zu. Dieser Punkt ist auch Thema der jährlichen Gespräche mit Österreich.

3.4.1 Gemischte Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ, des Eidg. Departements für Auswärtige Angelegenheiten EDA sowie ein Delegierter der Kantone. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässige gemeinsame Inspektionen («inspections croisées»)

Abbildung 5:
Die CFS an ihrem Jahrestreffen 2011 in Zürich unter Leitung von André-Claude Lacoste, Präsident ASN (9. von rechts) und Hans Wanner, Direktor ENSI (7. von rechts).
Quelle: ENSI.

in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll und lehrreich gewürdigt. Im Zentrum der CFS-Hauptversammlung 2011 (Abbildung 5) stand der Austausch über die Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima. Ein weiterer Schwerpunkt war das Kernkraftwerk Fessenheim, das nur gut 30 Kilometer nördlich von Basel am Rhein steht. Die drei Schweizer Kantone Basel-Stadt, Baselland und Jura hatten um zusätzliche Informationen zur Betriebsverlängerung von Fessenheim über dreissig Jahre hinaus gebeten. Ihr Begehren, Einsicht in wichtige Unterlagen zu Fessenheim zu erhalten, wurde von ASN-Präsident Lacoste positiv aufgenommen. Die französische und die schweizerische Delegation vereinbarten zudem eine Reihe von «inspections croisées» in Fessenheim, dem westlich von Genf liegenden französischen Kernkraftwerk Bugey und den schweizerischen Kernkraftwerken.

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

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kan-



tons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird. Ende Oktober 2011 führte die DSK im norddeutschen Lübeck ihr 29. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren der nukleare Unfall von Fukushima, der Informationsaustausch über die Sicherheit der Kernanlagen und den Strahlenschutz in beiden Ländern, die Koordination der Notfallschutz-Massnahmen in der Umgebung der grenznahen Anlagen und die Fortschritte bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Martina Palm vom deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und Hans Wanner, Direktor des ENSI, leiteten die Tagung gemeinsam.

Die vier DSK-Arbeitsgruppen erhielten zusätzliche Mandate, die mit den Auswirkungen des Unfalls von Fukushima im Zusammenhang stehen. Neues Mandat für die Arbeitsgruppe 1 (Anlagensicherheit) ist «Konsequenzen aus Fukushima», für die Arbeitsgruppe 2 (Notfallschutz) «Überprüfung der grenzüberschreitenden Informations- und Alarmerungswege im Rahmen der Übung SEISMO 2012», für die Arbeitsgruppe 3 (Strahlenschutz) «Erkenntnisse und Massnahmen infolge Fukushima», und für die Arbeitsgruppe 4 (Entsorgung) «Entsorgung der Brennelemente aus kurzfristig stillgelegten KKW in Deutschland».

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Im Rahmen des 11. bilateralen Nuklearexperten-Treffens vom 13. Mai 2011 in Bregenz orientierten sich die Delegierten beider Staaten zu den Themen Rechtsvorschriften und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallplanung und Bewilligungsverfahren. Die Schweiz nahm mit Vertretern des EDA, des BFE, des ENSI und der NAZ teil. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Auf besonderes Interesse bei der österreichischen Delegation stiessen die Sistierung der Rahmenbewilligungsgesuche für neue Kernkraftwerke und die Verfügungen des ENSI im Nachgang des nuklearen Unfalls in Fukus-

hima. Weitere nennenswerte Themen waren der Stand des Sachplans geologische Tiefenlagerung und das Ereignis im Kernkraftwerk Leibstadt von 2010, das auf Stufe 2 der internationalen Störfallbewertungsskala für Kernanlagen INES eingeordnet wurde (siehe dazu den ENSI-Aufsichtsbericht 2010).

3.4.4 Weitere bilaterale Zusammenarbeiten

Mit Italien schloss die Schweiz 1989 ebenfalls einen Staatsvertrag ab, der wie die bilateralen Staatsverträge mit den anderen Nachbarländern primär die gegenseitige Benachrichtigung bei nuklearen Ereignissen regelt. In Ergänzung dazu wurde 2011 eine Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen ab dem Jahr 2012. Im Berichtsjahr hat das ENSI im Weiteren ein Zusammenarbeits-Übereinkommen mit der finnischen Strahlenschutz- und Kernenergieaufsichtsbehörde STUK unterzeichnet, mit dem die Grundsätze des gegenseitigen Informationsaustauschs auf Behördenebene in allen Bereichen der nuklearen Sicherheit geregelt werden.

Zwischen der Schweiz und den USA bestehen bilaterale Verträge für die gegenseitige Unterstützung bei Fragen der Kernenergie-Sicherheit. Es handelt sich um das Rahmenübereinkommen zwischen der amerikanischen Aufsichtsbehörde Nuclear Regulatory Commission (NRC) und dem ENSI für den Austausch von technischer Information und die Zusammenarbeit in Belangen der nuklearen Sicherheit sowie das Umsetzungs-Übereinkommen bezüglich Teilnahme am NRC-Forschungsprogramm im Bereich schwerer Unfälle. Letzteres berechtigt das ENSI, den vom Sandia National Laboratory entwickelten MELCOR-Rechnocode für die Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren zu nutzen (siehe auch Kap. 1.5.4 und Anhang A dieses Berichts). Am Rande der jährlichen Regulatory Information Conference der NRC im März 2011 fand ein bilaterales Kolloquium zum Thema Entsorgung radioaktiver Abfälle statt. Das ENSI präsentierte den aktuellen Stand und die zukünftigen Herausforderungen des Entsorgungsprogramms in der Schweiz, die NRC den Stand des Bewilligungsverfahrens für das Abfalllager Yucca Mountain in Nevada.

Das ENSI empfängt im Weiteren regelmässig De-

legationen aus anderen Staaten, um die bilaterale Diskussion über Nuklearsicherheitsfragen zu pflegen. Im Berichtsjahr besuchten unter anderem eine Delegation der rumänischen Kernenergie-Aufsichtsbehörde CNCAN und der koreanischen Kernenergieagentur KONEPA, eine Delegation der

japanischen Nuclear Safety Commission NSC sowie eine Studentenklasse der Slowakischen Technischen Universität das ENSI. Im Oktober fand ein internationaler Kurs der ITC School of Underground Waste Storage and Disposal beim ENSI statt.

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

Auch im Jahr 2011 führte das ENSI die mit dem Inkrafttreten der neuen Kernenergiegesetzgebung am 1. Februar 2005 begonnene Überarbeitung des Richtlinienwerks weiter. Der aktuelle Stand der Umsetzung dieses Konzepts kann dem Anhang D entnommen werden. Sämtliche gültigen Richtlinien finden sich auf der Website des ENSI. Im Berichtsjahr verabschiedete das ENSI drei neue Richtlinien und revidierte eine Richtlinie. Diese werden nachfolgend kurz vorgestellt. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu weiteren Richtlinien bzw. zu Revisionen von Richtlinien durchgeführt. Auf Verordnungsstufe traten neue Unabhängigkeitsbestimmungen für die Mitglieder des ENSI-Rats in Kraft.

4.1 Verordnung über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat

Da das Bundesgesetz vom 22. Juni 2007 über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSIG; SR 732.2) strengere Anforderungen an die Unabhängigkeit der Mitglieder des ENSI-Rats stellte als die Bestimmung in der Verordnung vom 12. November 2008 über das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSIV; SR 732.21), hat der Bundesrat die entsprechende Verordnungsbestimmung angepasst und per 1. November 2011 in Kraft gesetzt (vgl. Art. 4, Art. 4a und Art. 4b ENSIV).

4.2 Richtlinien

In seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt das ENSI Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Einzelfall kann das ENSI Abweichungen zulassen, wenn die

vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Die bisherigen R-Richtlinien werden laufend durch sogenannte A-, B- und G-Richtlinien ersetzt. A-Richtlinien beziehen sich auf die Anlagebegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagebegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

4.2.1 ENSI-G01: Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke

Auf der Grundlage von Anhang 4 Ziff. 3 der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11), welche die Klassierungskriterien nur pauschal umschreibt, wurde die Richtlinie ENSI-G01 im Januar 2011 verabschiedet. Sie regelt die sicherheitstechnische Klassierung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sowie von Bauwerken von Kernkraftwerken, die über eine Betriebsbewilligung verfügen, die vor dem 1. Januar 2011 erteilt worden ist. Zudem werden die Anforderungen an Klassengrenzen, an die Unabhängigkeit und Trennung von Ausrüstungen sowie die Anforderungen an Komponentenlisten festgelegt. Nach der Richtlinie ENSI-G01 klassierte Behälter und Rohrleitungen fallen in den Geltungsbereich der Verordnung vom 9. Juni 2006 über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (VBRK; SR 732.13). Für die Planung, Herstellung und Montage von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen ist die Richtlinie ENSI-G11 massgebend. Die Richtlinie ENSI-G01 ersetzt die Klassierungskriterien aus drei HSK-Richtlinien. Die Sicherheitsklassen für mechanische Ausrüstungen, die Unterscheidung zwischen 1E-klassierten und 0E-klassierten elektrischen Ausrüstungen sowie die Erdbebenklassen waren bisher in der Richtlinie HSK-R-06 «Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserre-

aktoren» geregelt. Die Bauwerksklassen waren in der Richtlinie HSK-R-04 «Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken» definiert. Die Unterscheidung zwischen sicherheitsbezogenen und nicht sicherheitsrelevanten OE-klassierten elektrischen Ausrüstungen war in der Richtlinie HSK-R-30 «Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen» festgelegt. Da einzelne Regelungsinhalte aus den Richtlinien HSK-R-04 und HSK-R-06 weiterhin anwendbar sind, wurden sie im Jahr 2011 noch nicht ausser Kraft gesetzt.

4.2.2 ENSI-B01: Alterungsüberwachung

Gestützt auf Art. 35 Abs. 4 KEV verabschiedete das ENSI im Juli 2011 die Richtlinie ENSI-B01. Sie regelt die Anforderungen an die Alterungsüberwachung für den Betrieb von schweizerischen Kernanlagen für alle gemäss Richtlinie ENSI-G01 zu klassierenden Bauwerke sowie elektrischen und mechanischen Ausrüstungen. Für die Alterungsüberwachung sind die sicherheitsrelevanten Aspekte der Werkstoffalterung von mechanischen und elektrischen Ausrüstungen sowie von Bauwerken zu betrachten. Als neues Element wurde im Rahmen der periodischen Berichterstattung der Kernanlagen eine Jahresübersicht zur Alterungsüberwachung eingeführt. Grenzwerte für bestimmte sicherheitsrelevante Alterungsmechanismen sind in der Verordnung des Eidgenössischen Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation vom 16. April 2008 über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) festgelegt. Die Richtlinie ENSI-B01 ersetzt die bisherige Richtlinie HSK-R-51 «Alterungsüberwachung für mechanische und elektrische Ausrüstungen sowie Bauwerke in Kernanlagen».

4.2.3 ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen

Diese Richtlinie wurde revidiert und im Juli 2011 verabschiedet. In der geänderten Ziffer 4.7 wird die mit der Richtlinie ENSI-B01 eingeführte Berichtspflicht über die Alterungsüberwachung aufgenommen und deren Anforderungen genauer umschrieben. In der neuen Ziffer 8.5 Punkt b wurde lediglich die bereits bestehende Mitteilungspflicht des Bewilligungsinhabers über von ihm analysierte Vorkommnisse in in- und ausländischen Kernanlagen, daraus gewonnene Erkenntnisse und abgeleitete Massnahmen für die eigene Anlage festgehalten. Damit ist die nach Art. 2 Abs. 2 der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5) bestehende Mitteilungspflicht abgedeckt.

4.2.4 ENSI-B09: Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen

Diese im Juli 2011 verabschiedete Richtlinie gilt seit 1. Januar 2012. Sie beinhaltet Vorgaben und Informationen über die Erfassung und Ermittlung der Strahlendosen von beruflich strahlenexponierten und der übrigen Personen im Aufsichtsbezug des ENSI sowie die Aufzeichnung der Strahlendosen. Ferner präzisiert die Richtlinie Art und Umfang der Berichterstattung über Individualdosen sowie arbeitsspezifische Kollektivdosen und legt die entsprechenden Formate für die elektronische Übermittlung fest. Sie ersetzt die Richtlinie HSK-R-12 «Erfassung und Meldung der Dosen des strahlenexponierten Personals der Kernanlagen und des Paul Scherrer Instituts».

5. Strategie und Ausblick

Mit dem ENSI verfügt die Schweiz über eine funktionell, institutionell und finanziell unabhängige Aufsichtsbehörde für den gesamten Kernenergiebereich, welche die nukleare Sicherheit und die Sicherung abdeckt. Sie setzt damit die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens über die nukleare Sicherheit um. Das ENSI steht vor einer Reihe grosser Herausforderungen. Hierzu gehören die Aufsicht über den Langzeitbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke, die Vorbereitungen zur Stilllegung der Anlagen, das Sachplanverfahren zur Standortsuche für geologische Tiefenlager, die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks sowie der Erhalt und weitere Aufbau der Fachkompetenz. Dagegen wurden mit der Sistierung der KKW-Neubauprojekte im März 2011 praktisch sämtliche Aktivitäten des ENSI in diesem Bereich beendet.

Der schwere Reaktorunfall im japanischen **Fukushima** bestimmte die Arbeiten des ENSI im Jahr 2011 ganz massgeblich. Die Analyse des Unfalls, die einhergehende Neu-Überprüfung der Schweizer Kernkraftwerke, die Ableitung geeigneter (Nachrüst-)Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit, die Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien, die Beteiligung am EU-Stresstest und die laufend erfolgte Information der Öffentlichkeit sind nur einige Beispiele, die in diesem Zusammenhang zu nennen sind. Wesentliche Lehren aus dem Ereignis betreffen insbesondere die Beherrschung extremer Naturereignisse, aber auch das Notfallmanagement sowie die Aufsichts- und Sicherheitskultur. Anlässlich der ausserordentlichen Konferenz zur Convention on Nuclear Safety im August 2012 setzt sich das ENSI für mehr Verbindlichkeit und Transparenz im Bereich der nuklearen Sicherheit ein. Auf der ENSI-Webseite findet sich im Dossier «Fukushima» eine umfangreiche Dokumentation zum Thema. Die Aufarbeitung des Unfalls wird das ENSI noch auf Jahre hinaus beschäftigen. Im Zusammenhang mit den Untersuchungen des ENSI zu Fukushima hat sich gezeigt, dass eine intensivere Zusammenarbeit auf Bundesebene im Bereich der **Gefährdungsanalysen für extreme Naturereignisse** sinnvoll ist. Gemeinsam mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU), dem Bundesamt für Energie (BFE) und der MeteoSchweiz wird das ENSI in der neu gegründeten Plattform Extrem-

ereignisse **PLATEX** Einsatz nehmen. In der ersten Phase der PLATEX-Arbeiten werden Hochwasseranalysen im Vordergrund stehen.

Im November 2011 fand eine Überprüfung des ENSI durch ein in der Fachwelt angesehenes, 24-köpfiges internationales Expertenteam der IAEA statt. Ziel dieses sogenannten **International Regulatory Review Services** (IRRS) ist es, Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren und die Arbeitsqualität der Aufsichtsbehörden weltweit zu harmonisieren. Nachdem die IAEA-Überprüfung der damaligen HSK im Jahr 1998 noch zu zahlreichen Empfehlungen geführt hat, schnitt das ENSI bei der IRRS 2011 ausgezeichnet ab. Das Resultat von 19 «Good Practices» und 13 «Recommendations» bestätigt, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit auf sehr hohem Niveau durchführt. Es zeigt aber auch, dass es in den Details und vor allem auch im übergeordneten Regelwerk, welches allerdings ausserhalb der Kompetenz des ENSI liegt, noch Verbesserungspotenziale gibt. Das ENSI hat – auch im Hinblick auf die Folgemission der IAEA zur Kontrolle der Fortschritte – unmittelbar nach Abschluss der Überprüfung mit der Umsetzung der Empfehlungen begonnen.

Die vom ENSI unterstützte **Forschung** wurde im Jahr 2011 um drei Projekte ausgeweitet. Das unterstreicht die gestiegene Bedeutung der Forschung für die Erstellung des Regelwerks, den Kompetenzerhalt und die internationale Vernetzung. Das ENSI hat zugleich der praktischen Anwendbarkeit der Forschungsergebnisse in der Aufsicht eine hohe Priorität gegeben und wird dies auch in Zukunft tun.

Der **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke** wird auch international ein immer wichtigeres Thema und hat in der Schweiz mit dem Kernenergie-Ausstiegsschluss nochmals an Bedeutung gewonnen. Die regulatorische Sicherheitsforschung umfasst seit einigen Jahren verschiedene Projekte zu Alterungsmechanismen, Werkstoffprüfung sowie Sicherheits- und Zuverlässigkeitsanalysen. Das nationale Paul Scherrer Institut (PSI), das bei fast allen Projekten beteiligt ist, ist dabei ein wichtiger – auch international sehr angesehener – Forschungspartner des ENSI in diesem Bereich. Ab 2012 beteiligt sich das ENSI zusätzlich am internationalen OECD-Projekt CADAQ (Cable Ageing Data And Know-

ledge), in welchem eine Datenbank zu Alterungsschäden an Kabeln aufgebaut wird.

Wie probabilistische Sicherheitsanalysen zeigen, kommt dem Thema **Erdbebengefährdung** bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen eine besondere Bedeutung zu. Das ENSI unterstützt daher ein Forschungsprojekt zu Starkbeben in Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst SED. Zusammen mit den bereits gestarteten Projekten OECD SMART und IAEA KARISMA und dem Schwerpunkt Erdbeben im Projekt HRA erhält die Thematik einen angemessenen Stellenwert in der regulatorischen Sicherheitsforschung.

Ein weiterer thematischer Schwerpunkt sind traditionell die **Sicherheitsanalysen**, mit denen verschiedene Forschungsarbeiten im Zusammenhang stehen. Genannt seien hier zum Beispiel die PSI-Projekte STARS, MELCOR und PASSPORT, in welchen die numerische Modellierung von Störfällen methodisch verbessert werden soll. Die Zusammenarbeit im Projekt STARS liefert dem ENSI unter anderem wertvolle Grundlagen für die Durchführung eigener thermohydraulischer Analysen. Im Projekt MELCOR wurden von den PSI-Fachleuten wesentliche Fortschritte bei der Modellierung der Hüllrohr-Oxidation nicht gekühlter Brennelemente erzielt. PASSPORT beschäftigt sich mit der Kopplung verschiedener Modelle und Computercodes. Generell plant das ENSI, die bewährte Zusammenarbeit mit dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen längerfristig fortzusetzen.

Die **Entsorgung der radioaktiven Abfälle** ist ebenfalls ein zentrales Thema in der vom ENSI unterstützten Forschung. Parallel zur laufenden zweiten Etappe des Sachplanverfahrens werden in insgesamt neun Projekten sicherheitstechnisch wichtige Fragen behandelt. Die erfolgreiche Zusammenarbeit im Mont-Terri-Projekt, insbesondere mit der ETH Zürich, wird weiter fortgesetzt. Neben der Felsmechanik stehen in Zukunft auch stärker Modellrechnungen zu hydromechanischen Prozessen

im Nah- und Fernfeld eines geologischen Tiefenlagers und die Auswirkungen der erhöhten Temperatur auf Felsgesteine im Vordergrund. Um die langfristige Erosion im Alpenvorland mit Hinblick auf die geologische Tiefenlagerung besser beurteilen zu können, plant das ENSI ein verstärktes Engagement bei der Datierung quartärer Sedimente. Die Forschung im Bereich der Entsorgung wird voraussichtlich auch in den kommenden Jahren noch weiter verstärkt werden, da mit Fortschreiten des Sachplanverfahrens die Bedeutung einer unabhängigen Expertise durch das ENSI immer grösser wird. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungskonsortien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die **internationale Vernetzung** des ENSI hervorragend. Das ENSI beteiligt sich aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und der OECD. Der bilaterale Austausch mit den Nachbarländern Deutschland, Frankreich, Österreich und Italien wird im Rahmen regelmässiger Treffen gepflegt. Ferner ist das ENSI in diversen Hochschulgremien, internationalen Behördenorganisationen, Fachverbänden und Normenorganisationen vertreten und vertritt die Schweiz bei der Erarbeitung und der Umsetzung internationaler Übereinkommen, wie beispielsweise der Convention on Nuclear Safety.

Die **Überarbeitung des ENSI-Richtlinienwerks** wurde im Jahre 2011 weitergeführt. Dabei flossen auch Erkenntnisse aus der Forschung in ENSI-Richtlinien ein. Ferner wurden weitere technische und organisatorische Vorgaben – die sogenannten Safety Reference Levels (SRL) der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) – inschweizerische Regelwerk übertragen. Mittlerweile deckt dieses rund 80 % der SRL ab.

Zusammengefasst liefern die Resultate der regulatorischen Sicherheitsforschung, der internationale Erfahrungsaustausch und die Erkenntnisse aus Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen einen wichtigen Beitrag, um die bisherigen und die neuen Aufgaben optimal wahrnehmen zu können.

Anhang A:

Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhalt

OECD Halden Reactor Project	119
Project IFA-638– TEM Examinations of Metal-oxide interface of Zirconium alloys	127
KORA-II – Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials	137
NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	147
PISA – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	157
Bruchmechanik – Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter- Mehrlagenschweissnähten	165
Expertengruppe Starkbeben	173
Human Reliability Analysis	183
STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	193
PASSPORT – Methodology for the analysis of safety system performance in relation to coupled plant system and containment processes	211
LINX – Thin liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment	219
Code Assessment Program for MELCOR1.8.6	229
ARTIST II – Aerosol Trapping in the Steam Generator	237
MSWI – Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs	245
Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung	255
Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung	263
RC Experiment Rock Mass Characterization	271
Climate Modelling of the Weichselian Glacial Period	277

OECD Halden Reactor Project

Author und Co-author(s)	W. Wiesenack, Ø. Berg
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Tel., E-mail, Internet address	+47 (0)69 21 22 00, www.ife.no/hrp
Duration of project	2009 to 2011

ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is an undertaking of national organisations in 19 countries sponsoring a programme that provides key information for safety assessments and licensing as well as for the reliable operation of nuclear power stations. The programme is using the Halden reactor, the Kjeller hot laboratory, the Halden Man-Machine Laboratory and the Halden Virtual Reality Centre for experimental work.

The activities in the Fuels & Materials area provide fundamental knowledge on the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. In 2011, twelve in-core tests were executed, a majority of them in loop systems simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or neutron fluence. The LOCA test series continued with an experiment using a pre-irradiated BWR fuel rod. In-core materials were

tested to obtain data on stress corrosion cracking and stress relaxation of reactor materials for plant lifetime assessments.

The research in the Man-Technology-Organisation area comprises empirical studies of the interaction between the reactor operators and process control systems. It also comprises innovative work on Human System Interface design and Control Room design. 3D visualisation technologies by means of Virtual and Augmented Reality are being developed. During 2011, the international empirical validation of various HRA methods continued by studying LOFW scenarios and performing studies at a US training facility. Work continued regarding the development and testing of improved methods and techniques for plant state monitoring, fault diagnosis and plant performance optimization. Software systems dependability addressed issues related to modernisation of digital I&C systems, requirements engineering, risk assessment, and error propagation.

Project goals

The Halden Reactor Projects research programme is defined as framework for 2009–2011 [1] and in the detailed plan for 2011 [2].

The main goals of the R&D work in the fuels and materials area are to provide data on:

- fuel properties needed for design and licensing of high burnup reactor fuel
- fuel response to transients, in particular on phenomena occurring during loss-of-coolant accidents
- cladding creep, corrosion and hydriding to determine mechanisms and operational conditions that affect cladding performance, e.g. water chemistry issues
- stress corrosion cracking of reactor materials at representative stress conditions and water chemistry environments for plant lifetime assessments

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
- establish empirical knowledge about human potentials and limitations as operators in a control room setting based on experiments carried out in HAMMLAB and the VR Centre
- 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]. Important activities are summarised below.

Fuels and Materials Research

The Halden Reactor was in planned operation accumulating about 190 full power days in 2011. Twelve experiments were active at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project. The experiments comprised studies of UO₂ fuel, additive and gadolinia doped

fuel as well as cladding and 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 and re-instrumented at Institute of energy technology's Kjeller hot laboratory. 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 and water chemistry conditions.

An integral fuel performance test with Gd-doped fuel is nearing completion after nearly seven years of irradiation. The experiment contains six rods with three rod pairs of UO₂, 2 wt% and 8 wt% Gd-doped fuel. The instrumentation allows studying fuel thermal behaviour, fuel dimensional changes, fission gas release and general thermal performance. Unlike the UO₂ rods, the Gd-rods have shown no densification, while swelling rates are similar for both types of fuel. The rig was moved to a higher flux position in the core to increase power at end of life.

Another integral fuel performance test, but more short term and using pre-irradiated fuel (VVER-440, 55 MWd/kgU) was conducted with stepwise power increments to study the onset and kinetics of fission gas release (FGR). FGR onset was observed at around 900 °C and 1 % release at 1090 °C. This finding agrees with earlier data from similar experiments.

Athermal creep of UO₂ and MOX fuels under irradiation is a function of applied stress and fission rate. A dedicated fuel creep experiment aims at generating data for improved modelling of fuel periphery behaviour during PCMI. The test comprises standard UO₂ fuel and commercially produced Cr-doped pellets. When fuel densification was finished, axial stresses of 30, 45 and 60 MPa were applied at fuel temperatures of 400, 600 and 800 °C. Preliminary results suggest that the creep rate of Cr-doped fuel is comparable to that of standard fuel. The dependence on temperature is weak, and the stress exponent is close to but less than 1.

A fission gas release test containing standard UO₂ fuel, Cr-doped fuel and BeO-doped is continuing. The six rods have been operated at heat rates of 30–35 kW/m and fuel temperatures in the range 1200–1300 °C. The BeO – doped, which is expected to have higher thermal conductivity than UO₂ fuel, shows in fact the lowest temperatures.

A LOCA test with BWR fuel (IFA-650.12) was conducted in May. The fuel, provided by KKL (Switzerland), had been irradiated in the Leibstadt BWR to a burn-up of 72 MWd/kgU. The experimental conditions were similar to those of previous LOCA tests, but the aim this time was to interrupt the temperature transient in the ballooning phase by a scram action before clad failure, when the rod pressure had decreased to around 50 % of its maximum hot pressure. The experiment was prepared with considerable support by PSI which provided design calculations and pre-calculations of the transient. As predicted, significant creep deformation and ballooning occurred above 730–740 °C. 50 % pressure reduction was achieved at a temperature of about 800 °C. The rod was sound when the scram was taken, but failed 5–10 s later due to stresses induced by the cooling. The rod is scheduled for post irradiation examination at the IFE hot laboratory.

The main objective of the PWR cladding corrosion and hydriding study is to evaluate the performance of modern Zircaloy materials in aggressive conditions exceeding those currently allowed in operating PWRs. The effects of elevated pH, high power rating and significant subcooled boiling on the performance of the materials is studied to ascertain if sufficient margin is available for further increases in these parameters for future PWR operation. The test contains six rods, each made of four segments. The average heat rate is 33–43 kW/m leading to a mass evaporation rate of 3000–5000 kg/m²h. The loop system is being operated with 10 ppm Li, 1580 B (pH₃₀₀ 7.4) and 2–3 ppm H₂. The first interim inspection of the rods was performed in June 2011 after 159 full power days of irradiation. The thickness of the oxide layers on the segments was in the range 5–10 µm.

The integrated time to failure test is being continued with 18 specimens, 9 in high flux and 9 in low flux positions. Two loads, about 80 and 100 % of yield stress, are applied to the samples which are also subjected to 20 % load cycling once a day.

For future PWR crack growth studies, participants have provided the Project with two heats of unirradiated CW 316 SS, a CW 316 TiSS and a solution annealed (SA) 304 SS reference material. The materials, in the form of CTs, tensile specimens and sheet samples, were irradiated in Halden in dry conditions to ~2 dpa. Two CTs, 2 sheet

samples and a tensile specimen prepared from the CW 316 TiSS are being irradiated to a higher dose (~4 dpa).

Thirty tensile specimens are included in the matrix of a longterm creep and stress relaxation study. Twelve of the specimens are instrumented and prepared from Alloy 718, CW 316 SS, CW316 Nlot, CW316LN and SA 304L SS. The uninstrumented specimen matrix comprises 6 Alloy 718, 6 CW 316 SS and 6 SA 304 SS samples. The specimens are being irradiated at temperatures ranging from 290 to 390 °C. For the CW 316 SS specimens, irradiation creep and stress relaxation data have been found to be consistent. The SA 304L and the CW 316LN (low SFE) samples show more creep/stress relaxation resistance than the CW 316 SS. The aged Alloy 718 specimens exhibit significantly higher stress relaxation than the CW 316 SS specimens. By the middle of 2011, doses of 1.2–1.6 dpa had been accumulated by the specimens. The test is scheduled to continue to a dose of 2 dpa.

TEM/FEG STEM characterisation of the microstructure and microchemistry of as-irradiated 24 dpa 304 SS and samples of 20 dpa 304 SS with three different post irradiation annealing treatments has been performed at VTT in Finland. The PIA treated materials had fewer fine precipitates, and the grain boundary analyses revealed that the PIA treatments reduced radiation induced segregation.

RPV wall materials and austenitic stainless steels in the form of small punch and tensile specimens were prepared for loading and irradiation at 270 °C to fluences of 0.4 and 1 × 10²⁰ n/cm². The objectives are to compare the effect of dose rate on RPV material properties and to study the degradation of the austenitic stainless steel properties. The study is being performed in collaboration with VUJE.

Man-Technology-Organisation (MTO) Research

The MTO research carried out at the Halden Project is based on the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), a world-wide reference facility for human factor studies and advice on control room engineering. It provides the basis for studies on the performance of control room operators in

complex and automated environments. Hammlab is complemented by the Virtual Reality Laboratory, a facility for rapid, interactive, high quality design of control rooms. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed.

Highlights of the work in the MTO area performed in 2011 are given below.

Human Performance

Past accidents and incidents have underscored the influence of human performance on the safety of nuclear power plants. In upgrades of existing plants or in advanced reactors, the quality and reliability of human performance in operation is expected to remain significant for the safe operation of NPPs. Licensing of new designs will require improved efforts in analysing the new work environments and work organisation and their influence on safety. Human performance is therefore a key area of research. The programme emphasises empirical research, with special focus on experiments in HAMMLAB. There is a strong focus on direct co-operation with active groups in the member organisations within this field of research. Main results:

- HRA has been one of the focus areas. An international collaborative study is being performed where the outcomes from applying HRA methods are compared to empirical data from HAMMLAB. The study utilizes data collected in HAMMLAB including 14 crews running four main scenarios: Two variants of SGTR (Steam Generator Tube Rupture), and two variants of LOFW (Loss of Feedwater). Participants from several member organisations in ten countries, including industry, regulators and research organisations, formed thirteen HRA teams analysing the scenarios. The U.S. NRC has put substantial resources into the assessment group. The same is true for PSI from Switzerland, supported by the Swiss regulatory body ENSI.
- The first phase of the study, concluded in 2008 and the results are reported in HWR-844. This report is also issued by the U.S. NRC as NUREG/IA-0216. Phase two of the work (2008 – 2009) consisted of analysis of the HAMMLAB data for the rest of the HFEs (Human Failure Events) in the SGTR scenarios, reviewing the HRA analyses for these scenarios, and comparing the outcomes, ref. HWR-915. Phase three has been fi-

nalized in this reporting period and comprises analysis and comparisons based on the LOFW scenarios, ref. HWR-951. The LOFW part of the study found similar results as the SGTR part for many issues and many methods, such as the importance of a good qualitative analysis and the importance of including a cognitive part in the analysis of crews' operation with emergency operating procedures. These results strengthened the findings from the first part of the study. The HFEs in the LOFW scenarios were defined differently from the HFEs in the SGTR scenarios. This gave insights into the modelling of dependency in dealing with sequential human actions. The empirical data showed that, for the HFEs defined in these scenarios, modelling complete dependency between the HFEs was not appropriate. In practical terms this means that if the crews failed the first HFE, one could not assume that they would more probably fail the subsequent HFE.

- A follow-up study has been performed at a U.S. nuclear power plant. The aim was partly the same as in the HAMMLAB study, to identify strengths and weaknesses of HRA methods. The study was run by the U.S. NRC, with the Halden Project as a supporting organisation. The advantage for the Halden Project was to obtain practice in how to perform an applied study at a nuclear power plant training simulator. The U.S. study confirmed some of the findings from the HAMMLAB study. Crew variability in the operation of the difficult scenarios was observed in the training simulator, as in HAMMLAB. The nature of these scenarios was slightly different from a standard training scenario, giving the instructors and the crews new insights into plant operation of challenging scenarios. The main benefits for the plant of this study were especially to obtain insights into concrete scenario and procedure issues.

Operational Culture

Culture may vary across nations and organisations that operate nuclear plants. This could limit the generalizability of human-machine research conducted in HAMMLAB and other simulator facilities. We have therefore investigated cross-cultural generalizability to find out whether nuclear nations and organisations share a common culture, or have unique cultures.

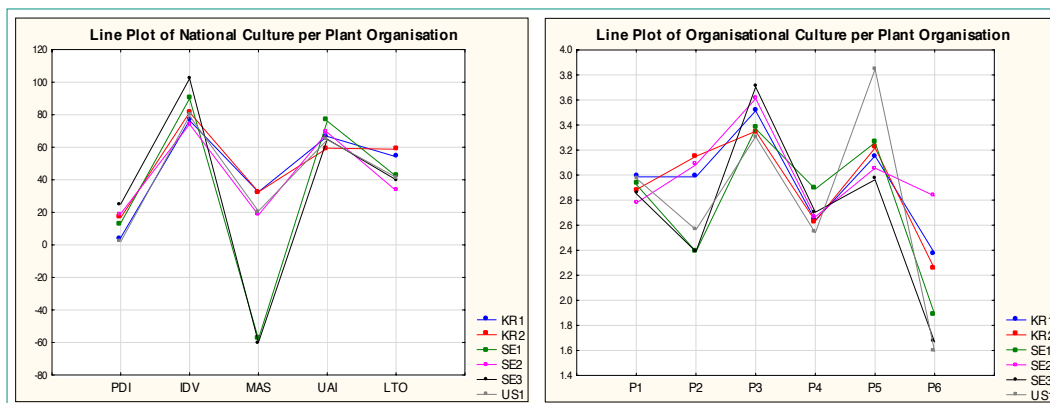
According to Geert Hofstede ref. HWR-956, cultural differences manifest themselves in four general ways, namely through values; rituals; heroes; and symbols. *Symbols* are words and objects carrying particular meanings to those who share the culture, but these can easily change and/or be replaced, as well as copied by other cultures. *Heroes* are persons who possess highly prized characteristics in a particular culture, and serve as models. *Rituals* are collective activities, technically superfluous in reaching desired ends, but socially important and carried out for their own sake. These three manifestations are visible to the outside observer, but their cultural meanings are invisible and lie in the way they are interpreted by the insiders. Values are the core of a culture and are feelings with a positive or negative prefix, and explain the tendencies to prefer certain states of affair to others. *Values* are learned implicitly and cannot readily be discussed, nor observed directly by outsiders. Hofstede has developed instruments for assessment of national and organisational culture. We used his measurement scales to profile culture among Swedish, Korean and US control room operators. The results are shown in the figure below. These profiles show that six plant organisations from different national cultures are surprisingly similar. This could be early evidence of an industrial culture, which is promising with respect to the cross-cultural generalizability of simulator research. It is important to be aware, however, that culture is not the only obstacle to generalization across operator populations. Nuclear nations and plant organisations may, for example, maintain different operator competencies, training philosophies, regulation policies, rules and work practices.

Human System Interface work

The Project member organisations are very interested in research related to Human System Interfaces (HSIs) and in particular the innovative aspects going beyond traditional P&ID-based presentation. Modernisation of nuclear power plant control rooms is taking place in many countries, moving from panel-based control rooms into hybrid solutions. Utilising the full capabilities of computerised solutions and at the same time maintaining the human factors aspects are prioritised. Improved information presentation will contribute to safer and more efficient operation by supporting operators in process understanding and creating enhanced situation awareness.

The main objective is to develop, test and evaluate an HSI concept addressing the near-term needs of the industry to support on-going and planned control room modernisation projects, and the main results achieved are:

- Two reports have been issued on large screen overview displays. «Large screen displays – a usability study of three different designs», ref. HWR-1025, and «An empirical qualitative study of Information Rich Design (IRD) BWR HAMMLAB Large Screen Display», ref. HWR-1023.
- A requirement for control rooms in the nuclear domain is to perform substantial verification and validation of its capabilities to support human performance. The evaluations performed towards the end of the design process focus on acceptance testing, and the testing of the final design solution is often referred to as Human Factors Integrated System Validation (ISV). The main purpose of ISV is to investigate whether new control room designs keep human performance within acceptable limits, and thereby



PDI, IDV, MAS, UAI, LTO, P1, P2, P3, P4, P5 and P6 are dimensions of national and organisational culture (see Hofstede). KR= Korea, SE= Sweden, US= United States of America. The numbers after KR, SE or US refer to anonymous plants.

support safe operation. ISV concentrates on the functionality of the control room as a whole, i.e., the human performance resulting from the integrated functioning of the control room elements, such as e.g. the human machine interface, the operating procedures, the role definitions and work organisation, the I&C functionality, training and experience, etc. A report (HWR-986) has been issued entitled «Human factors ISV – lessons learned from NPP modernisation projects».

The Project also aims to act as a demonstration bed for innovative solutions, assisting utilities, authorities and vendors in their design and evaluation processes related to future human system interface designs:

- The results have been described in HWR-936: «Innovative HSI concepts, rationale and design solutions».
- Initial roles and potential usefulness of multi-touch interfaces for Outage Control Centers (OCCs) have been explored using multi-touch table-top technologies.

Visualization interface technology work

The Visual Interface Technologies division develops the software infrastructure used to support experiments in HAMMLAB. It also conducts research on topics related to planning, supporting and training field operators, and other applications of visualisation technologies in the plant lifecycle. This comprises software designed to support the editing and management of simulated work scenarios in 3D environments, e.g. collaborative training related to safety of work operations. During 2011, the following specific results have been achieved:

- Implementation challenges related to incorporating multi-touch support into HSIs has been addressed in HWR-984: «Strategies for implementing multi-touch HSIs».
- A paper describing the results of the prototyping work done to demonstrate the potential advantages of incorporating semantic information into HSIs to facilitate design and implementation.
- A new and improved research test bed to investigate the potential of computer-supported evaluation of control rooms has been developed.
- On radiation visualisation, «A Comparative Study of Radiation Visualisation Techniques for Interactive 3D Software Applications (follow-up study)»

has been issued, ref. HWR-979, and a report on maintenance planning support, «A Study of Outage Planning under Complex Radio-logical Conditions using Halden Planner», ref. HWR-982. A revised version of the Halden Planner software has been developed to support ALARA optimisation and reporting.

- A survey of 3D engines and 3D formats available on the target platforms (currently Android and iOS) has been carried out with the purpose to support maintenance activities.
- A user study of interaction techniques for 3D user interfaces has been made which provides lessons learned about various input devices and interaction techniques for immersive VR systems, ref. HWR-983. Improvements have been made to the software tool for developing VR-based training simulations.
- A study on stakeholder communication in a decommissioning process has been produced, ref. HWR-1000.
- Methods for radionuclide characterisation support have been described in «Characterization Implemented in a Virtual Environment», ref. HWR-999. The initial HRP radiation calculator codes have been reviewed and documented including design of an improved radiation calculator.

On-line monitoring technologies

A number of computerised system and applications have been developed through the years at the Project to benefit safety and economy in operations and maintenance (O&M). Their potential and advantages have, however, not yet been fully realized in the nuclear field as they have in other domains. Model-based Condition Monitoring (MBCM) techniques include among others physical modelling techniques (TEMPO), empirical modelling techniques (PEANO, Aladdin), and knowledge-based modelling techniques. The need to reduce O&M costs and increase productivity, while maintaining adequate safety, is one of the main drivers behind most current and future plant modernisation projects. A renewed focus on business, technical and licensing acceptance issues of these technologies is the unifying theme of the activities summarised here:

- Model-Based Condition Monitoring has focused on obtaining improved models for condensers. A TEMPO – Workshop on new condenser mod-

ule from Laappeenranta University of Technology (LUT), Finland, held June 2011 in Halden, has been a valuable contribution.

- A Multilevel Flow Model (MFM) for the secondary side of Loviisa-2 VVER nuclear power plant has been finalised and can be used to perform fault diagnosis analysis. This gives the possibility to identify one or more root causes for abnormal residual detected by TEMPO.
- Condition-Based Maintenance Support has focused on development of a diagnostic model, using an empirical approach, which provides reliable calculations of the erosion state of valves based on collected measurements of physical parameters. A prognostic model, which makes use of a statistical method based on the gamma process, to accurately estimating the remaining useful life of the choke. The model is analytical and implemented in the Mimir software.
- A report on formal structuring of procedures has been made and implementation of the drafted standard building blocks has been completed and integrated into the COPMA-III system, ref. HWR-992.
- An overview paper describing the HRP activities on Cable Ageing Assessment and Condition Monitoring in the period 2003–2011 has been prepared and was presented at EHPG Meeting in Sandefjord, 2–7 October, 2011.

Software system dependability

The research programme on software systems dependability contributes to the introduction of digital instrumentation and control (I&C) systems into nuclear power plants. Focus is on 4 topics important both to design and production of digital I&C as well as safety assurance and licensing issues. These topics are: modernisation of digital I&C, integrating requirements engineering and risk assessment, assessment of error propagation and Common Cause Failures, and assessment of advanced control systems. Summary of activities:

- On modernisation of Digital I&C, the difference between modernisation and development has been defined and guidance for the use of several HRP requirements engineering means have been formulated in HWR-1001. A modernisation process has been developed.
- A process model for developing support for documentation of standards has been designed and a template for the use of the IEC-61513 standard has been constructed.

- A conceptual model of traceability has been refined. The conceptual model is published as a part of the HWR-1002 which also includes an assessment of security and safety techniques for risk identification and requirements elicitation of software systems.
- A new failure modelling technique called failure sequence diagrams (FSD) was proposed. The results of the work have been published through a conference paper.
- Assessment of error propagation and Common Cause Failures (CCF) has led to an initial conceptual model of a technique for describing dependencies in the system in terms of system components, functionality and interactions. A paper was presented at EHPG-2011 on «Modelling Dependencies of Digital I&C Designs for CCF Analysis».
- The activity on assessment of advanced control systems has been reported in HWR-1004 entitled «Patterns for Handling Safety Critical Adaptive Software».

National Cooperation

The Fuels & Materials programme is supported by LOCA calculations performed at PSI; in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA tests using segments from the Leibstadt NPP. The test executed in 2011 and the next one planned for execution in 2012 makes use of Leibstadt fuel (70 MWd/kgU). PSI is also making active use of other Halden reactor experiments, e.g., the rod overpressure/clad lift-off test. The value of the Halden Project's results is also enhanced through post irradiation examinations carried out at PSI on inert matrix fuel and on material from the completed corrosion test IFA-638.

An OECD HRP/NEA summer school on Plant Aging was arranged in Halden 28th August – 1st September 2011 with Swiss participation.

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 ENSI in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also taking part in 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 Project has developed the new cable diagnostic tool called LIRA which now has been commercialised through the company Wirescan. Cable measurements have been performed with LIRA at Leibstadt NPP. The objective of this test was to estimate the current condition of safety related low power cables, all of them located inside the reactor containment, to verify the usability and performance of LIRA as a condition monitor tool for assessing the cable condition at NPPs. A seminar was held at Leibstadt on March 31st 2011 discussing cable aging assessment in NPPs using LIRA. This seminar gathered many experts from all the Swiss Utilities.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 19 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.

The Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held in Sandefjord 2nd–7th October 2011 with several participants from Switzerland. The previous EHPG meeting took place at Storefjell, Norway, 14th–19th March 2010. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The activities in 2011 of the Halden Project progressed mostly according to schedules. Several workshops and seminars were arranged to guide the current program and to help shaping future activities.

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. 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 agreed upon for three years. 2011 is the last year of the current 3-year period 2009–2011 in accordance with the 2009–2011 framework programme [1] and the annual programme for 2011 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2012 has been defined [5]. CEA (France) and ENEA (Italy) entered as new Associated Parties to the Project in 2011. This means that there are currently 19 member countries and the Project continues to look for new members to join. The discussion on the continuation of the Halden Reactor Project in the period 2012–2014 is progressing well and according to schedule.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2009 – 2011, HP-1233.
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2011, HP-1310.
- [3] Status Report January – June 2011, HP-1333
- [4] Status Report July – December 2011, HP-1342 (to be issued in 2012).
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2012, HP-1334.

Project IFA-638- TEM Examinations of Metal-oxide interface of Zirconium alloys

Author und Co-author(s)	C. Proff and S. Abolhassani
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen-PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	Sousan Abolhassani, + 41 56 310 2191, Sousan.abolhasani@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/
Duration of Project	End 2010 to End 2012

ABSTRACT

The objective of this project is to examine the metal-oxide interface of a number of modern zirconium based claddings, irradiated in Halden reactor up to high burn-ups, in order to compare the oxidation behaviour of these materials. The aim is to correlate the microstructure of each cladding material to its composition in view of better understanding the role of alloy composition and microstructure on its oxidation behaviour. Four different samples have been examined this year, from three different alloy types. The results have shown

that two types of precipitates are present in the alloys studied, depending on the Fe content of the material. In the case of alloys showing a better resistance to oxidation, the Fe containing precipitate is absent or its frequency is statistically low. It has been observed that the Fe containing precipitate undergoes a certain amorphization, whereas the other type of precipitate, a β -Nb type, does not show this behaviour. All precipitates show certain dissolution under irradiation; this behaviour is intensified in the oxide.

Project goals

The objective of this project is to examine the **metal-oxide interface region** and the **microstructure** on both sides of the interface by transmission electron microscopy (TEM), on different modern commercial zirconium alloys irradiated under identical conditions in the IFA 638 campaign in the *OECD Halden reactor project* [1]. The characterisation of these claddings will be performed in agreement with the previous studies on irradiated zirconium alloys [2, 3]. The main goal of this study is to contribute to the understanding of the oxidation behaviour of these alloys under PWR conditions. The TEM samples have been prepared by a dual beam focused ion beam (FIB).

Introduction

In the framework of the IFA 638 started by Halden reactor project, a number of modern commercial zirconium claddings have been irradiated to high burn-up under PWR water chemistry, fluence and thermal hydraulic conditions. The aim of the IFA-638 campaign has been to study the corrosion and hydriding behaviour of the alloys.

The project ended in 2007 after 13 reactor cycles of irradiation and the materials were finally extracted and characterized by nondestructive and destructive testing [1,7]. Three types of samples were used for the IFA-638 project; i -coupons, ii -fueled cladding segments without prior irradiation and iii -fueled cladding segments previously irradiated in a nuclear power plant. The details of this project have been reported annually by Halden reactor project in a series of reports [7]. In the framework of a project financed by ENSI, PSI and Halden started a collaboration to examine by transmission electron microscopy (TEM) the microstructure of the metal-oxide interface and the oxide of a number of fueled segments selected from both pre-irradiated fueled claddings and fueled claddings without prior irradiation (referred to in this study as pre-irradiated and fresh). In these TEM studies, the coupons were not examined as it was considered that the other two families are more representative of the oxidation in reactor conditions.

Although the microstructure of these commercial alloys has been studied in the metal, after irradiation in the past [4-6], to our knowledge, no study

of the metal-oxide interface and the microstructure of the oxide is available till present. This project attempts to fill this gap, in order to understand the effect of irradiation on the materials behaviour and to contribute to the understanding of the mechanism of oxidation under irradiation. To do so, it would have been necessary to study archive materials in parallel, for comparison; however, in the absence of such archive materials, the data available on the microstructure from previous studies has been considered as reference [4-6]. Whenever possible, the fresh and pre-irradiated materials will be compared to see the evolution of the microstructure as a function of burn-up/fluence.

Experimental

Sample delivery and preliminary preparation

As Zircaloy-4 and certain other materials have been studied in our previous projects [2, 3], they were no more selected in the present project, also due to the limitation by the number of samples, planned to be studied in this project, the choice of segments has been made based on the interests of the scientific community. The samples selected for this project and their details after characterisation by destructive examination performed in Kjeller [7] are presented in (Table 1). For each material a 5 mm long ring was prepared and defueled at Kjeller. The work at PSI commenced with measurement of the dose rate of each single sample and optical inspection. All samples with a dose rate below 4 mSv/h (in contact), were prepared in the shielded fume hood (Table 1). The two samples with higher dose rates have to be prepared in a shielded cell; this part of the project is foreseen for 2012.

Prior to FIB sample preparation, the ring samples were first decontaminated by ultrasonic cleaning, a thin ring (<1 mm) was cut from the 5 mm cladding ring, a segment of approximately 45° was prepared and this segment was polished and mounted on SEM holders for TEM sample preparation (dose rate below 10 µSv/h).

FIB-TEM sample preparation

A Zeiss NVision 40 workstation FIB (equipped with both electron and ion beams) with an EDS system

Sample	M5 (pre-irradiated)	M5 (fresh)	E 635 (fresh)	ZIRLO (fresh)	ZIRLO (pre-irradiated)	Alloy A (fresh)
Burn-up MWd/KgU	76.5	44.0	44.0	53.4	78.5	53.4
dose rate in contact mSv/h	3.5	0.8	0.8	1.3	90.0	45.0
mean oxide thickness IFE [7]/ μm	33 *	14 *	36	28	62	33
oxide thickness on prepared ring segments/ μm	6–16 *	2–5 *	31–34	25–30	–	–
thickness of CRUD on prepared ring segment/ μm	–	–	0–4	0–10	–	–

* The Absence of CRUD could indicate a certain spalling of the oxide as observed by metallography. Grey part planned for 2012

Table 1: Overview of irradiations and oxidation data of the samples and-the dose rates for received cladding rings.

by Oxford instruments and a Kleindiek micromanipulator was used. The segment of each material was investigated in the instrument to observe the condition of the oxide and identify regions suitable for preparation of the transverse samples. The FIB-TEM sample preparation followed the procedure described in [8].

The irradiated material deformed during the thinning due to internal stresses, therefore the width of the electron-transparent window had to be restricted to approximately 6 μm ; the frame structure shown in Figure 1 was intended to stabilize the thinned region.

In the case of M5 fresh with oxide spalling, a thin oxide layer of about 4–5 μm was present. In this case it was possible to use the top-view geometry for sample preparation, not shown in Figure 1. In general it was concluded, that more than one TEM sample will be needed for the full analysis of each material.

TEM observations

A JEOL2010 equipped with a LaB6 cathode and an EDS system by Oxford Instruments was used. The investigations were focused on the geometry of the metal-oxide interface, the composition and microstructure of precipitates in the metal and the oxide, the oxide microstructure and when possible the presence of hydrides. The EDS analyses are performed in particular on precipitates in the metal-side and oxide-side of the interface, the results are based on semi-quantitative analyses.

Results

M5 pre-irradiated

Figure 2 shows the metal-oxide interface geometry of this material. As it can be observed, the interface is zigzagged at a submicron level. This has been observed previously for Nb containing zirco-

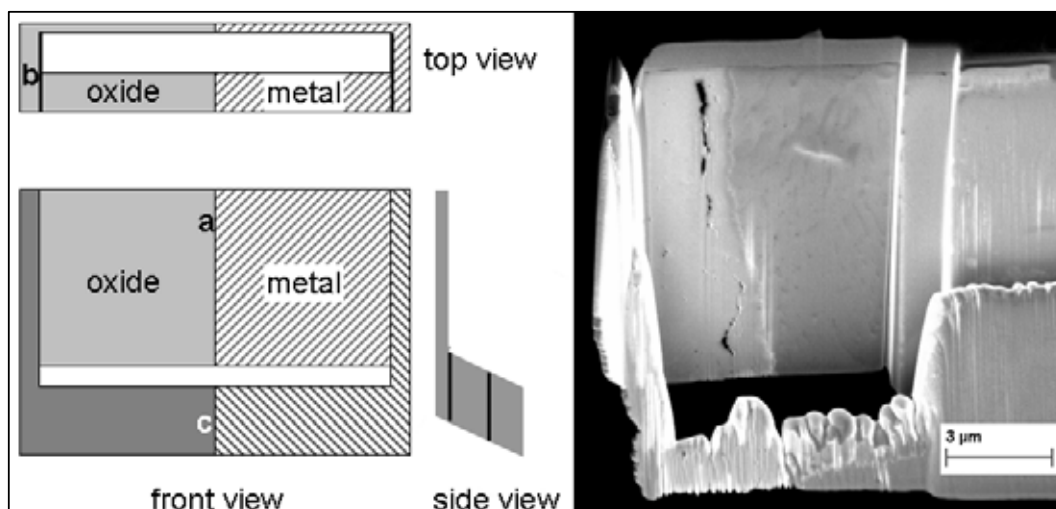


Figure 1: Sketch of TEM sample geometry, a: electron transparent region, b: frame in top view and c: frame in front view and (d) prepared final sample (M5 fresh).

Figure 2:
TEM Dark field contrast
of the metal-oxide
interface on
pre-irradiated M5.

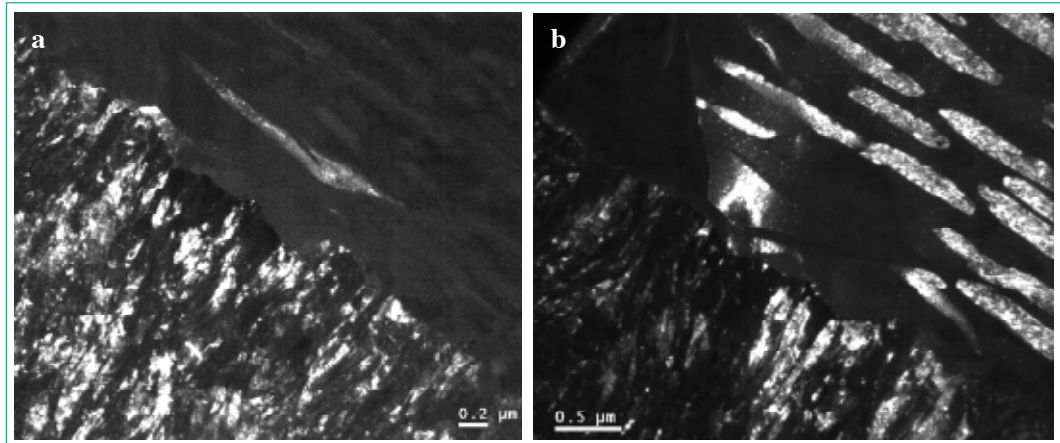
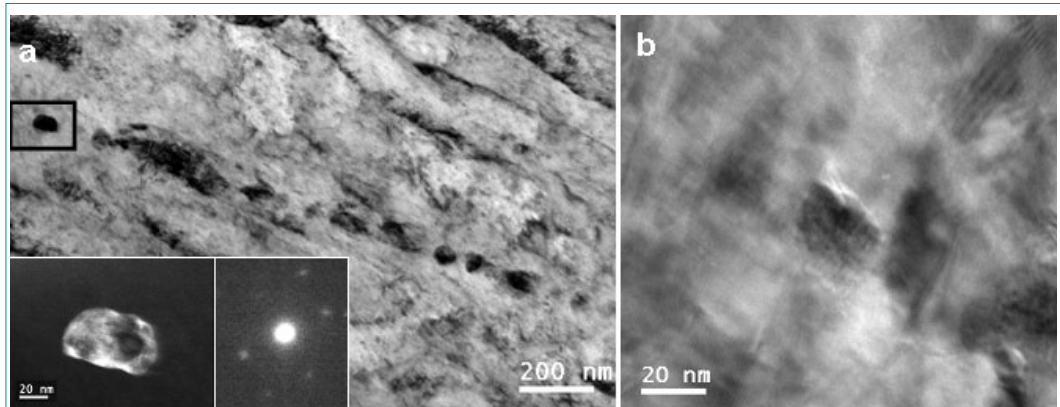


Figure 3:
TEM Bright field contrast (a) of a precipitate band in the metal (b) precipitate in the oxide of pre-irradiated M5. INSET in (a) shows Dark Field contrast micrograph of precipitate in box (a) at higher magnification together with diffraction pattern.



nium alloys as reported by Abolhassani et al. [3], which was not observed for the alloys of the Zircaloy group. In the metal adjacent to the interface the hydrides are oriented mostly in circumferential direction (Figure 2).

The precipitates in the metal are aligned in rows and no sign of amorphization could be found in their diffraction patterns (Figure 3 a). The precipitates observed in the oxide showed small cracks on the side facing the outer surface (Figure 3b). It is worth mentioning that it was difficult to identify precipitates in the oxide.

EDS analysis of the precipitate composition in the metal showed a Nb/Zr ratio of 1.2. Doriot et al. identified the precipitates in un-irradiated M5 as β -Nb (80–85 wt. %Nb) [4]. The obtained Nb/Zr ratio in this study deviates clearly from the one expected for β -Nb precipitates and is similar to what Doriot et al. observed after several irradiation cycles. The higher Zr content in the measured region could be due to dissolution of precipitates to the matrix and re-precipitation in form of needle-shaped precipitates as reported in [4].

The precipitates observed in the oxide of this material exhibited even lower Nb/Zr ratios. The oxy-

gen content of the precipitates in the oxide was 5–10 at. % lower than that in the surrounding matrix. This did not indicate metallic precipitates. The exact speciation expected cannot be given, not knowing the exact composition of the precipitates before irradiation, after incorporation into the oxide and the amount of Nb in dissolution together with the extent of contribution of the surrounding matrix oxide to the EDS signal. The comparison with the fresh M5 will be very useful in this respect.

M5 fresh

In the case of fresh M5 the metal-oxide interface is again zigzagged (see Figure 4) and hydride lenses are observed in the metal part of the interface (Figure 4b). The hydrides are mostly oriented in circumferential orientation, some radial hydrides can also be observed. A series of features are present, they do not follow the general orientation of the hydrides in the metal grains (Figure 4b).

The precipitates in fresh M5 are mostly spherical; some exhibit an elongated shape (Figure 5). The EDS analysis of the precipitates in fresh M5 has given Nb/Zr ratios of up to 4.2, which is close to

the expected value for un-irradiated β -Nb precipitates. The precipitates in the oxide exhibit lower oxygen contents than the surrounding matrix (10–20 at.%), indicating a delayed oxidation of the precipitates. The crescent shaped crack of the precipitates at the metal-oxide interface (Figure 5b) and in the oxide (Figure 5c) indicates such delayed oxidation behavior previously observed in unirradiated binary Zr-Nb alloys [9].

E635 fresh

Figure 6 shows a dark field contrast of the metal-oxide interface of E635 with some hydrides visible. The metal-oxide interface of this material is undulated and a precipitate can be observed in the oxide approximately 170 nm away from the interface (Figure 6 marked with P). The analysis of the diffraction patterns of the precipitates shows a ring indicating a certain amorphization of the precipitate (Figure 7).

The diffraction pattern of the matrix adjacent to the precipitate both in the metal and in the oxide

did not show this amorphization ring. We could conclude that at least a partial amorphization of the precipitates has taken place.

The EDS analysis of the precipitates in the metal shows for the majority a composition of approximately Zr 40 %, Nb 40 %, Fe 20 %. Again making reference to the literature, it has been observed, that the precipitate types in E635 with an alloy composition close to the studied material, two types of precipitates are present, β -Nb and $Zr(Fe,Nb)_2$ [5].

This observation implies that certain Fe depletion takes place in these precipitates. Shishov et al. [5] had also observed such iron depletion of the precipitates in the metal and mentioned amorphisation of the precipitates. The observation of amorphous precipitates in the oxide has been also reported for this precipitate type for autoclave oxidation by Kim et al. [10]. Precipitates in the oxide, as presented in Figure 7, show considerably lower oxygen contents than the surrounding oxide (20–30 at.%), indicating clearly a delayed oxida-

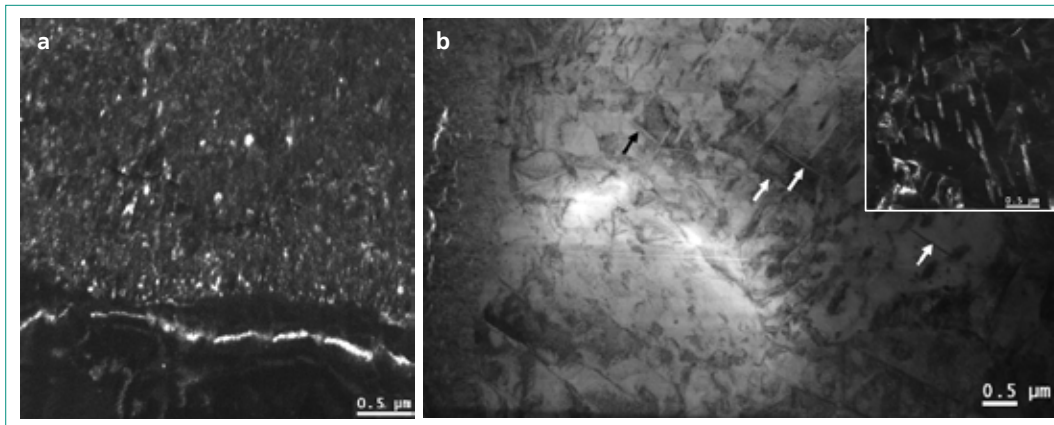


Figure 4: TEM Dark (a) and Bright (b) field contrast of metal-oxide interface of fresh M5. The bright field contrast micrograph shows the hydrides in the metal side of the interface, also observable on the dark field contrast in inset.

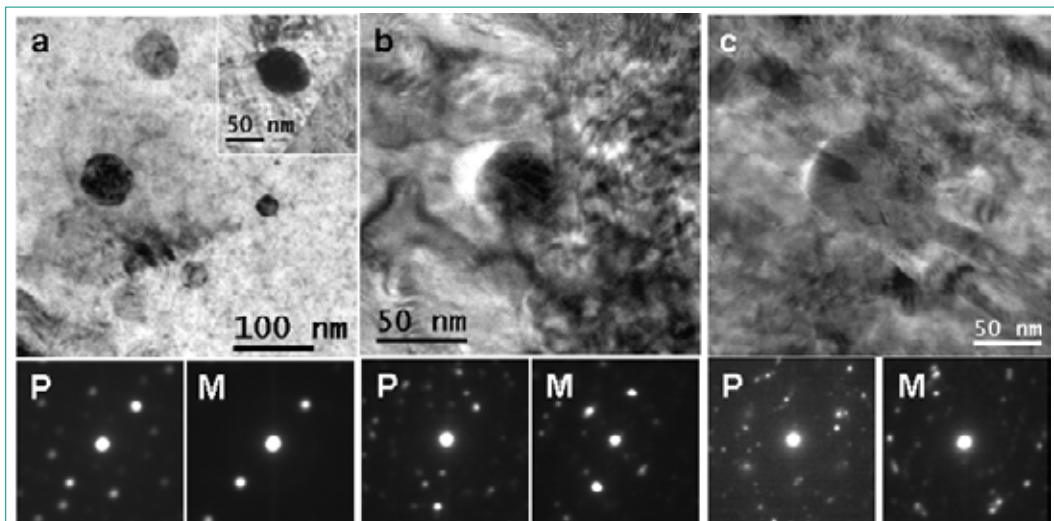


Figure 5: TEM Bright field contrast of precipitates in the metal (a), at the metal-oxide interface (b) and in the oxide (c) of fresh M5. The electron diffraction patterns of precipitate (P) and the matrix beside (M) with no signs of an amorphization ring are shown for all three categories. The inset in (a) shows the precipitate used for the presented electron diffraction pattern in (a). Precipitates in contact with oxide show a crescent-shaped crack towards the outer surface.

tion of the precipitates. At more than 1 μm distance from the metal-oxide interface the precipitates were found to be fully oxidised and the Fe and Nb levels were much lower than close to the metal-oxide interface or in the metal, although no redistribution of the alloying element content to the surrounding could be shown with EDS measurements.

ZIRLO fresh

Figure 8 shows a dark field contrast of the metal-oxide interface of ZIRLO with some hydrides visible in the metal. The metal-oxide interface of this material is undulated. Two types of precipitates are

observed in this material (see also Sabol et al. [6]), the majority of the precipitates are of $\beta\text{-Nb}$ type, this type of precipitates remains crystalline in the metal and in the oxide (Figure 9a and b). The second type contains Fe beside Nb and Zr, this precipitate type is found amorphous in metal and in the oxide. One such precipitate observed in the oxide is presented in Figure 9c. The diffraction pattern of the oxide adjacent to this precipitate does not show this ring. It could be concluded that at least a partial amorphization of the precipitate has taken place.

The Nb to Zr ratio of the $\beta\text{-Nb}$ type precipitates as obtained by EDS point analyses varied, the highest

Figure 6:
TEM Dark field contrast of metal-oxide interface of E635 with interface marked by arrow-heads, hydrides in the metal can be observed, precipitate in the oxide is marked with P.

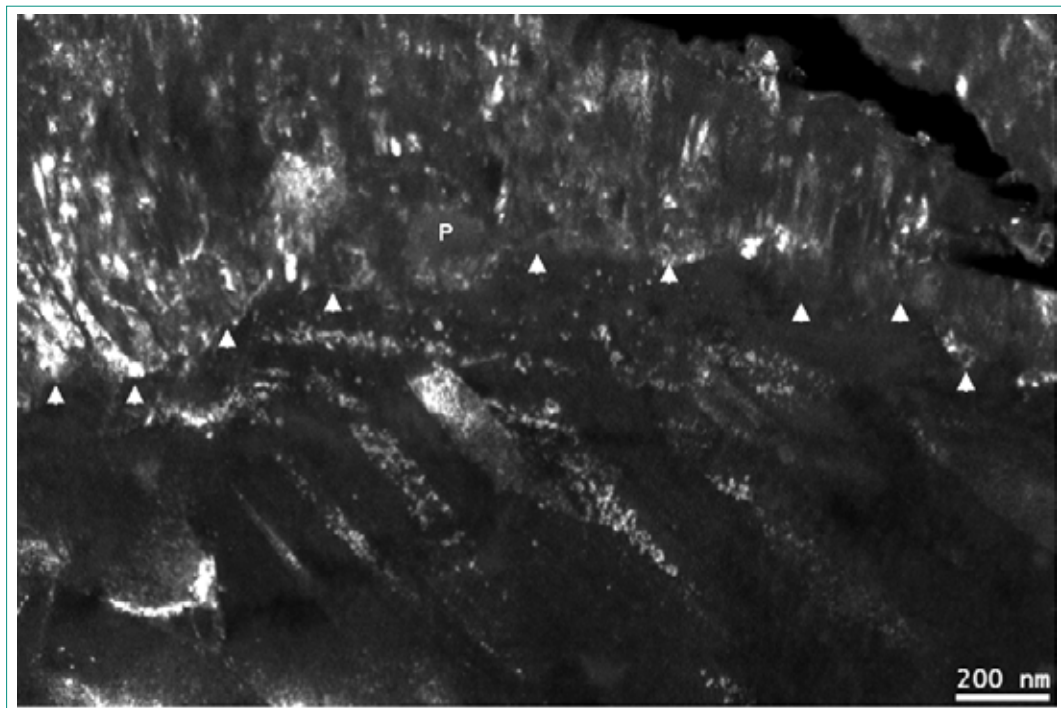
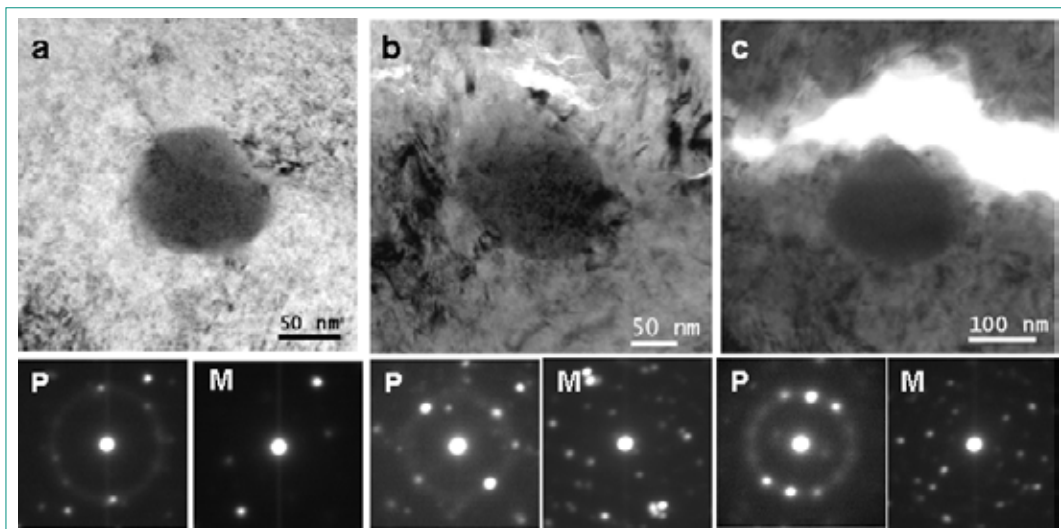


Figure 7:
TEM Bright field contrast of precipitates in the metal (a), at the metal-oxide interface (b) and in the oxide (c) of fresh E635 together with their corresponding diffraction patterns (P) and the matrix around (M). Diffraction patterns (P) of precipitates show an amorphization ring and the diffracted pattern of the matrix beside (M) no such ring.



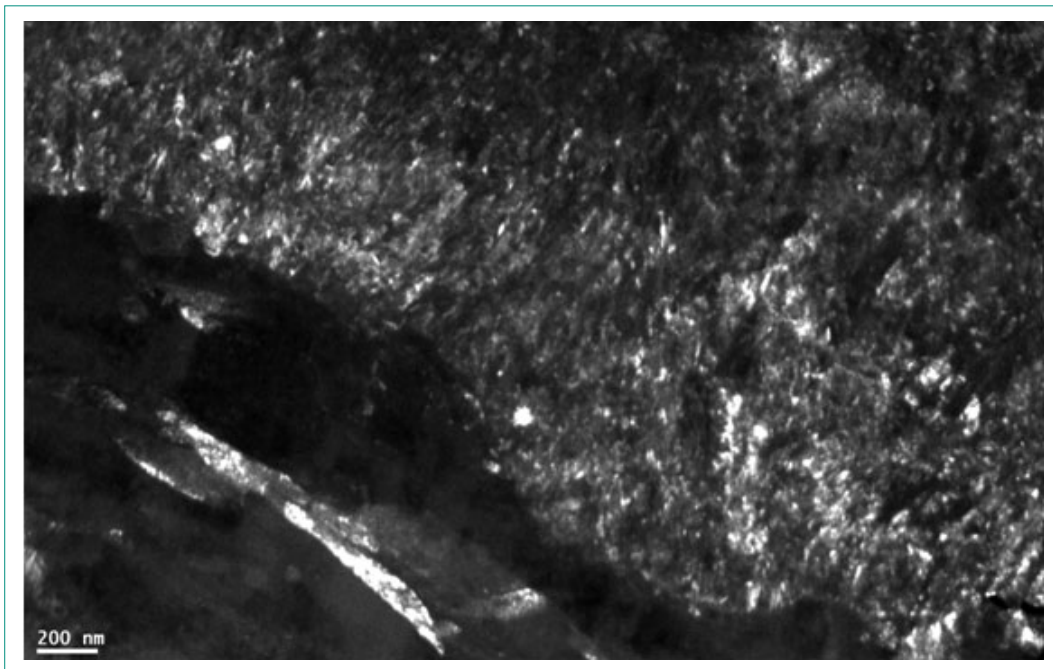


Figure 8:
TEM Dark field contrast
of the metal-oxide
interface of ZIRLO.

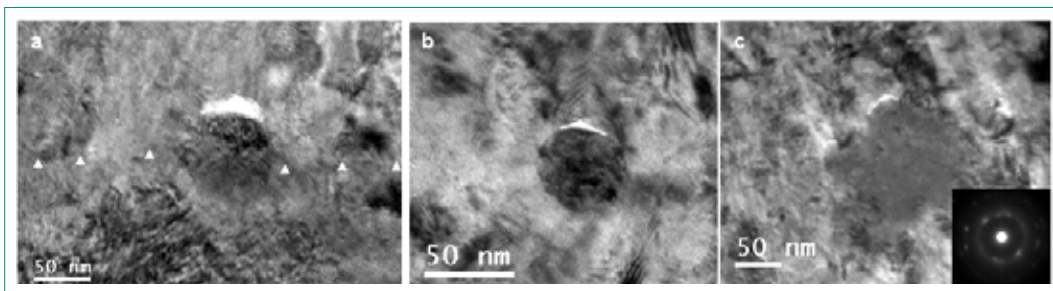


Figure 9:
TEM micrographs of
precipitates in the oxide
of ZIRLO. (a) shows
a precipitate at the
metal-oxide interface
and (b) a precipitate in
the oxide both with a
crescent-shaped crack
and (c) an amorphous
precipitate as shown by
the corresponding dif-
fraction pattern.

ratio was found for a precipitate in the oxide with a ratio of Nb/Zr of ca. 4.5, which corresponds to their composition before irradiation. Those precipitates containing Fe as well as Nb are most probably very similar to the precipitates reported by Sabol et al. with a formula of $Zr_{0.5}Nb_{0.3}Fe_{0.2}$ [6]. Assuming a similar composition for these precipitates prior to irradiation, we could conclude that a considerable depletion of Fe has occurred as the measured concentration ratios are in the range of 6:6:1 for Zr, Nb and Fe respectively. It is worth noting that both precipitate types exhibit lower alloying element concentrations in the oxide, in comparison with that measured in the metal.

Intermediate Discussion and Conclusions

This study contributes to the large amount of data already available on the IFA-638 campaign. At this stage, the results studied on the three

materials namely fresh M5, fresh alloy E635 and fresh ZIRLO together with the pre-irradiated M5 provide interesting information about these materials regarding their oxidation behaviour under irradiation.

The oxidation behavior of the fresh alloys (which have been loaded into the reactor without any prior irradiation) shows that the M5 has clearly a better oxidation resistance in comparison to the two other alloys. However, the oxide layer in the case of M5 spalls readily. This aspect of M5 behaviour has to be considered for future examinations of this material. Not taking this aspect into account, the composition of the alloys is to be considered in order to examine their differences. Two main differences in the alloying element content of the above alloys can come into the discussion. The Fe content and the Sn content of these three alloys are different. The amount of Nb of all alloys is basically in the range of 1.0 wt%, with E635 having 1.1 wt.%, therefore at this stage we consider that Nb contents are at least comparable. In the case

of Fe content, ZIRLO has twice the amount of Fe of M5 and alloy E635 has 6 times the Fe content of M5. The Sn content of M5 is negligible, and can be considered as impurity, whereas the amount of Sn in alloy E635 is 1.25 wt%; the fresh ZIRLO has 1.0 wt% of Sn. In the composition range of the claddings studied here, the Sn does not induce any precipitation and can be considered to remain in solid solution.

The behaviour of precipitates in the different alloys is as follows: From the observations in this study and in agreement with the data available in the literature, it can be observed that in the Fe containing alloys of this series, two families of precipitates are present. A Nb-rich, β -Nb type and a precipitate containing Fe. These precipitates are present both in the ZIRLO and in E635 alloys. The amount of Fe in the M5 seems to be below the threshold of formation of such precipitates, or their frequency is statistically very low; therefore they have not been encountered in the present study.

The Fe containing precipitate type seems to amorphize under irradiation (already in the metal), and their Fe content reduces, therefore a dissolution can be observed in these precipitates. This behaviour is observed both in the ZIRLO and the E635, however in the case of M5 in the absence of these precipitates, no amorphization of precipitates under irradiation is observed. The β -Nb type precipitate does not amorphize in all alloys studied in this part.

Behaviour of precipitates in the metal and in the oxide

Precipitates in the metal: these precipitates show dissolution under irradiation, the phenomenon is present both for the β -Nb and the Fe containing precipitates, however, the rate of dissolution of precipitates seems to be slower, or the amount of alloying element larger for the β -Nb in comparison with the Fe containing precipitates. The precipitates containing Fe are more frequent in E635, this alloy contains more Fe and thus it is not surprising to find them more frequent in comparison with the ZIRLO.

Precipitates in the oxide: the trend observed in the metal is accentuated in the oxide. The dissolution of the precipitates continues and oxidation can lead to a further amorphization. The dissolution of the alloying element is also accentuated. This latter occurs in both types of precipitates.

The comparison of the Pre-irradiated M5 with fresh M5, confirms that the effect of irradiation on the dissolution increases as a function of fluence, thus, the depletion of Nb takes place in the β -Nb precipitates and it can be expected that it will cause a final exposure of the cladding to rapid oxidation, this finding brings a new understanding about the role of Nb containing precipitates in the claddings used in the reactor.

National Cooperation

The Service of Microscopy and Nanoscopy (SMN) of the «Centre Suisse d'Electronique et Microtechnique» (CSEM) has provided access in case of special needs, for the use of TEM.

International Cooperation

This project has been started in collaboration with the OECD Halden reactor project, and the IFE Kjeller laboratory.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The examination of the present irradiated cladding segments should be considered as a great success, as access to such cladding materials from the reactor and the preparation of such materials for TEM studies needs a great amount of effort. Not only the sample decontamination and preparation is demanding, but also the transport of such material from Norway has been a very lengthy process. As mentioned before, results obtained in this study allow a better understanding of the oxidation behavior of the modern claddings. The study of the metal-oxide interface of the three types of cladding and the possibility of comparing the M5 fresh with pre-irradiated M5 adds to this success. The metal-oxide interface of the TEM thin foils, were not sufficiently homogenous to obtain the oxygen profile along the metal-oxide interface, in view of determining the diffusion parameters of the materials [2]. However, this was compensated by the fact that the presence of precipitates in these materials, allowed the chemical analysis of these secondary phases in the metal and in the ox-

ide and the analysis of their evolution with irradiation and oxidation. The fact that two of the cladding rings had very high activity and could not be prepared at this stage, brings a slight delay to the project, however, knowing that such delays are possible in the study of these types of samples, attempt will be made to prepare these two materials as soon as possible, in 2012.

Acknowledgements

The authors wish to thank the OECD Halden reactor project team, T.M. Karlsen, B. Oberländer, M. Espeland and H. Jenssen from IFE Kjeller, for their collaboration and their support of the project, the supply of the cladding rings and the fruitful meetings and discussions during the last years. A. Lagotzki from PSI is acknowledged for his support during the transport phase of this project. A. Bullemer is thanked for the assistance with optical and SEM sample preparation.

References

- [1] *M. Nakata and E. Hauso*, Summary of characterisation data on cladding materials used in the corrosion test IFA-638 and in the creep test IFA-617, 1998, OECD Halden Reactor Project HWR-566, p. 19. AND: *P. Bennett, R. Stoencucu and T. Karlsen*, The PWR corrosion and hydriding test IFA-638. Final report. OECD Halden Reactor Project, HWR-840, Oct 2010.
- [2] *S. Abolhassani, G. Bart and A. Jakob*, Examination of the chemical composition of irradiated zirconium based fuel claddings at the metal/oxide interface by TEM. *Journal of Nuclear Materials* 399, 2010 (1), p. 1–12.
- [3] *S. Abolhassani, R. Restani, T. Rebac, F. Groeschel, W. Hoffelner, G. Bart, W. Goll and F. Aeschbach*, TEM Examinations of the Metal-Oxide Interface of Zirconium Based Alloys Irradiated in a Pressurized Water Reactor. *ASTM STP 1467*, 2006, p. 467–493.
- [4] *S. Doriot, D. Gilbon, J.L. Bechade, M.H. Mathon, L. Legras and J.P. Mardon*, Microstructural stability of M5 (TM) alloy irradiated up to high neutron fluences. *ASTM STP 1467*, 2005, p. 175–201.
- [5] *V.N. Shishov, M.M. Peregud, A.V. Nikulina, P.V. Shebalov, A.V. Tselischev, A.E. Novoselov, G.P. Kobilyansky, Z.E. Ostrovsky and V.K. Shamardin*, Influence of zirconium alloy chemical composition on microstructure formation and irradiation induced growth. *ASTM STP 1423*, 2002, p. 758–778.
- [6] *G.P. Sabol, R.J. Comstock, R.A. Weiner, P. Larouere and R.N. Stanutz*, In-Reactor Corrosion Performance of ZIRLO and Zircaloy-4. *ASTM STP 1245*, 1994, p. 724–744.
- [7] *S. Abolhassani*, Minutes of the meeting in IFE, Kjeller for the selection of IFA-638 samples for TEM analysis, 2009, PSI report AN-46-09-08, p. 8.
- [8] *S. Abolhassani, P. Gasser*, «Preparation of TEM samples of metal-oxide interface by the focused ion beam technique», *J. Microsc.* 2006, Jul. 223 (Pt 1) pp.73–82.
- [9] *C. Proff, S. Abolhassani, C. Lemaignan*, «Oxidation behaviour of binary zirconium alloys containing intermetallic precipitates», *Journal of Nuclear Materials*, 416, 2011, issue 1–2, pp. 125–134.
- [10] *H.-G. Kim, J.-Y. Park and Y.-H. Jeong*, Ex-reactor corrosion and oxide characteristics of Zr-Nb-Fe alloys with the Nb/Fe ratio. *Journal of Nuclear Materials* 345, 2005 (1), p. 1–10.

KORA-II

Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic LWR Structural Materials

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, M. Breimesser, H. Leber, S. Ritter
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://lnm.web.psi.ch/
Duration of project	January 1, 2009 to December 31, 2011

ABSTRACT

Within the KORA-II project environmental effects on fatigue initiation and short-crack growth in austenitic stainless steels and Ni-base alloys and the stress corrosion cracking (SCC) behaviour of dissimilar metal welds (DMW) under boiling (BWR) and pressurized water reactor (PWR) conditions are evaluated. These practical investigations are complemented by a more fundamental study on SCC initiation in stainless and low-alloy steels. In the third project year, the following work was performed and interim results were gained:

Sub-project-I – Corrosion Fatigue in Austenitic Stainless Steels: 30 in- and out-of-phase thermo-mechanical fatigue (TMF) and isothermal low-cycle fatigue (LCF) experiments in high-temperature water with hollow cylindrical specimens were performed. The TMF life was between that of the LCF tests at minimum and maximum temperature. The out-of-phase TMF life was usually 50 to 80 % higher than in in-phase tests. Opposite effects might occur at very small strain amplitudes, when distinct secondary hardening occurs at higher temperatures > 250 °C. In autoclave experiments with sharply notched specimens, the effect of load ratio (mean stress) on corrosion fatigue initiation and short crack growth was investigated in BWR/hydrogen water chemistry (HWC) environment. The preliminary test results indicate that load ratio (mean stress) may have a tremendous effect on physical fatigue initiation life in high-temperature water in the fatigue endurance limit range. The environmen-

tal reduction of fatigue life may be stronger than predicted by the typical mean stress corrections in air. The effect of load ratio on the subsequent short crack growth is moderate and similar to that in air and for deep cracks.

Sub-project-II – SCC in Dissimilar Metal Welds (DMWs): Nine non-destructive (NDT) test bodies with mechanical air fatigue, BWR/NWC SCC and primary PWR SCC cracks or an EDM notch were produced. The cracks were characterized by ALSTOM by a non-standard UT transmission technique, which seems to be able to readily characterize the crack depth, in contrast to the standard UT techniques applied in the field. With the PSI test bodies as in-kind contribution, a Swiss consortium of ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI was accepted as a full member in the international PARENT program, which is dealing with NDT of DMWs. The tests concerning the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent RPV steel revealed that under highly oxidizing BWR/NWC conditions, 3 ppb of chloride are sufficient to induce fast SCC into the adjacent low-alloy RPV steel at K_I -levels ≥ 50 MPa·m^{1/2} with crack growth rates in the range of several cm per year! Similarly, 5 to 10 ppb of chloride can result in fast SCC into the adjacent RPV steel down to low K_I -levels of 30 MPa·m^{1/2}.

Sub-project-III – SCC Initiation in Stainless and Low-Alloy Steels: A strong effect of chloride down to concentrations of at least 3 ppb was observed on strain-induced corrosion

cracking (SICC) initiation in low-alloy steels in chloride containing BWR/NWC environment, which occurred at much smaller strains than in high-purity water. The subsequent SICC crack growth rates, on the other hand, were hardly affected by the chloride level and were in the same range as in high-purity water. A scratch electrode facility was constructed and successfully commissioned to study the effect of chloride on repassivation in high-temperature water. Within the PhD thesis, IG SCC on an indi-

vidual sensitized grain boundary was detected by the electrochemical micro-capillary technique the first time world-wide. The observed current and potential transients, which are related to individual passive film rupture, anodic dissolution and repassivation events, confirm the intermittent crack growth process by the slip dissolution mechanism and a qualitative interpretation of the macroscopic electrochemical noise of IG SCC can be given based on these experiments.

1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (26 to 42 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing [1].

Among the different ageing mechanisms of primary pressure boundary components (PPBC), environmentally-assisted cracking (EAC) caused most practical problems in light water reactors (LWR) world wide in the last two decades. A plenty of EAC cracking incidents 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 PPBC. Several of these incidents with leakage of primary water inside the containment seriously challenged the integrity of PPBC. [2, 3]

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 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 mitigation, repair and maintenance actions.

2. Structure and Goals of the KORA-II Project

The KORA-II Project (2009–2011) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of EAC in safety-relevant PPBC [3]. It consists of three sub-projects (Table 1) and deals with envi-

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

Sub-project	Topic	Share
SP-I	Environmental effects on fatigue initiation & short crack growth in stainless steels & Ni-alloys under PWR & BWR/HWC conditions	40 %
SP-II	SCC in dissimilar metal welds SP-IIa: NDT reference bodies with SCC cracks SP-IIb: SCC in the Alloy 182-RPV interface region	40 %
SP-III	SCC initiation in austenitic stainless steels & low-alloy steels	20 %

ronmental effects on fatigue initiation in austenitic stainless steels and Ni-base alloys, stress corrosion cracking (SCC) in dissimilar metal welds and basic studies on SCC initiation in stainless and low-alloy steels in LWR environments [3]. The technical background and the objectives of the individual sub-projects were discussed in detail in the KORA-II project proposal [3].

3. Performed Work and Results

3.1. Sub-Project I – Environmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. This sub-project aims to contribute to the experimental basis for such Code modifications.

3.1.1. TMF and Isothermal LCF Initiation Behaviour in High Temperature Water

Around 30 in-phase (IP) and out-of-phase (OP) thermo-mechanical fatigue (TMF) and isothermal low-cycle fatigue (LCF) experiments in high-temperature water with hollow cylindrical specimens were performed during the last year. The test results were compared with corresponding experiments in air in the framework of the PhD thesis of M. Ramesh, which was terminated last year [4]. Figure 1a exemplarily compares the environmental reduction of fatigue lives in IP and OP TMF experiments between 100 and 340 °C with a triangular temperature profile and a cycle period of 120 s with corresponding isothermal LCF tests at

the minimum and maximum temperatures and at the same strain amplitude (0.5 %) and rate (1.67E-2 %/s) in deoxygenated high-purity high-temperature water.

A significant environmental reduction of fatigue life was already observed at 100 °C and thus well below the temperature threshold of 150 °C in the NUREG/CR-6909 approach of the US NRC Regulatory Guide 1.207. Above this temperature, the environmental reduction of fatigue life was increasing with increasing temperature in contrast to air, where temperature usually only has a moderate effect between 100 and 340 °C.

The TMF life was between that of the isothermal LCF tests at minimum and maximum temperature. The OP TMF life was usually 50 to 80 % higher than in IP TMF tests. This is not unexpected based on the temperature effects, because the applied strains above the threshold strain for environmental effects (≈ 0.125 %) occur at the high temperatures in IP TMF tests, whereas they occur at low temperatures for OP TMF experiments.

Opposite temperature effects and a different TMF behaviour might occur at very small and thus more plant-relevant strain amplitudes in air and high-temperature water environment (Figure 1b), when distinct secondary hardening occurs at higher temperatures $> \approx 250$ °C due to dynamic strain ageing (DSA). More pronounced heat to heat variations are also expected under these conditions.

3.1.2. Effect of Load Ratio on Corrosion Fatigue Initiation and Short Crack Growth

Within the KORA-I & -II project, critical conjoint threshold conditions for strong environmental effects on fatigue in stainless steels were identified,

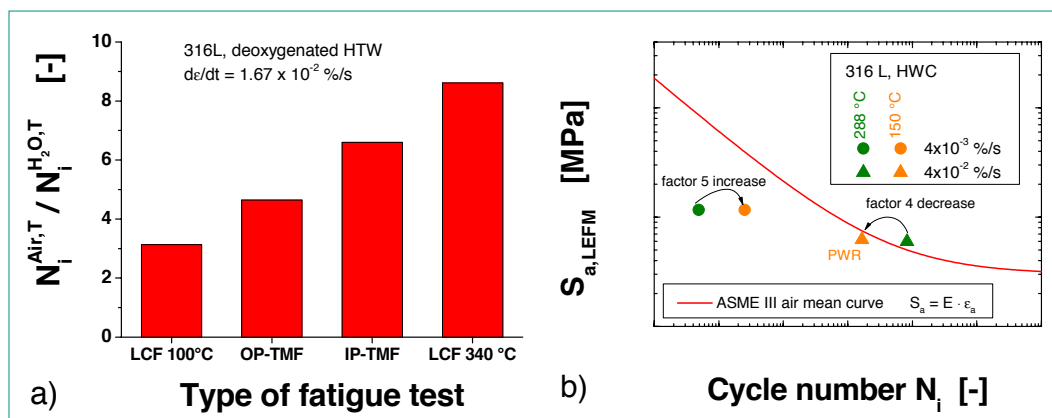


Figure 1: Comparison of environmental reduction of fatigue lives of isothermal LCF and IP and OP TMF tests in deoxygenated high-purity water (a). Opposite temperature trends on fatigue lives in high-temperature water at large and small strain amplitudes in sharply notched specimens (b).

which, e.g., can be used as engineering criteria to identify critical component locations and/or operating conditions [5, 6]. These lab corrosion fatigue investigations were performed by continuous cyclic loading experiments at zero mean stress. In reality, periods with cyclic loading of PPBC (e.g., plant transients) are often interrupted by very long periods of moderate static stress (stationary power operation) and it was suggested that these periods might reduce the resulting environmental effects. Furthermore, in pressure boundary components a positive mean stress (e.g., from internal pressure and/or residual stress) is superimposed to the fluctuating secondary thermal stresses in many cases. The special emphasis during this year was therefore placed to the effect of load ratio (mean stress) and very long static load hold periods. The latter is summarized in [7] and briefly discussed in the 2010 annual report.

Figure 2 shows the effect of notch-root stress amplitude $S_{a,LEFM}$ and load ratio on CF initiation in simulated HWC environment at 288 °C at a strain rate of 4×10^{-2} %/s. It seems that environmental effects disappear at very small strain/stress amplitudes and might be maximal in the intermediate range. It is expected that at very high strain/stress amplitudes, the environmental effects saturate or even slightly decrease again, but this was not yet investigated here, since this would require large specimens to assure small scale yielding conditions.

The stress thresholds seem to decrease with increasing load ratio. The rather limited amount of data suggest that environmental effects on the fatigue initiation from notched surfaces disappear below a strain and stress amplitude threshold of 0.3 % and 400 MPa, respectively, which is slight-

ly higher than in strain-controlled LCF experiments with smooth specimens. A tremendous effect of load ratio is observed, if the notch stress amplitude at the low load ratio is below the stress threshold for environmental effects as shown in Figure 2b. Here, CF life is reduced by a factor of 50 to 100, when increasing the external load ratio from 0.05 to 0.5. The corresponding test in air at a load ratio of 0.5 is not yet performed. Based on typical mean stress corrections and finite element cyclic plasticity modeling of the notch, a reduction of less than a factor of 2 is expected in air. Note that in spite of a positive load ratio of 0.5, the notch mean stress is only slightly positive and the notch stress ratio is well below 0. The effect of load ratio (and mean stress) on CF initiation in the endurance limit region seems to be more pronounced than predicted by typical mean stress corrections (e.g., Goodman).

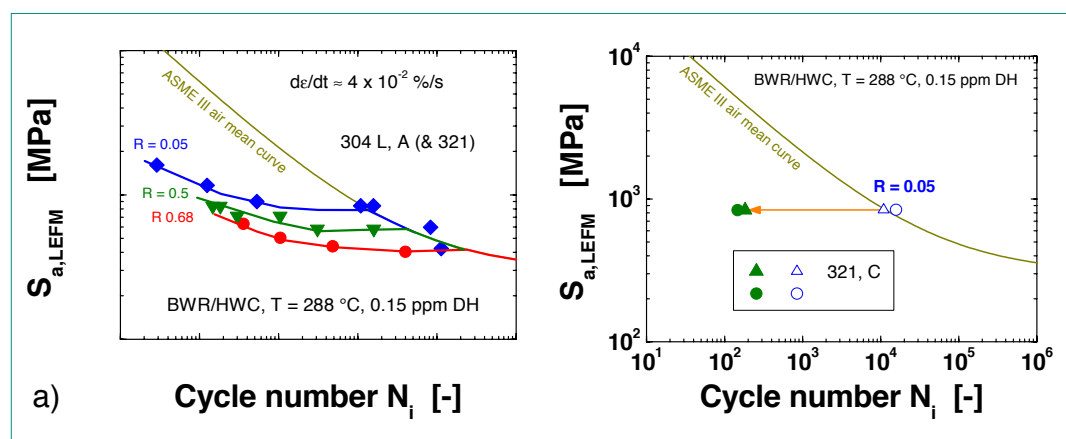
Based on these preliminary test results it is thus strongly recommended to further investigate mean stress effects in the fatigue endurance limit region. The load ratio only had a moderate effect on the subsequent short crack growth, which was similar to that in air or for deep cracks in the Paris region. More pronounced load ratio effects may appear close the ΔK -thresholds for fatigue crack growth.

3.2. Sub-project II – SCC in Dissimilar Metal Welds

3.2.1. Fabrication of NDT Test Bodies with Realistic SCC Cracks

In recent years several SCC cracking incidents occurred in dissimilar metal welds (DMWs) in BWRs

Figure 2:
Effect of notch stress amplitude and load ratio on CF initiation life (a) and effect of load ratio R on CF initiation at a notch stress amplitude of 840 MPa (b).



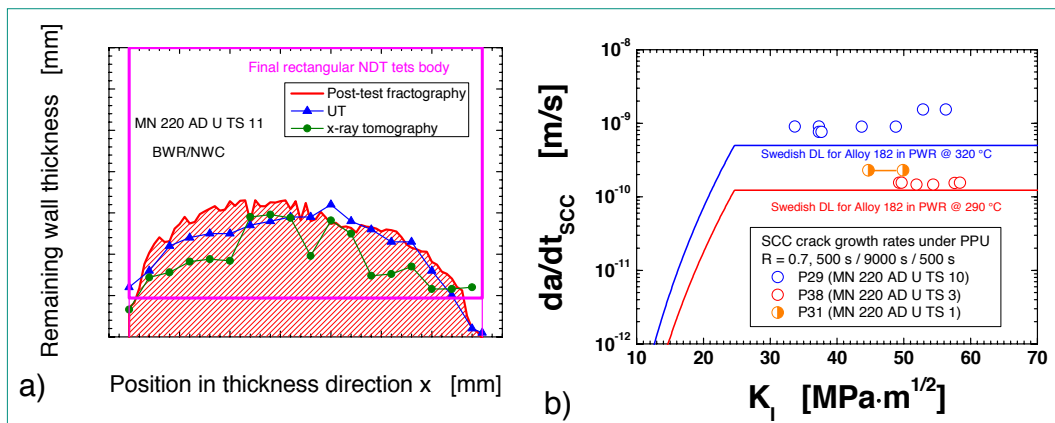


Figure 3:
 a) Comparison applied NDT techniques with post-test fractography for a deep BWR/NWC SCC crack.
 b) Comparison of SCC crack growth rates derived by DCPD with disposition curves.

and PWRs, which seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases. The detection and, in particular, sizing of such SCC defects in DMWs by current non-destructive testing (NDT) methods are both subjected to relevant uncertainties and errors. The goal of this sub-project is to generate NDT test bodies with different realistic SCC crack configurations, which can be used to systematically evaluate the limitations of different emerging ultrasonic and eddy current testing methods (UT & ECT). With the PSI test bodies as in-kind contribution, a Swiss consortium of ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI was accepted as a member in the international PARENT program, which is dealing with the assessment and quantification of established and new emerging NDE techniques to detect and assess flaws in DMWs. This multinational program is lead by the US NRC and includes regulators, industrial groups and research institutions and started in 2011. The PSI samples are the sole test bodies with real SCC cracks in the whole PARENT program.

In total nine test bodies with SCC and fatigue cracks or a semi-elliptical EDM notch were fabricated. The generation of NDT test bodies with SCC cracks was extremely time consuming and expensive, in particular in PWR environment, and involved test durations of up to six months! All the SCC cracks in the test bodies were characterized by a special high resolution mechanized UT immersion technique (transmission mode with strongly focused 10 MHz longitudinal waves) at ALSTOM in Switzerland. Selected samples were characterized by state-of-the-art UT techniques at SVTI, which are used for the periodic in-service inspection in the field, as well as by x-ray tomography at EMPA.

One of these specimens was broken open by air fatigue for the verification of the non-standard UT technique applied by ALSTOM. A highly loaded specimen with large crack opening was used for this qualification. A fairly good correlation between the non-standard UT and DCPD results with only minimal underestimation of the real crack depths was observed (Figure 3a). A clear identification of the crack-tip signal by standard UT techniques was very difficult in spite of perfect lab and surface conditions. X-ray tomography, on the other hand slightly underestimated the maximum crack depths and was only able to detect areas with clear crack flank separation. The preliminary results with the other specimens with smaller crack openings indicated that the situation might be even worse and that reliable sizing with state-of-the-art techniques will be rather challenging and related to significant uncertainties.

A good indirect method of verification is the comparison of the best estimate SCC crack growth rates derived by DCPD without post-test fractography with typical rates and disposition curves for these conditions. As shown in Figure 3b for the case of PWR conditions, a fairly good correlation was usually observed.

3.2.2. SCC Crack Growth Behaviour in the Alloy 182-RPV Transition Region

The recent SCC incidents in control rod drive mechanisms and core shroud support welds in Japanese BWRs represent a serious safety concern. In these highly constrained welds with very high residual stresses, the stress intensity factors of SCC cracks with crack-tips in the interface region between the weld metal and adjacent low-alloy RPV steel can reach high values of up to 50 to 90 $MPa \cdot m^{1/2}$. Un-

der these conditions, the possibility of fast SCC into the RPV in BWR/NWC environment cannot be excluded, in particular in high-sulphur RPV steels. The goal of this sub-project is thus to characterize the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent RPV steel in BWR environment in the high K_I region and to quantify the thresholds for K_I and chloride content for fast SCC crack growth into the RPV steel. This project is performed in collaboration with the Tohoku University and JNES.

The current status is summarized in Figure 4 [8] and contains also similar results of TEPCO for comparison reasons [9]. The test matrix is slightly delayed, since a higher priority was given to the extremely time-consuming fabrication of the NDT test bodies by ENSI due to the time-constraints of the international PARENT program. Under highly oxidizing BWR/NWC conditions, 3 ppb of chloride are sufficient to induce fast SCC into the adjacent low-alloy RPV steel at K_I -levels $\geq 50 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ with crack growth rates in the range of several cm per year! Similarly, 5 to 10 ppb of chloride can result in fast SCC into the adjacent RPV steel down to low K_I -levels of $30 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. In high-purity water, SCC crack growth into the RPV HAZ was observed at K_I -levels ≥ 65 to $70 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ with crack growth rates in the range of 3 mm per year, but these results have to be verified by additional tests with larger specimens.

Based on our previous investigations with homogeneous low-alloy steel specimens, a significantly higher chloride tolerance might be expected for

low ECPs. The mitigation effect of HWC will therefore be investigated for the high K_I -range $\geq 60 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. A preliminary experiment under primary PWR conditions indicates that a SCC crack might grow into the heat-affected zone of the RPV steel in this high K_I -range in chloride-free environment, although with a smaller rate in the range of 1 mm/year.

3.3. Sub-Project III – Basic Studies on SCC Initiation

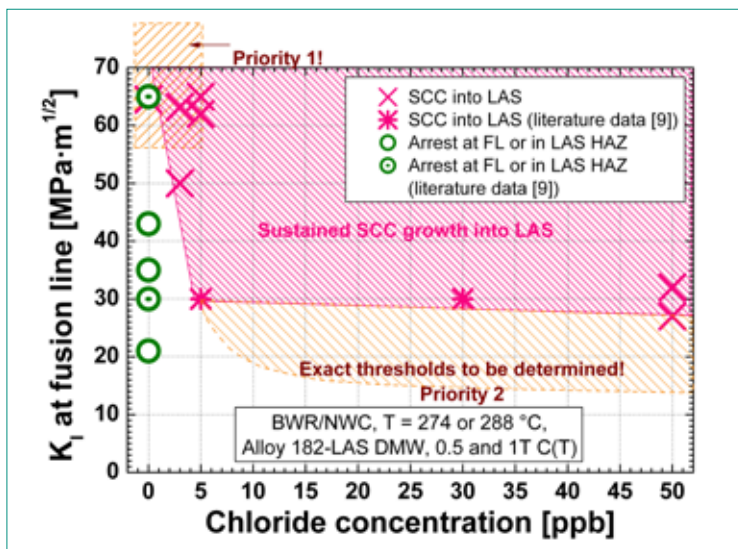
3.3.1. Effect of Chloride on SICC Initiation and Crack Growth

The main focus of the experimental work this year was placed on the further evaluation of the effect of chloride on the strain-induced corrosion cracking (SICC) initiation and subsequent crack growth in low-alloy steels at chloride concentrations below 5 ppb. Furthermore, a scratch electrode facility was constructed and commissioned to study the effect of chloride on the repassivation behaviour (Figure 5a). Both activities are part of a collaboration with the Tohoku University, where the mechanism of the tremendous effect of chloride on SCC in low-alloy steels shall be clarified.

In chloride containing BWR NWC environment (3 to 100 ppb), SICC initiation occurred briefly after the onset of plastic yielding and at much smaller strains than in high-purity water. The initiation strains were similar for 3 to 10 ppb of chloride and only slightly higher than for 100 ppb chloride. In HWC environment with 200 ppb chloride, on the other hand, no SICC was detected by electrochemical noise (EN) up to very high strains close to the elongation at fracture. These preliminary results clearly show the tremendous effect of very small amounts of chloride on the SICC initiation process in low-alloy steels in highly oxidizing BWR NWC environment and the much higher chloride tolerance in HWC environment at low ECPs. On the other hand, the chloride had very little effect on the subsequent SICC crack growth rates. [10]

First pre-tests with the scratch electrode facility were performed in high-purity high-temperature water with electrochemical current measurements with our ECN facilities, which demonstrated the ability to follow the full repassivation process (Figure 5b).

Figure 4:
Critical conditions for fast SCC into the adjacent RPV steel in BWR/NWC environment in DMWs.



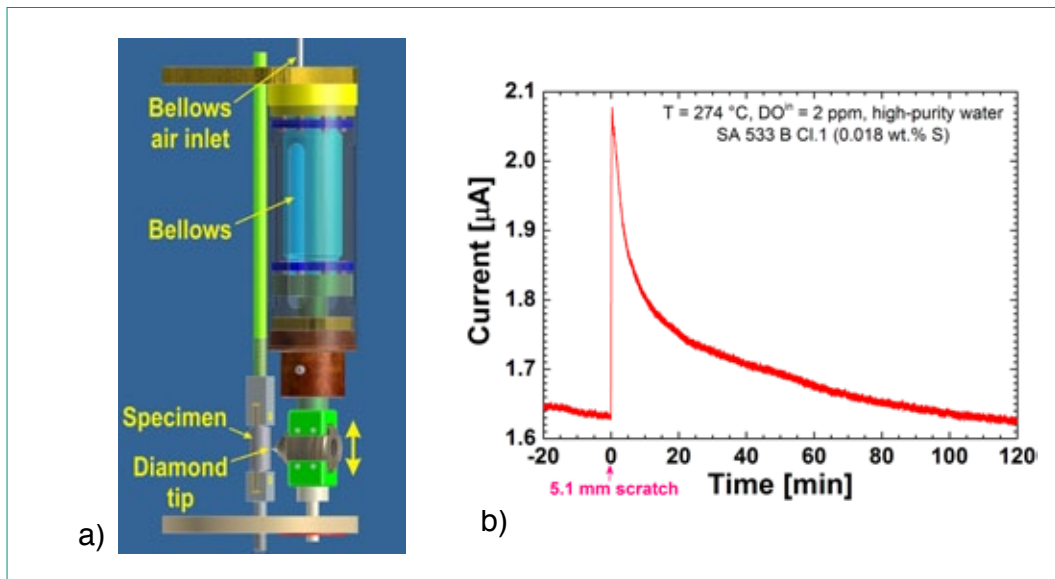


Figure 5: Scratch electrode facility for repassivation investigations in high-temperature water (a) and example of a current transient after oxide film rupture in high-purity water from pre-tests (b).

3.3.2. Evaluation of EN during SCC Initiation by a Novel Micro-Electrochemical Approach

The main goal of this PhD thesis work is to achieve a basic understanding of the EN of intergranular (IG) SCC initiation in stainless steels on a micro-structural level and to identify noise pattern on a macroscopic level that can be correlated with the onset of SCC. An unique, combined micro- and macro-electrochemical experimental approach was selected to identify and isolate the relevant microscopic sources that contribute to the macroscopic EN signal during the SCC process. On one side, the macroscopic noise signals during SCC initiation and general corrosion on a macroscopic heterogeneous surface are investigated at PSI. On the other side single noise sources, which generate macroscopic EN are identified and electro-

chemically characterized by the use of micro-electrochemical techniques at EMPA.

After a big experimental effort, an environment system was finally found, which is sufficiently aggressive to initiate IG SCC in micro-capillary tests and mild enough to avoid pitting, intergranular and crevice corrosion in the macroscopic experiments. As a highlight, IG SCC on an individual sensitized grain boundary was the first time detected by electrochemical micro-capillary tests worldwide (Figure 6a) [11]. The observed current and potential transients, which are related to individual passive film rupture, anodic dissolution and repassivation events, confirm the intermittent crack growth process by the slip dissolution mechanism (Figure 6b). Based on these investigations, the macroscopic EN of IG SCC can be explained in a semi-quantitative manner.

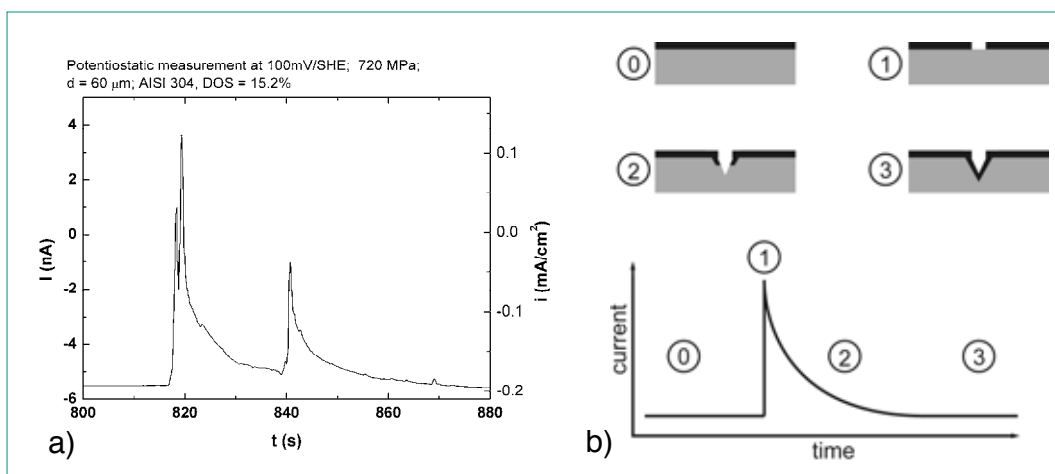


Figure 6: Current transients during IG SCC on an individual grain boundary measured by the micro-capillary technique (a) and schematic explanation of the observed shape by slip dissolution mechanism (b).

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community and in the ETH domain (1 PhD thesis, Corrosion and Materials Integrity Laboratory of EMPA). A Swiss consortium for the PARENT program involving ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI was established in 2010. Close thematic links exist to the ENSI project NORA (SCC mitigation by NobleChem™) and to the *swissnuclear* project PLIM and a related CCMX MERU project, which both are dealing with thermal fatigue in air. ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings.

5. International Collaborations

As active members of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON) as well as 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. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups. Our activities shall also be implemented as in-kind contributions to the new International Forum on Reactor Ageing Management (IFRAM).

As an associate member in the Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) we were involved in the preparation on a white paper and two project proposals on SCC initiation, which shall be submitted to the NULIFE End User Group («MICRIN») and to the last call in 7th EU-framework program («CORINI-mod»).

In the field of SCC of DMWs and chloride effects on SCC in low-alloy steel, there is a collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Japan, which was extended in 2010 by the participation of PSI in a large Japanese research program on that topic under the auspice of the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES).

Furthermore, the Swiss consortium was accepted in 2010 as a full member of the new international PARENT program (2011-13), which is dealing with NDT of SCC in DMWs.

In the field of SCC detection by EN, the collaboration with the Chair for Surface Science and Corrosion of the Department of Materials Science of the Friedrich-Alexander University of Erlangen-Nuremberg and the Ingenieurbüro Peter Schrems from Germany is continuing.

Within a small collaboration with the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, we are supporting as reviewers and consultants the revision of the BWRVIP-60 SCC disposition lines and the development of a BWR Codes Case for LAS, which is related to Section XI of the ASME BPV Code. The underlying basic document for revision of BWRVIP-60 was prepared with substantial support from PSI and is largely based on PSI's work in this field. The revised draft report is currently still under the final review process. PSI is also following and contributing to the new Environmental Assisted Fatigue (EAF) Expert Panel of EPRI. Within this activity, PSI results were an important element of the «Environmentally Assisted Fatigue Gap Analysis: A Roadmap for Future Research Activities» report.

6. Assessment of 2011 and Perspectives for 2012

6.1 ASSESSMENT OF 2011

The overwhelming part of the project goals and milestones for the third project year has been achieved and the project can be terminated as planned by the end of this year. The fabrication of the NDT test bodies took much more time than originally expected at the cost of sub-project IIb on SCC of DMWs. Since the corresponding JNES project is significantly delayed anyway, this has only moderate impact on that activity. The PhD thesis of M. Breimesser is in its final phase and can be successfully terminated by the end of January 2012. The PhD examination is scheduled for March 2012. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI.

6.2. Perspectives for 2012

Major milestones for the next year are the successful termination of the project and of the PhD thesis of M. Breimesser by the end of 2011 and January 2012, respectively, the final KORA-II report by the end of March 2012, the production of several journal papers from the individual sub-projects, as well as the preparation for a new PhD thesis on SCC initiation in austenitic alloys by January 2012. A new research project SAFE [12], which shall start in January 2012, is in discussion with ENSI and will involve as new key elements the emerging critical issue of potential environmental effects on rapid fracture and a PhD thesis on SCC initiation in austenitic alloys. The ongoing international activities on SCC and NDT of DMWs (JNES/FRI, PAR-ENT) as well as on practically important and unexplored aspects of environmental effects on fatigue (EPRI EAF, NULIFE) will be other central topics in this project.

7. Publications

Publications in Scientific Journals and Books

- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber*, «Corrosion fatigue crack growth behaviour of austenitic stainless steels under light water reactor conditions», *Corrosion Science* 55 (2012) 61–75.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H. Leber*, «Corrosion fatigue initiation and short crack growth behaviour of austenitic stainless steels under light water reactor conditions», *Corrosion Science* 59 (2012) 20–34.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen, T. Suter*, «Application of the electrochemical micro-capillary technique to study intergranular stress corrosion cracking of austenitic stainless steel on the micrometre scale», *Corrosion Science* 55 (2012) 126–132.
- *M. Ramesh, H.J. Leber, K.G.F. Janssens, M. Diener, R. Spolenak*, «Thermomechanical and isothermal fatigue behaviour of 347 and 316L austenitic stainless tube and pipe steels», *International Journal of Fatigue* 33 (2011) 683–691.
- *M. Ramesh, H.J. Leber, M. Diener, R. Spolenak*, «Conducting thermo-mechanical fatigue test in air at light water reactor relevant temperature intervals», *Journal of Nuclear Materials*, 415

(2011) 23–30.

- *H.P. Seifert, J. Hickling, and D. Lister*, «Corrosion and environmentally assisted cracking of carbon and low-alloy steels», in: *Comprehensive Nuclear Materials*, Section 81, pp. 81–1 to 81–37, Editors: R. Konings, T. Allen, Elsevier, Oxford, UK, 2012.

Conference Proceedings

- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Environmentally-assisted crack initiation behaviour of low-alloy steel in simulated BWR environment – effect of chloride», 18th International Corrosion Congress 2011 Paper 429, Perth, Australia, November 20–24, 2011.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Suitability of the electrochemical noise technique for the detection of SCC in stainless steel», 18th International Corrosion Congress 2011 Paper 428, Perth, Australia, November 20–24, 2011.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, S. Virtanen*, «A new approach towards the characterization of IG SCC of austenitic stainless steel by the electrochemical micro-capillary technique», 220th ECS Meeting, Boston, MA, USA, October 9–14, 2011.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, H. Leber*, «Environmental assisted fatigue in austenitic stainless steels under light water reactor conditions», 37th MPA Seminar, October 6 and 7, 2011, Stuttgart, Germany.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Detektion von SpRK-Rissbildung in rostfreiem Stahl mittels elektrochemischen Rauschmessungen», 6. WS – Elektrochemisches Rauschen, Magdeburg, Germany, September 14 to 15, 2011.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, H. Leber*, «Effect of static load hold periods on the corrosion fatigue behaviour of austenitic stainless steels in simulated BWR environments», 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, CD-ROM, NACE/TMS/ANS, Colorado Springs, Colorado, USA, August 7–11, 2011.
- *M. Breimesser*, «IG SCC of austenitic steel: Characteristic current signals measured by the electrochemical micro-capillary technique», 7th ECG-COMON Meeting, Helsinki, Finland, June 20–21, 2011.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Application of the EN technique: Effect of chloride on SCC initiation in

LAS under BWR conditions», 7th ECG-COMON Meeting, Helsinki, Finland, June 20–21, 2011.

■ *H.P. Seifert, H. Leber, S. Ritter*, «Effect of static load hold periods on corrosion fatigue of austenitic SS», ICG-EAC-Meeting 2011, Dresden, Germany, May 8 to 13, 2011.

■ *K. Germerdonk, H.P. Seifert, D. Nussbaum, H. Ernst*, «New specimens for NDE-analysis of laboratory produced IDSCC cracks», PARENT-Meeting, May 2011.

8. References

[1] Strategiepapier «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-6536, April 2008.

[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 26, 2006.

[3] *H.P. Seifert, H. Leber, S. Ritter*, «Projektantrag KORA-II zu Handen der ENSI», PSI AN-46-09-02, January 19, 2009.

[4] *M. Ramesh*, «Thermomechanical Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Tube and Pipe Steels under Light Water Reactor Relevant Temperature Conditions and Associated Microstructural Evolution», DISS. ETH Nr. 19137, ETH Zürich, Switzerland, June 2010.

[5] *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber*, «Corrosion fatigue crack growth behaviour of austenitic stainless steels under light water reactor conditions», *Corrosion Science* 55 (2012) 61–75.

[6] *H.P. Seifert, S. Ritter, and H. Leber*, «Corrosion fatigue initiation and short crack growth behaviour of austenitic stainless steels under light water reactor conditions», *Corrosion Science* 59 (2012) 20–34.

[7] *H.P. Seifert, S. Ritter, H. Leber*, «Effect of static load hold periods on the corrosion fatigue behaviour of austenitic stainless steels in sim-

ulated BWR environments», 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, CD-ROM, NACE/TMS/ANS, Colorado Springs, Colorado, USA, August 7–11, 2011.

[8] *H.P. Seifert, S. Ritter and H.J. Leber*, «Environmentally-Assisted Cracking Behaviour in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Simulated Boiling Water Reactor Normal Water Chemistry Environment», in: 36th MPA-Seminar, Paper No. 31, Stuttgart, Germany, October 7–8, 2010.

[9] *K. Kumagai et al.*, «Effects of K and anion impurity concentration on crack growth kinetics near alloy 182/A533B weld overlay boundaries in BWRs», in 14th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Virginia Beach, Virginia, USA, August 23–27, 2009.

[10] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Environmentally-assisted crack initiation behaviour of low-alloy steel in simulated BWR environment – effect of chloride», 18th International Corrosion Congress 2011 Paper 429, Perth, Australien, November 20–24 2011.

[11] *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen, T. Suter*, «Application of the electrochemical micro-capillary technique to study intergranular stress corrosion cracking of austenitic stainless steel on the micrometre scale», *Corrosion Science* 55 (2012) 126–132.

[12] *H.P. Seifert, H.J. Leber and S. Ritter*, «Projektantrag SAFE zu Handen des ENSI, PSI-AN-46-11-09, November 2011.

NORA

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, A. Ramar, P.V. Grundler, I. Günther-Leopold, N. Kivel, S. Abolhassani-Dadras
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/
Duration of Project	January 1, 2010 to June 30, 2013

ABSTRACT

On-line NobleChem™ (OLNC) is a technology developed by General Electric-Hitachi (GE-H) to mitigate stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs) without the negative side-effects of the classical hydrogen water chemistry. For a more efficient reduction of the electrochemical corrosion potential (ECP) noble metals (e.g., Pt) are injected into the feed water during power operation. They are claimed to deposit as very fine metallic particles on all water-wetted surfaces and to stay electrocatalytic over long periods. For the validation of this mitigation technique the research project NORA has been started at PSI with two main objectives: (i) to gain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs and (ii) to develop and qualify a non-destructive technique to characterise the size and distribution of the Pt particles and their local concentration on reactor components. A sophisticated high-temperature water loop has been constructed, in which specimens can be exposed to simulated BWR water. During the tests Pt solution is injected into the loop and Pt is deposited

on the specimens. The ECP of the specimens and other parameters such as dissolved O₂ and H₂ concentration are measured in-situ. To study the Pt deposition behaviour and to assess the effectiveness of the OLNC technology under real plant conditions, specimens are also exposed at two locations in nuclear power plant Leibstadt (KKL). Scanning and transmission electron microscopy techniques are used to characterise the Pt distribution on the oxide layer of the specimens. Additionally the specimens are analysed by Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS) to evaluate the Pt concentration on the specimens/oxide layers.

During the second project year the high-temperature water loop has been optimised and a first set of experiments has been performed. The analytical techniques have been qualified for analysing the Pt distribution behaviour using the specimens from these tests. So far the tests revealed a more effective Pt deposition behaviour, resulting in a lower electrochemical corrosion potential (ECP) and therefore better protection against SCC, using a higher Pt injection rate. A longer pre-oxidation phase of the specimens seems to further increase the Pt concentration on the specimen surface.

1. Introduction

BWRs are operated with neutral high-purity water. Because of the radiolysis of the reactor coolant in the core and the limited volatility of H_2O_2 , the water contains a stoichiometric excess of O_2 and H_2O_2 over H_2 . Therefore, under normal water chemistry (NWC) conditions, the reactor water is highly oxidising; this is reflected by the high ECPs of the structural materials from +100 to +250 mV_{SHE}. This oxidising environment has caused numerous corrosion problems in BWR plants. Intergranular SCC in corrosion-resistant stainless steel and nickel-base alloy components of the primary circuit led to tremendous capacity losses in BWR plants worldwide during the last three decades and in some cases even challenged the integrity of the primary coolant circuit [1, 2]. From early laboratory studies it was clear that the SCC susceptibility and growth rates can be relevantly reduced by lowering the ECP of these steels, e.g., by the injection of H_2 into the feed water (hydrogen water chemistry, HWC), which recombines with O_2 and H_2O_2 to H_2O [3-5]. This method was first introduced in the early eighties [6, 7].

To overcome several disadvantages of the classical HWC (e.g., high feed water H_2 contents and increase of the main steam line dose rates), the OLNC technology has been developed by GE-H [8]. In this method, very dilute noble metal compounds (as $Na_2Pt(OH)_6$), are injected into the feed water where they quickly decompose. Very fine noble metal particles are formed and are able to deposit on the water-wetted surfaces of the different structural materials [9]. The noble metals electrocatalyse very efficiently the recombination of H_2 with O_2 and H_2O_2 by providing surface sites, on which the H_2 and O_2 can dissociatively adsorb and readily undergo electron exchange reactions [11]. Because the consumption of O_2 (and H_2O_2) by the Pt particles on the steel surface is much faster than the diffusion of O_2 through the stagnant boundary layer [4, 5, 9, 11] the surface oxidant concentration is reduced to virtually zero if a

near-stoichiometric concentration of H_2 is available (H_2/O_2 molar ratio of 2) [12]. With OLNC all BWR locations with stoichiometric excess of H_2 and a sufficient Pt coverage of the surface are able to lower the ECPs to < -450 mV_{SHE} with a low feed water H_2 content with minimal negative impact on BWR plant operation.

OLNC was first applied in 2005 in nuclear power plant Mühleberg (KKM). Meanwhile nuclear power plant Leibstadt (KKL) and six further BWR plants [12] employ OLNC. It is expected that the number of nuclear power plants applying OLNC will significantly increase because of the advantages of this technology.

To achieve new phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs the NORA research project (see [13]) has been started at PSI.

2. Structure and goals of the NORA project

For the validation of the OLNC technology the current project should deliver important input. Therefore, the two main objectives of this project are to gain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs, as well as the development and qualification of a non-destructive technique to characterise the size and distribution of the Pt particles and its local concentration on reactor components. Furthermore, available plant data from OLNC applications in KKM and KKL will be collected, evaluated and also used as input to the current research work. The technical background and the objectives of the project are described in more detail in the NORA project proposal [14].

The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM. The project consists of two sub-projects (Table 1): experimental (sub-project 1) and analytical work (sub-project 2), which are covered by two very closely interacting Post-Docs. The Post-Docs are sup-

Table 1:
Subjects and share
of the two sub-projects
of NORA.

Sub-project	Subject	Share
SP 1	Experimental evaluation of the Pt deposition behaviour under simulated BWR conditions and in a BWR	Approx. 50 %
SP 2	Development of a non-destructive characterisation method for Pt deposits on reactor components and chemical/microscopic analytics	Approx. 50 %

ported by scientific specialists and technical staff from the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and Hot Laboratory Division (AHL) at PSI (Component Safety (BTS), Isotope and Elemental Analysis (IEA) and Nuclear Fuels (NF) groups). NORA is planned as a 3.5 years project. KKL and KKM provide relevant in-kind contributions (e.g., by granting access to information and the possibility to expose flat and cracked specimens in KKL's mitigation monitoring system and reactor water sample line). The focus of the second project year was the optimisation of the experimental set-up, a first series of Pt deposition experiments (eight tests) and an assessment of the analytical techniques which are used to analyse the Pt distribution on the specimens. In the following chapter results of the first two experiments are briefly described and an example of the Pt distribution on a specimen from the latest experiment is shown.

3. Results from the first experiments

There are several aspects which are probably relevant for the Pt distribution and deposition behaviour on the water-wetted steel surfaces in a BWR. Some of these points of interest are: amount, concentration and injection rate of the Pt injected into the feed water; flow velocity of the water on the Pt treated steel surfaces; temperature of the feed and reactor water; redistribution behaviour of the

Pt particles; concentration of iron-particles/crud in the feed and reactor water; surface conditions of the steel (roughness, oxide layer, etc.); penetration depth of Pt into cracks as a function of crack opening, crack path (intergranular vs. transgranular) and flow rate; etc. In the first two experiments the effect of Pt injection rate and pre-oxidation time on the ECP and Pt deposition on stainless steel specimens were investigated. The results of these tests and a SEM micrograph of the latest experiment are briefly presented in the following sub-chapters.

3.1. Material and specimens

For the investigation of the Pt deposition behaviour a type 304L stainless steel (UNS S30403) from an original pipe from a nuclear power plant was chosen [13]. Coupons (13 × 10 × 4 mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.3 \mu\text{m}$) were used for the experiments. The specimens were either pre-oxidised for about 310 h in HWC environment or used in the «as received» state.

3.2. Experimental procedure

The Pt deposition tests were performed in a sophisticated high-temperature water loop with 1 l stainless steel autoclave (Figure 1). During the experiments all environmental parameters at inlet

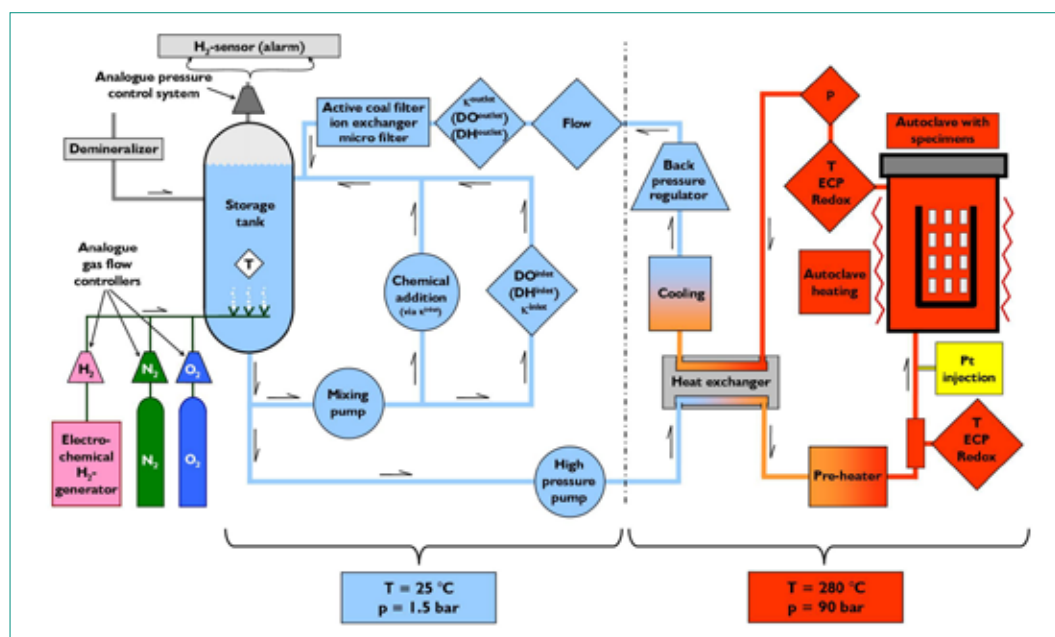


Figure 1: Schematic of the high-temperature water loop facility.

Table 2:
Summary of the major
test parameters during
the two experiments.

Experiment designation	Test 1		Test 2	
Experiment duration [h]	477		305	
Pressure [bar]	90		90	
Temperature _{autoclave} [°C]	280		280	
Mass flow rate _{inlet water} [kg/h]	10		10	
Water chemistry	Inlet	Outlet	Inlet	Outlet
Molar ratio (DH/DO)	4.6	15	4.9	–
DH [ppb]	75	53	75	45
DO [ppb]	258	56	244	0
Conductivity [µS/cm]	0.055	0.070	0.055	0.060
Pt conc. of solution [ppb]	9.7		9.6	
Pt injection period [h]	207		40	
Pt injection rate [µg/h]	0.24		1.20	
Nom. Pt conc. in water [ppt]	24		120	
Total Pt injected [µg]	48.6		47.9	

and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), κ , T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Four coupon specimens (two pre-oxidised and two in «as received» state) were exposed to the high-temperature water in the autoclave, whereas one of them («as received» state) was electrically connected with a wire for ECP measurement. The ECP of this specimen, of the autoclave and the redox potential (Pt sheet) were measured vs. a Cu/Cu₂O ZrO₂-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280 °C and pressure of 90 bar. For HWC conditions, a mixture of H₂ and O₂ was adjusted (stoichiometric excess of H₂). The Pt compound (Na₂Pt(OH)₆) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by an Eldex high-pressure dosing pump after one week of pre-oxidation («t = 0»). Following several pre-tests, two comparable tests were performed injecting the same total amount of Pt at two different Pt injection rates. Compared to plant OLNLC applications, injection rates as well as the total amount of Pt injected were much lower in these tests. Three days after the Pt injection was finished, the experiments were shut-down. The major test parameters can be seen in Table 2.

3.3. Analytical techniques

The microstructural investigations were performed using a Zeiss scanning electron microscope (SEM) equipped with a field emission gun and X-ray energy dispersive spectrometer (EDS) from EDAX

for chemical analyses. A secondary electron detector was used to investigate the oxide layer topography, whereas a back scattered electron detector was used to identify Z (chemical) contrast across the oxide layers.

The Pt concentration on the surface of all specimens was measured by Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS). Front and back side of the specimens were ablated using a UV laser ablation system, coupled to a sectorfield ICP-MS instrument (*Element 2*, Thermo Fisher Scientific, Bremen, Germany). The laser system is a quadrupled Nd:YAG laser delivering a beam of 266 nm wavelength [15]. Analyses of Pt on the specimens were carried out using a point analysis mode. The Pt standards used for the calculation of the Pt concentration on the surface of the specimens are homogenous thin films of Pt with a layer thickness of 0.14 and 1.4 nm on SiO₂ substrate. The layer thickness corresponds to 0.3 and 3 µg/cm².

3.4. Effect of Pt injection rate on the electrochemical corrosion potential

Figures 2a and 2b show the course of the specimen, autoclave and redox potentials during Tests 1 and 2, respectively. The small fluctuations of the potential curves are due to short interruptions of the Pt injection (e.g., change of the Pt injection solution) and due to water sampling. Just before the Pt injection the specimen potentials of both tests were in a comparable range at about -200 and

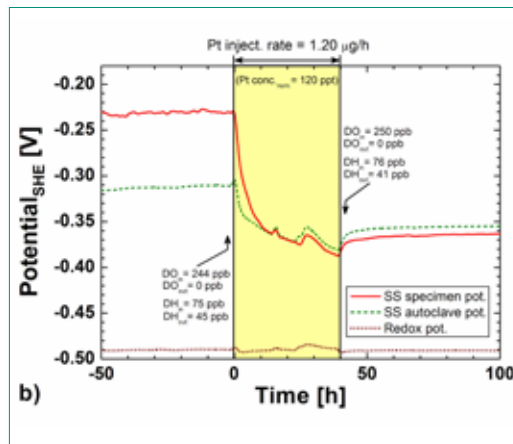
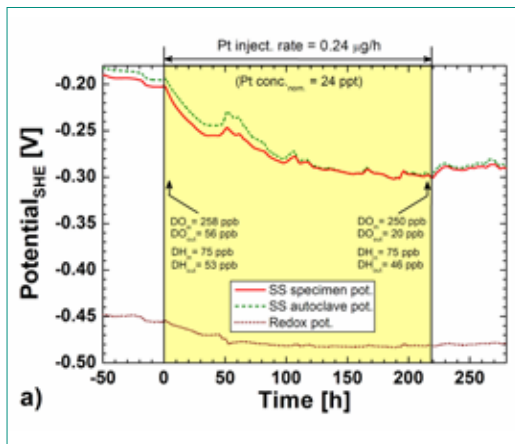


Figure 2: Course of the specimen, autoclave and redox potentials during the two tests with different Pt injection rates; SHE = standard hydrogen electrode scale; a) Test 1, b) Test 2.

-230 mV_{SHE}. The slightly lower ECP in Test 2 can be explained by the lower DO content in the outlet water. During each experiment more Pt deposits on the inner surface of the piping and autoclave walls, which get more catalytic and therefore more O₂ is consumed. This can also be seen by the slightly lower redox potentials at the end of Test 1 and during Test 2. Shortly after the Pt injection was started the ECP decreased continuously in both experiments, although with different rates and to a different extent. With the lower Pt injection rate (0.24 µg/h) the ECP of the specimen decreased during 220 h by 100 mV and with the higher injection rate (1.20 µg/h) the ECP decreased 160 mV in only 40 h, even though the total amount of Pt injected was the same in both cases. After the Pt injection was stopped the ECP slightly increased and stabilised at -290 mV_{SHE} in Test 1 and at -360 mV_{SHE} in Test 2. Considering the decrease of the DO_{SHE} content during Test 1 this difference is even more pronounced. The lower Pt concentration measured on the specimens of Test 1 (see Section 3.6) fits well to these observations. It seems that very low Pt injection rates (correspon-

ding to low Pt concentrations in the high-temperature water) are less effective in depositing Pt on the surface of stainless steel in BWR environment. The reason for this behaviour is not clear so far. Further experiments with higher Pt injection rates and amounts are necessary to confirm these observations and to find the optimal injection rate.

3.5. Microstructure

Comparing the non pre-oxidised («as received») and pre-oxidised specimens, the latter one have a higher density of larger faceted Fe oxide crystals in the case of both tests. All pre-oxidised specimens have very fine particles attached to the larger faceted particles (arrows in Figure 3c), however not all particles are of the same elemental composition. Only in the case of Test 2 some of them are found to be Pt particles (arrows in Figure 3h). The size distribution of the Fe oxide crystals differs between Tests 1 and 2, whereas the earlier one has larger crystals. This can be explained by the longer test duration.

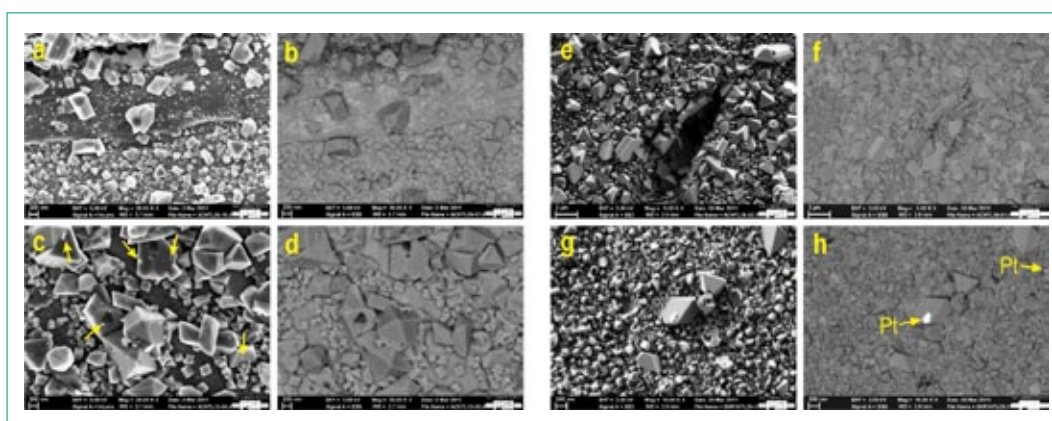


Figure 3: Secondary (a & c) and back scattered (b & d) electron (SEM) images of a non pre-oxidised (a & b) and pre-oxidised (c & d) specimen from Test 1; secondary (e & g) and back scattered (f & h) electron (SEM) images of a non pre-oxidised (e & f) and pre-oxidised (g & h) specimen from Test 2.

3.6. Pt concentration on the specimen surface

Table 3 shows the Pt concentration measured on the specimens from Tests 1 and 2. Although no Pt particles were discovered in the SEM analysis (apart from the pre-oxidised specimens of Test 2), a very low but clearly measurable amount of Pt has been detected on the surface of all specimens using LA-ICP-MS. The Pt concentration was found to be homogenous over the 120 measurement points across the front and back side of each specimen. However, the uncertainty level marked in the table amounts up to 50 %, mainly caused by the calibration curve recorded at higher concentrations.

In spite of the high level of uncertainty, a clear trend in Pt concentration between Tests 1 and 2 and also between the non pre-oxidised and pre-oxidised specimens can be seen. The specimens of Test 1 have less Pt deposited on the surfaces than the ones from Test 2. This could be due to the higher Pt injection rate in Test 2 resulting in a higher Pt concentration in the high-temperature water (Table 2). This result is also confirmed by the more pronounced reduction of the ECP during Pt injection in Test 2 (see Section 3.4). In case of both tests, the non pre-oxidised specimens revealed lower Pt concentrations than the pre-oxidised. This might be explained by the different size distribution of the oxide crystals, such as bimodal structures, leading to a higher surface roughness and therefore more effective Pt deposition behaviour.

3.7. Summary

In a sophisticated high-temperature water loop facility at PSI two experiments were performed investigating the Pt deposition behaviour under simulated BWR conditions at two different (extremely low) Pt injection rates and with differently pre-treated coupon specimens. Taken together all

observations from the ECP measurements, SEM and LA-ICP-MS analyses, these first tests show that a more effective Pt deposition, resulting in a lower ECP and therefore better protection against SCC, could be achieved using a higher Pt injection rate (corresponding to a higher Pt concentration in the high-temperature water). Pre-oxidation of the specimens seems to additionally increase the Pt concentration on the specimen surface. Due to the preliminary character of these results no further conclusions can be drawn at this stage.

A more detailed analysis of the surface/oxide film structure (e.g., using TEM) is necessary to get a more conclusive picture of the Pt distribution on stainless steel. Experiments with higher amounts of Pt (closer to plant OLNC application conditions) and different injection rates are underway to confirm the results and to get better insights into the Pt deposition behaviour and processes behind. An example image from such a test is shown in the following sub-chapter.

3.8. Example image of a specimen with higher Pt particle density

A SEM micrograph of a specimen from the latest experiment, where a higher amount of Pt has been injected into the high-temperature water loop (665 µg) is shown in Figure 4. In contrast to the first two tests (see above) a rather high density of small Pt particles with a size distribution ranging from 12 to 20 nm (15 nm in average) can be observed on the oxide crystals. The analytical investigation of this test (together with other comparable tests) is still ongoing and conclusive results are expected soon.

4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear

Table 3:
Pt concentration on the surface of specimens from Tests 1 and 2, determined by LA-ICP-MS.

Test 1 Pt concentration [ng/cm ²]		Test 2 Pt concentration [ng/cm ²]	
Non pre-oxidised	Pre-oxidised	Non pre-oxidised	Pre-oxidised
10 ± 3	17 ± 6	11 ± 5	19 ± 6

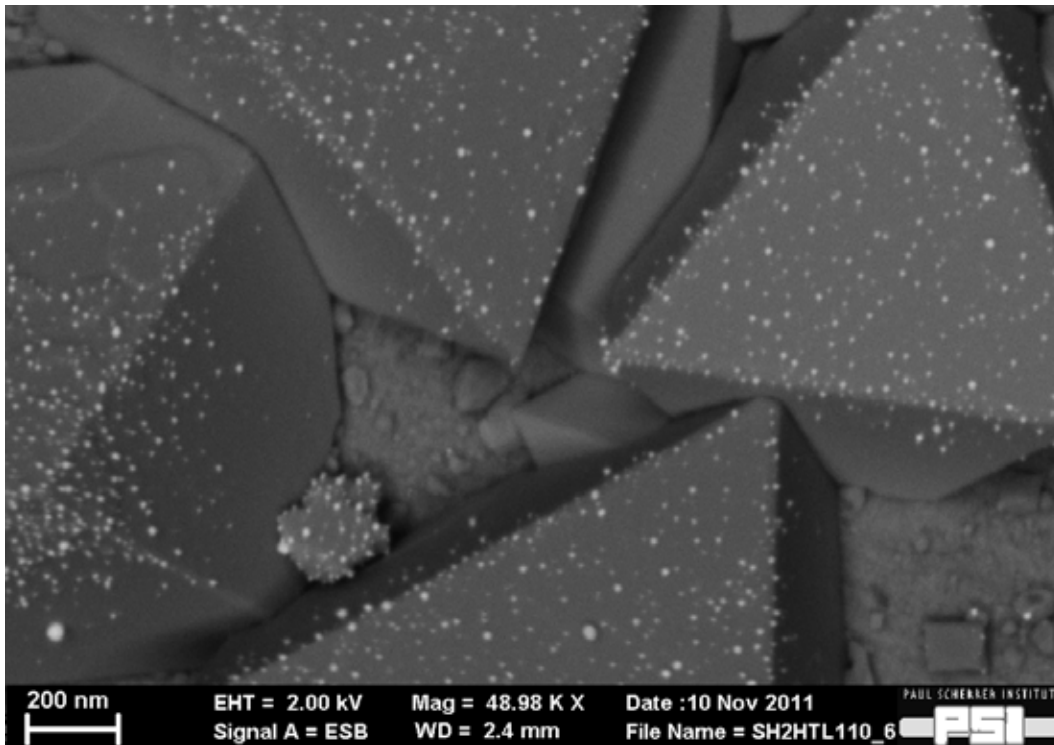


Figure 4: SEM micrograph (back scattered electron image, Z contrast) of a stainless steel specimen from a test where 665 μg Pt was injected with an injection rate of 11.6 $\mu\text{g}/\text{h}$. The Pt particles are represented by the white dots on the oxide crystals.

community. The NORA project consists of a consortium formed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI, the nuclear power plants Mühleberg (KKM) and Leibstadt (KKL) and two laboratories (Lab for Nuclear Materials and Hot Lab Division) at PSI. The ENSI and all Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual ENSI-PSI project presentations. Additionally, semi-annual project steering committee meetings are held where ENSI, KKM, KKL and PSI are represented. Close collaboration exists also to the KORA-II project.

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities (e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC), etc.). Our research activities are presented and discussed within these groups. Within the 6th EU-framework program, the Component Safety group actively participated as an associate member in the Net-

work of Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE). PSI is also in close contact with GE Global Research Centre concerning the research on NobleChem™. Additionally, cooperation with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI) was established in 2011. PSI will provide KKL OLNC plant data for EPRI, which they will use for the modelling of noble metal deposition in BWRs.

6. Assessment of 2011 and perspectives for 2012

6.1. Assessment of 2011

The major part of the project goals and milestones for the second project year has been achieved. The optimisation of the experimental facilities at PSI (high-temperature water loop), a first series of Pt deposition experiments (eight tests) and the qualification of the analytical methods (investigation of the specimens by SEM, TEM and LA-ICP-MS) covered the largest part of the project work in 2011. Several meetings were held (at KKL, PSI and with EPRI), specimens exposed to the reactor water in KKL were transported to PSI, four conferences (ICG-EAC 2011, EUROCORR 2011, GE-Hitachi Chemistry Conference 2011, and VGB Con-

ference Chemistry in Power Plants 2011) were attended and a Post-Doc (replacing V. Karastoyanov) was recruited. Due to some difficulties with the experimental facility and the change in personnel, there is a slight delay in some fields with regard to the very ambitious and optimistic time schedule in the project proposal [14]. This delay is regarded as uncritical, since it is expected that the major goals can be achieved until the end of the NORA project.

6.2. Perspectives for 2012

During the third year the systematic test programme in the high-temperature water loop and the analysis of the specimens will be continued and first specimens from KKL will be investigated at PSI. Therefore, interesting results can be expected for 2012. The final report of the literature survey and the results of the NobleChem™ plant data evaluation will be finalised. Furthermore, the work on the development of the non-destructive technique will be commenced. Beside the small delay, the project can proceed as planned and described in the NORA project proposal [14] and as discussed and agreed with the ENSI in the semi-annual project steering committee meetings.

7. Publications

- S. Ritter, V. Karastoyanov, A. Ramar, I. Günther-Leopold, S. Abolhassani-Dadras, N. Kivel and H.P. Seifert, «Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», in: Annual Meeting of the International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, G05 (CD-ROM), Dresden, Germany, May 8–13, 2011.
- V. Karastoyanov, A. Ramar, S. Ritter, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold and N. Kivel, «In-Situ Pt Deposition on Stainless Steel under Simulated Boiling Water Reactor Conditions – Effect of Injection Rate on the Corrosion Potential and Pt Distribution», in: EUROCORR 2011, EFC, 4858 (CD-ROM), Stockholm, Sweden, September 4–8, 2011.
- A. Ramar, S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold and N. Kivel, «Noble Metal Deposition Behavior in BWRs – the NORA Research Project and Preliminary Results»,

in: 2011 GEH Chemistry Conference, GE-H, San Jose, CA, USA, September 26–27, 2011.

- V. Karastoyanov, S. Ritter, A. Ramar, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold and N. Kivel, «Laboratory Scale on-Line Noble Metal Deposition Experiments Simulating BWR Plant Conditions», in: VGB Conference «Chemistry in Power Plants 2011», VGB, Munich, Germany, October 26–27, 2011.

8. References

- [1] R. Kilian and A. Roth, «Corrosion Behaviour of Reactor Coolant System Materials in Nuclear Power Plants», *Materials and Corrosion*, 2002, 53, pp. 727–739.
- [2] R.M. Horn, P.L. Andresen and J. Hickling, «BWR Alloy 182 Stress Corrosion Cracking Experience», in: 5th Int. Symposium on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors (Fontevraud 5), Fontevraud, France, September 23–27, 2002.
- [3] K. Ishida, Y. Wada, M. Tachibana, H. Hosokawa and M. Nakamura, «Effects of Noble Metal Deposition Upon Corrosion Behavior of Structural Materials in Nuclear Power Plants, (I)», *Nuclear Science and Technology*, 2005, 42(9), pp. 799–808.
- [4] Y.-J. Kim, «Effect of Noble Metal Addition on Electrochemical Polarization Behaviour of H₂ Oxidation and O₂ Reduction on 304SS in High Temperature Water», in: CORROSION 98, NACE, Paper No. 127, San Diego, CA, USA, March 22–27, 1998.
- [5] Y.J. Kim and P.L. Andresen, «Transformation Kinetics of Oxide Formed on Noble Metal-Treated Type 304 Stainless Steel in 288 Degrees C Water», *Corrosion*, 2003, 59(6), pp. 511–519.
- [6] Y. Wada, K. Ishida, N. Uetake, M. Nakamura and K. Akamine, «Characterization of Noble Metal Deposition on Type 304 Stainless Steel», in: 10th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Lake Tahoe, NV, USA, August 6–10, 2001.
- [7] R.L. Cowan, C.C. Lin, W.J. Marble and C.P. Ruiz, «Hydrogen Water Chemistry in BWRs»,

- in: 5th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE, Monterey, CA, USA, August 25–29, 1991.
- [8] *T.M. Angeliu, S. Hettiarachchi, Y.J. Kim, T.P. Diaz and P.L. Andresen*, «Application of Catalytic Nanoparticles to High Temperature Water Systems to Reduce Stress Corrosion Cracking», in <http://www.patentvest.com/console/reports/docs/grant/06793883.html>, G.E. Co., Editor, 2004: USA.
- [9] *P.L. Andresen, Y.-J. Kim, T.P. Diaz and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in: 12th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [10] *Y.-J. Kim*, «Effect of Variations in Simulated BWR Water Chemistry on High Temperature Electrochemistry of Stainless Steel», in: CORROSION 2005, NACE, Paper No. 579, Houston, TX, USA, April 3–7, 2005.
- [11] *Y.-J. Kim, P.L. Andresen, S. Hettiarachchi and T.P. Diaz*, «Effect of Variations in Noble Metal Chemical Addition Process on Electrochemical Catalytic Response in High Temperature Water», in: 13th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Whistler, B.C., Canada, August 19–23, 2007.
- [12] *S. Hettiarachchi, R.M. Horn, Y.-J. Kim and P.L. Andresen*, «Electrochemical Corrosion Potential (ECP) Reduction and Crack Mitigation Experiences with Noblechem™ and On-Line Noblechem™», in: 14th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Virginia Beach, USA, August 23–27, 2009.
- [13] *S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel*, «Investigation of Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», *PowerPlant Chemistry*, 2010, 12(11), pp. 628–635.
- [14] *S. Ritter, H.P. Seifert, I. Günther-Leopold, N. Kivel, S. Abolhassani-Dadras and J. Bertsch*, «Project Proposal: NORA (Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors)», Other, PSI Aktennotiz AN-46-09-12, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, December 2009.
- [15] *M. Guillong, P. Heimgartner, Z. Kopajtic, D. Günther and I. Günther-Leopold*, «A Laser Ablation System for the Analysis of Radioactive Samples Using Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry», *J. Anal. At. Spectrom.*, 2007, 22, pp. 399–402.

PISA

Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, H.P. Seifert, G. Qian, H. Leber, P. Simon
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 26 86 Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
Duration of Project	January 1, 2009 to December 2011

ABSTRACT

The PSI-ENSI project PISA is dedicated to the investigation of new methods for the non-destructive detection of neutron embrittlement (Subproject I), the state-of-the-art of Reactor Pressure Vessel (RPV) integrity analysis (Subproject II) and the complementing of deterministic integrity assessment by probabilistic methods (Subproject III) [1]. The major goals of the project are to identify existing knowledge gaps and needs for further research concerning RPV safety as well as to gather the expertise in this field with respect to a safe operation of Swiss Nuclear Power Plants (NPPs). The project is clearly focussed on the prediction and monitoring of material embrittlement and on structural and fracture mechanics simulations of RPV's behaviour.

The main results achieved within the report period 2011 are:

- A new ThermoElectric Power device (TEP) was built, tested and applied to RPV-material at PSI. It turned out that it has several advantages as better accuracy and excellent repeatability for measuring the Seebeck coefficient of Charpy-Surveillance specimens.
- The TEP-method is a promising method for the non-destructive evaluation of RPV-embrittlement, but further development and tests to acquire the material properties would be required before the method

could be accepted for a routinely assessment of neutron embrittlement.

- A literature research, accompanied by the participation in international specialists meetings, resulted in the identification of open questions in the field of RPV integrity analysis and of possible topics for future research.
- The Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) code FAVOR was successfully applied to study the safety margin of a RPV (calculation of the conditional probabilities of crack initiation and failure) for Pressurized Thermal Shock (PTS) load.
- The Master Curve method has been applied in the FAVOR code for considering the fracture toughness of the RPV material more realistically.
- The ASME model lead to more conservative results than the FAVOR model and the Master Curve method yield the least conservative results.
- The Master Curve method is more realistic and promising than the FAVOR and ASME models for considering the fracture toughness.

Valuable knowledge and expertise in the field of RPV safety assessment as well as important contacts to the leading scientist in this field were acquired within the project.

1. Introduction

The RPV, as one of the most important safety barriers of light water reactors, is exposed to neutron irradiation at elevated temperatures, which results in embrittlement of the RPV steel. The resulting decrease of the fracture toughness raises the probability of brittle failure due to, e.g. PTS. Sufficient margins against brittle failure have thus to be assured during the whole anticipated life-time.

The project PISA is mainly dedicated to the investigation of new methods for the non-destructive detection of neutron embrittlement (Subproject I, 40 %), the state-of-the-art of RPV integrity analysis (Subproject II, 20 %) and the complementing of deterministic integrity assessment by probabilistic methods (Subproject III, 40 %) [1]. The project is clearly focussed on the prediction and monitoring of material embrittlement and on structural and fracture mechanics simulations.

2. Project goals for 2011

2.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

- Development and optimization of a new thermoelectric nondestructive testing device.
- Application of the thermoelectric method on irradiated Surveillance specimens of Swiss NPPs and assessment of the suitability for practical application.

Figure 1a:

Principle schema of the new TEP-device.

Figure 1b:

TEP-device consisting of sensor, nanovolt-meter and control-unit.

2.2. SP 2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

- Literature research with the intention to identify the state-of-the-art of RPV integrity analysis and to evaluate the prediction methods for the irradiation embrittlement of ferritic RPV steels.
- Review of current research topics and evaluation of ongoing international projects.

2.3. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment

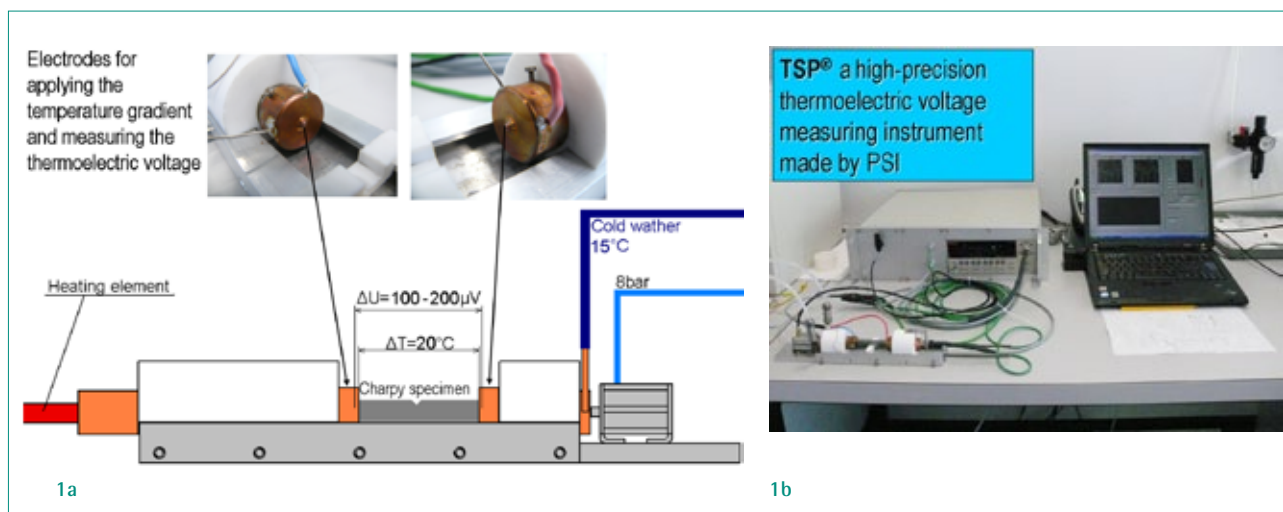
- Development of the methodology for probabilistic assessment of RPVs and application to nuclear power plants.
- Application of the probabilistic code FAVOR to the assessment of a specific RPV under PTS load.
- Further development of the code in order to allow also probabilistic assessment of piping components by considering corrosion damage.

3. Work carried out and results obtained

3.1. SP 1: Non-destructive Determination of RPV Material Embrittlement

3.1.1. A new Thermo Electric Power (TEP) Device (TSP) developed by PSI

The thermoelectric power method for the non-destructive evaluation of neutron embrittlement was investigated [2]. The main goal is to improve



ve the applicability of measuring the Seebeck coefficient \bar{K} . The accuracy of \bar{K} is mainly determined by the measuring method itself (accuracy of measured temperatures and voltage), the offset which is given by the electronic components of the TEP-measuring system, the environment (ambient temperature and humidity) and the material dependent scatter of \bar{K} which may vary in space on the micro- or macroscopic scale. Dependent on the material type, the scatter of \bar{K} can be rather large.

In order to improve the precision and repeatability, a new TEP-device was developed and tested at PSI. The device shown in Fig. 1 allows to apply a constant temperature gradient on Charpy specimens and to measure the electric voltage over this gradient. \bar{K} is then calculated by dividing the thermoelectric voltage by the temperature difference. The advantage of applying a constant temperature gradient is that \bar{K} is averaged over a larger volume while other instruments yield very local values which may result in large scatter due to material inhomogeneity. The so achieved repeatability is smaller than 10 nV/K.

Fig. 2 shows the increase in repeatability of the new device (TSP) compared to the old one (TEP). The results stem from specimens made of unirradiated RPV base material (GW), material from weld (SG) and heat affected zone (WEZ). A clear difference between GW and SG was observed, whereas the difference between SG and WEZ is small. It was demonstrated that the TSP device provides more precise results than the TEP device.

3.1.2. Application of the TEP method to the assessment of irradiated RPV material

The main goal of this subproject is to develop a method that allows to measure the Seebeck coefficient on Surveillance specimens and to use the results for the direct determination of the shift of the ductile-to-brittle transition temperature, which is a measure for the material embrittlement. For this purpose the knowledge of material dependent calibration curves are necessary. For this reason the Seebeck coefficient of a set irradiated Charpy specimens taken from the Surveillance program of the KKG (base material) were determined. Fig. 3 shows that the change of \bar{K} between unirradiated and irradiated material up to a fluence of 2.6×10^{19} n/cm² is about 400 nV/K.

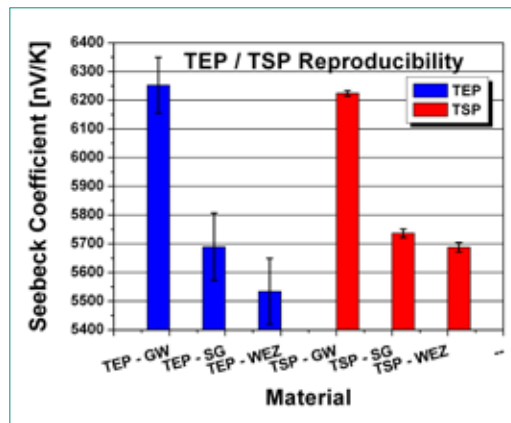


Figure 2: Repeatability of the new device TSP compared to the old one TEP.

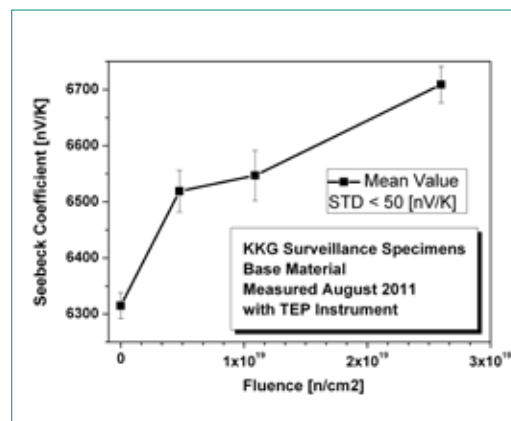


Figure 3: Seebeck coefficient vs. fluence for KKG specimens.

Note that in the Charpy impact test the measured specimens were broken at different temperatures and are therefore partially plastic deformed. Therefore time consuming preparation of the samples surface was needed before precise measurements were possible.

3.1.3. Results and discussions

The test results of the new TSP-device are very satisfying since both the repeatability and accuracy are excellent. Furthermore, the in-situ processing of the measured parameters as temperatures, voltage and Seebeck coefficient allows insight to the dynamics of the measurement. This is an important advantage towards more reliable results.

The measurement of irradiated Surveillance specimens confirmed former measurements. However, the inherent scatter of the material properties, which is also reflected in the conventional Charpy impact test results, remains relatively large. It is therefore recommended to use the average value of a set of specimens at each fluence to observe the change of \bar{K} . Single measurements on irradiated, deformed and broken specimens show a scatter that makes it difficult to distinguish the change of \bar{K} due to small increase of the fluence. Nevertheless, the monotonic increase of \bar{K} due to

neutron irradiation can clearly be measured. With a sufficient knowledge of the material properties, adequate surface preparation and careful application of the TEP-method it could be used to predict the shift of the ductile-to-brittle transition temperature, which is a measure for the material embrittlement.

3.2. SP2: State-of-the-Art in the Field of RPV Integrity Analysis

A literature research, accompanied by the participation in international specialists meetings, resulted in the identification of open questions in the field of RPV integrity analysis and of possible topics for future research. Qualified and well-approved tools for deterministic fracture mechanics integrity assessments, for monitoring of irradiation embrittlement (surveillance program) and mitigation (e.g., flux reduction) are available. The current deterministic evaluation methods are conservative and adequate under most circumstances (with only minor uncertainties for operation periods < 50 years and CH-LWRs).

Ongoing research projects are focussed on the development of better mechanistic models, prediction, and micro-structural characterization of irradiation-induced embrittlement for RPV steels. Most R&D needs are identified in the context of lifetime extension and long-term operation over 50 to 60 years or for old plants, which are close to limits with minimal margins with regard to uncertainties. Important topics are, e.g., the general lack of (surveillance) data and knowledge on the embrittlement behaviour at high fluences > 2 to 3×10^{19} n/cm². The potential formation of late blooming phases in low Cu materials and of Cu-catalyzed Mn- and Ni-rich precipitates in high Ni and Mn and medium to high Cu steels represent a concern for very high embrittlement rates well above the current prediction curves at high fluences. The validation of the universal shape of the Master Curve at high fluences and high degree of embrittlement as well as for intergranular cracking and crack arrest represents a further important research need. Another ongoing international effort is the development of new physical prediction curves for irradiation embrittlement with consideration of the current level of mechanistic and microstructural understanding and their validation by

quality-assured international surveillance data bases. For older reactors, which are close to the PTS limits, open questions are primarily related to the warm pre-stress effects (WPS) and multi-axial fracture mechanics [3,4,5]. An ongoing European project (NESC VII) for the application of WPS in RPV assessment including biaxial loading will end during 2012 [6].

In the last decade, complementary probabilistic integrity assessment methods have been developed, which allow a better assessment of the safety margin situation. These models are able to consider both random (e.g., material behaviour in the ductile-to-brittle transition region) and lack of knowledge uncertainties (e.g., defect sizes and distributions, transients) or inherent material scatter and variability (e.g., Cu content, yield stress). However, so far, the probabilistic methods currently only allow simplified analysis (2D, simple geometries & boundary conditions) and their experimental validation is difficult. Many assumptions (e.g., distributions for defect sizes) have a rather weak basis, but may have a strong influence on the failure frequency. Several research projects (EU and OECD) to improve probabilistic integrity assessment of RPVs are therefore currently in discussion.

Two reports describing the state-of-the-art in the field of RPV integrity analysis and RPV irradiation embrittlement are in preparation and will be sent to ENSI by the end of March 2012.

3.3. SP 3: Probabilistic Integrity Assessment of a RPV under PTS load

The developed numerical tools for the integrity assessment of RPVs were first validated by comparing own results with those from international benchmarks (e.g. PROSIR). In a second step the method was applied to the calculation of probabilities for crack initiation and failure of a RPV loaded by two particular PTS transients. The computer code FAVOR is used for this analysis, the general assessment procedure is described in detail in the ENSI Research Report 2010 [2]. In brief it includes the calculation of transient temperature fields in the RPV wall, based on the history of cooling water temperature, heat transfer coefficients and the thermal properties of the RPV material. In a second step the concerning strains and stress inten-

sity factors (SIF) at the crack tip of assumed initial cracks are calculated and compared with the fracture toughness of the material.

3.3.1 Numerical model of the RPV

For the numerical analysis of the RPV by the FAVOR code, a simple two-dimensional model containing only the characteristic properties of the real RPV is created. The inner side of a RPV is assumed to be subjected to a thermal shock caused by the downstream of emergency cooling water. Even though the downstream is not homogeneous but typically in a plume shape coming from the inlet nozzles, in the numerical model the thermal load is assumed to be rotationally symmetric and homogeneous along the z-axis. A semi-elliptical surface crack with axial or circumferential orientation is postulated in the beltline region of the RPV, as shown in Fig. 4.

In a deterministic assessment of RPVs, crack initiation or fracture is assumed to occur, when the stress intensity factor K_I exceeds the fracture toughness K_{IC} . The calculation of the K_I is typically based on influence functions or on the finite element method. The fracture toughness according to ASME is calculated by:

$$K_{IC} = 36.5 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})], \quad (1)$$

where

$$RT_{NDT} = RT_{NDT0} + \Delta RT_{NDT} + Margin. \quad (2)$$

RT_{NDT0} is the initial (for the unirradiated material) nil-ductility reference temperature. Two different methods to determine the shift ΔRT_{NDT} due to neutron irradiation were applied, namely the one according RG 1.99 Rev. 2 in which a prediction curve based on chemical components and fluence is given and the method in which direct use of Surveillance data (measured ΔT_{41j}) is made. However, the results from the latter are not shown in this report. According to regulation guide 10CFR50.61 [3] issued by the U.S. NRC, RT_{NDT} is the screening criterion used to define the limiting RT_{NDT} . It specifies $RT_{NDT} < 149$ °C for circumferential welds and $RT_{NDT} < 132$ °C for axially oriented welds and plates. For the probabilistic safety assessment, the total failure probability, that is the sum of the failure probabilities corresponding to the individual failure sources, is compared to the acceptance criterion (currently 5×10^{-6} / year) acc. to U.S. NRC RG 1.154 [7].

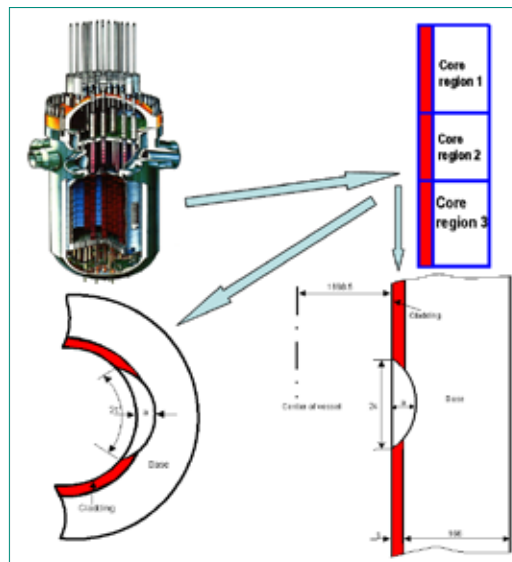


Figure 4: Simplification of the RPV with a two-dimensional numerical model containing axial and circumferential semi-elliptical surface cracks [Dimension in mm].

However, in the following only conditional probabilities, i.e. with the assumption that a certain transient occurs (with a probability of 100 %), are presented. Since the actual occurrence of these transients is very small, the actual failure probability due to a PTS is much smaller than the conditional probabilities given below.

Two transients, one concerning a 70 cm² and the other describing a 3 cm² leak were considered. The history of the water temperatures, pressure and heat transfer coefficients for the two transients are shown in Figs. 5 and 6.

3.3.2. Results and discussion

3.3.2.1. Assessment by using the prediction function

A linear elastic fracture mechanics analysis is performed for a fluence of 6.04×10^{19} n/cm² (according to 60 years of full power operation) considering all the variables as deterministic. All thermo-mechanical material properties for the base and cladding material are considered temperature dependent. Axial surface cracks with a depth of 17 mm, 13 mm and 9 mm, and an aspect ratio of 6 are considered in the Core region 1 of the vessel. Prediction function is used to calculate RT_{NDT} . A comparison between K_I and K_{IC} of the crack tip, as shown in Figs. 7 and 8, shows that during both the 3 cm² and 70 cm² leak transients K_I is always smaller than K_{IC} , implying crack initiation won't occur according to the deterministic analysis.

In the probabilistic analysis, the main material parameters are considered as random variables (characterized by a mean values, standard deviation and distribution type) as shown in Table 1

Table 1:
Main random variables
used for the study
for the Core region 1
of RPV.

Parameters	Mean value	Standard deviation	Distribution type
Copper content [wt. %]	0.092	0.01	Normal
Nickel content [wt. %]	0.71	0.05	Normal
Phosphorous content [wt. %]	0.014	0.001	Normal
RT_{NDT0} [°C]	-1	9	Normal
f_0 [10^{19} n/cm ²]	1 up to 5	10% of mean value	Normal
ΔRT_{NDT} [°C]	RG 1.99 Rev. 2	9.4	Normal
K_{IC} reference curve (FAVOR) $K_{IC\ max}=220$ [MPa·m ^{0.5}]	ORNL method		Weibull
K_{Ia} reference curve (FAVOR) $K_{Ia\ max}=220$ [MPa·m ^{0.5}]	ORNL method		Lognormal

for the Core region 1 of the RPV, which is the most critical material involved. The conditional crack initiation and failure probabilities at different neutron fluences without considering WPS are given in Figs. 9 and 10. WPS effects have a positive influence on the stress state at the crack tip and are made responsible that if K_I was already larger at higher temperature during a transient, cracks are not initiated, even if K_I is larger than K_{IC} . Therefore, if the WPS effects are considered, the calculated probabilities for crack initiation and failure are zero.

Figs. 9 and 10 also show that failure probability of the 3 cm² transient is much lower than that of the 70 cm² leak transient, which is in agreement with the deterministic results. From Fig. 9, the crack initiation is almost the same as the failure probability for the same crack during the 3 cm² leak transient. It means in this case, once crack initiation occurs, it will lead to final failure rather than to crack arrest.

In addition, it is shown in Fig. 10 that under the 70 cm² transient, the failure probability of the crack with a depth of 13 mm is the highest one. The failure probability of the crack with a depth of 9 mm is higher than that of the crack with a depth of 17 mm. It implies that the shorter crack doesn't necessarily lead to a smaller failure probability, which is due to the fact that both K_I and K_{IC} increase with the crack depth. Thus, in the inspection of the RPV, attention should be given to both the shorter and deeper cracks.

3.3.2.2 Sensitivity analysis

In the sensitivity analysis, the influence of the mean values of the contents of Cu, Ni, P and RT_{NDT0} on the crack initiation and failure probability of the RPV subjected to the 70 cm² leak transient was analyzed. An axial crack with a depth of 17 mm and neutron fluence f_0 of 5×10^{19} n/cm² are assumed in the Core region 1 of the RPV. The crack initiation and failure probabilities increase from about 0 to 0.55 and 0.65, respectively, when increasing the Cu content from 0.1 % to 0.25 %. If RT_{NDT0} is changed from -20°C to 20°C the crack initiation and failure probabilities increase by a factor 1000, whereas the influence of Ni and P content is negligible.

Figure 5:
Water temperature
history of the 3 cm² and
70 cm² leak transients.

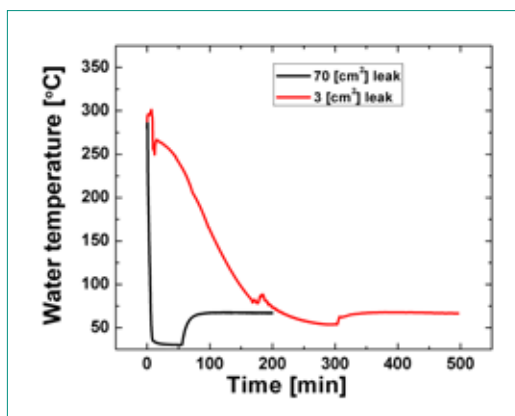
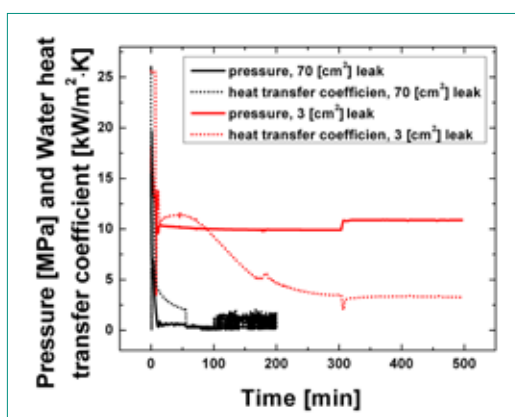


Figure 6:
History of pressure and
heat transfer coefficient
of the 3 cm² and 70 cm²
leak transients.



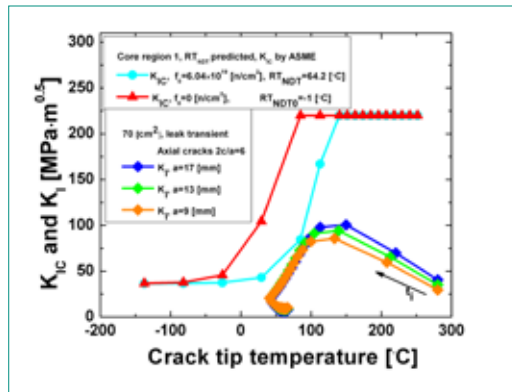
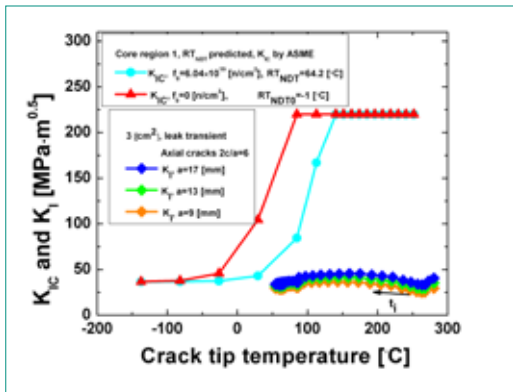


Figure 7 (left): Comparison of K_I and K_{IC} (before and after irradiation) of the RPV subjected to the 3 cm^2 leak transient for axial cracks.

Figure 8 (right): Comparison of K_I and K_{IC} of the RPV subjected to the 70 cm^2 leak transient for axial cracks.

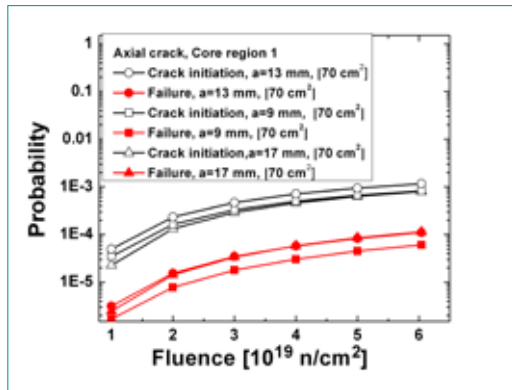
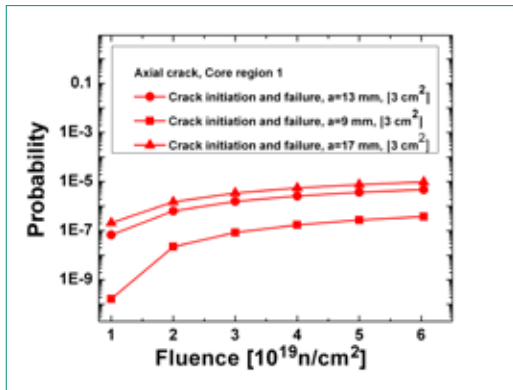


Figure 9 (left): Conditional probabilities for crack initiation and failure of the RPV subjected to the 3 cm^2 leak transient, without considering WPS.

Figure 10 (right): Conditional probabilities for crack initiation and failure of the RPV subjected to the 70 cm^2 leak transient, without considering WPS.

4. National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. Exchange of information with the power utility representatives also takes place within the annual meetings of the steering committee «Begleitgruppe Material» of the swiss-nuclear Plant Life Management (PLiM) project.

5. International Cooperation

In the frame of the PISA project we are represented in the Network of Excellence NULIFE (Nuclear Plant Life Prediction) of the EURATOM 6th Framework Program. A participation in an Asian Round Robin is foreseen in 2012.

6. Assessment of 2011 and Perspectives for 2012

The majority of the project goals for the third project year are achieved. The Seebeck coefficient of

thermally treated steel of type WB36 was compared with the Charpy energy in order to evaluate the influence of temperature and time of tempering. The accuracy of the TEP-method is improved. Sufficient knowledge of the material properties, adequate surface preparation and careful application of the TEP-method is needed to predict the shift of the ductile-to-brittle transition temperature which is a measure for the material embrittlement.

Deterministic and probabilistic analyses of a RPV subject to PTS transients have shown the influence of the considered parameters on the probability of both, the initiation of cracks and the failure of the RPV, respectively. Sensitivity analysis shows that the failure probability increases with increasing of Cu, Ni and RT_{NDT0} , whereas it is more sensitive to RT_{NDT0} and Cu than to Ni and P. Due to the fact that both K_I and K_{IC} increase with the crack depth, shorter crack doesn't necessarily lead to a smaller failure probability. It is shown that considering the WPS effect decreases the probability by more than two orders of magnitude.

In 2012, a quantitative analysis of WPS effects is foreseen as a next step in the PISA-II project. In the next step a three-dimensional model of the RPV will be used for considering plumes.

7. Publications

- G. Qian, M. Niffenegger, S. Li, Probabilistic analysis of pipelines with corrosion defects by using FITNET FFS procedure, *Corrosion Science*, 53(2011) 855-61.
- G. Qian, M. Niffenegger, Probabilistic fracture assessment of piping systems based on FITNET FFS procedure, *Nuclear Engineering and Design*, 241 (2011) 714-22.
- Y. Hong, G. Qian, Effect of aqueous environment on high cycle and very-high-cycle fatigue behaviour for a structural steel, *Key Engineering Materials*, 462-463 (2011) 355-360.
- Y. Hong, A. Zhao, G. Qian, C. Zhou, Fatigue strength and crack initiation mechanism of very-high-cycle fatigue for low alloy steels, *Metalurgical & Materials Transactions A*, 2011, DOI: 10.1007/s11661-011-0816-7.

8. Conferences and Seminars

- NULIFE network meeting, September 11–15, 2011, Espoo, Finland.
- SMiRT 21, November 5–12, 2011, New Delhi, India.

9. References

- [1] M. Niffenegger, H.P. Seifert, Projektantrag PISA zu Handen des ENSI, AN-46-09-03, 10.1.2009.
- [2] ENSI Research Report 2010.
- [3] S. Chapuliot *et al.*, WPS Criterion proposition based on experimental database interpretation, Fontevraud 7, 26–30 September 2010 Contribution of Materials Investigations to improve the Safety and Performance of LWRs, paper reference no.A0141.
- [4] U. Alsmann, Werkstoffmechanische Untersuchungen zu den Mechanismen des Vorbelastungseffekts, Diss. MPA Stuttgart 2002.
- [5] R. Beleznai and Sz. Szavai, Analysis of Warm Prestressing effect on fracture toughness of reactor pressure vessel steels, *Strength of Materials*, Vol. 42, No. 1, 2010.
- [6] D. Moinereau *et al.*, NESC VII (2008–2012), A European project (NESC VII) for the application of WPS in RPV assessment including biaxial loading, Status September 2011.
- [7] M. EricksonKirk, *et al.*, Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10CFR 50.61): Summary Report, NUREG 1806, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Rockville, MD, May, 2006.
- [8] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Regulatory Guide 1.154, Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors, 1987.

Bruchmechanik

Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten

Autor und Koautoren	M. Thiele, H.-W. Viehrig
Beauftragte Institution	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf
Adresse	Postfach 510119, 01314 Dresden, Deutschland
Tel., E-Mail, Internetadresse	+49 351 260 2216, m.thiele@hzdr.de, www.hzdr.de
Dauer des Projekts	1. April 2010 bis 31. Dezember 2012

ZUSAMMENFASSUNG

Die Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d [1] regelt in der Anlage 5 einige Aspekte zum Nachweis der Sprödbrechtsicherheit der Reaktordruckbehälter (RDB). Diese Anlage enthält die Option, analog zu den ASME Code Cases N-629 [2] und N-631 [3] die nach dem Prüfstandard ASTM E 1921 [4] ermittelte Referenztemperatur T_0 als Referenztemperatur der K_{IC} -Grenzkurve zu verwenden. Ziel dieses Vorhabens ist, die Anwendbarkeit des Prüfstandards ASTM E 1921 auf RDB-Mehrlagenschweissnähte zu überprüfen und notwendige Sicherheitsmargen zu validieren. Die Untersuchungen werden an der Umfangsschweißnaht zwischen dem oberen und unteren Schmiering des RDB vom nicht in Betrieb genommenen Kernreaktor Biblis C durchgeführt. Im Vorhaben wird weiterhin der Einfluss der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit beim instabilen Versagen der Proben und die daraus berechnete T_0 untersucht.

Die Untersuchungen haben ergeben, dass die nach ASTM E 1921 ermittelten Referenztemperaturen T_0 für TL-orientierte Proben höher sind als für TS-orientierte Proben. Dies gilt sowohl für die 0,4T SE(B)-Probe als auch für die 1T C(T)-Probe. Die 0,4T SE(B)-Proben mit TL-Orientierung aus 24 Dickenlagen ergeben eine gemittelte Referenztemperatur von $-86,2$ °C und eine Standardabweichung von 11,1 K. Für die 0,4T SE(B)-Proben mit TS-Orientierung von 23 Dickenlagen beträgt die gemittelte Referenztemperatur

$-93,7$ °C mit einer Standardabweichung von 8,7 K. Für die 1T C(T)-Proben mit TL-Orientierung aus unterschiedlichen Dickenlagen ergibt sich eine T_0 von $-90,5$ °C mit einer Standardabweichung von 7,5 K und für TS-orientierte Proben eine T_0 von $-96,4$ °C mit einer Standardabweichung von ebenfalls 7,5 K. Im Vergleich zu den 0,4T SE(B)-Proben liegt die T_0 für beide Probenorientierungen etwa 3 K tiefer. Bei der Berechnung der T_0 mit $K_{Jc(1T)}$ -Werten von 0,4T SE(B)-Proben aus den Dickenlagen der Voreilproben nach KTA 3203 [5] und ASTM E 185-10 [6] wird für die TS-orientierten Proben eine T_0 von $-95,2$ °C und für die TL-orientierten Proben eine T_0 von $-87,6$ °C bestimmt. Obwohl für TL-orientierte Proben aufgrund des makroskopisch inhomogenen Gefüges die Grundannahmen des Master-Curve-Konzeptes nicht zutreffen, wurden im Vergleich zu TS-Proben eine höhere T_0 bei geringerer Streuung der $K_{Jc(1T)}$ -Werte gemessen. Daraus folgt, dass der Prüfstandard ASTM E1921 auch auf TL-orientierte Proben aus Mehrlagenschweissgut angewendet werden kann. Die Spannweite der über die Dicke der Schweißnaht gemessenen Referenztemperaturen T_0 beträgt für die 0,4T SE(B)-Probe 39 K bei der TL-Orientierung und 42 K bei TS-Orientierung. Grund für diese Abweichung ist der inhomogene Gefügestand des Schweissguts. Mit fraktografischen und metallografischen Untersuchungen wird gezeigt, dass sowohl bei TL- als auch bei TS-orientierten Proben die Rissinitiierungsorte über der gesamten Rissfront statistisch verteilt sind.

Projektziele

International besteht der Trend, die für eine Sprödbruchsicherheitsbewertung notwendige Bruchzähigkeit der RDB-Werkstoffe nicht mit der in den derzeitigen Regelwerken enthaltenen indirekten und korrelativen Verfahrensweise zu bestimmen, sondern direkt mit den Voreilproben zu messen. Seitens der Betreiber und Aufsichtsbehörden besteht zunehmend die Zielstellung, Regeln und Entscheidungen auf der Basis eines quantifizierten Risikos zu treffen [7], [8], [9]. Das Master-Curve-(MC-)Konzept nach Wallin [10], [11] empfiehlt sich dafür als ein geeignetes Werkzeug. Das Konzept hat bereits mit dem US-amerikanischen Standard ASTM E 1921 [4] «Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range» Eingang in die Regelwerke gefunden. Bei der Einführung des MC-Konzeptes in die Sprödbruchsicherheitsbewertung von RDB wird ein kurzfristig zu realisierender und ein langfristiger Weg beschritten [7], [8]. Kurzfristig möchte man die historische Verbindung zu den vorhandenen K_{IC} -Grenzkurven, die auf umfangreichen Datenbanken basieren, beibehalten. Der ASME-Code Case N-629 [2], «Use of Fracture Toughness Test Data to Establish Reference Temperature for Pressure Retaining Materials for Section XI» legt eine auf T_0 basierende Referenztemperatur RT_{T_0} entsprechend Gl. (1) fest.

$$RT_{T_0} = T_0 + 35 \text{ F (19,4 K)} \quad (1)$$

Der Vorteil liegt darin, dass es sich um eine bruchmechanisch definierte Referenztemperatur handelt, die direkt aus gemessenen K_{IC} -Werten für den bestrahlten Zustand berechnet wird. Langfristig soll die MC direkt als Bruchzähigkeitskurve verwendet werden. Die im 5. Rahmenprogramm der EU entwickelte VERLIFE-Prozedur [12] «Unified procedure for lifetime assessment of component and piping in WWER NPPs» verwendet die MC für 5 % Bruchwahrscheinlichkeit als untere Grenzkurve der Bruchzähigkeit und ist die erste direkte Anwendung des MC-Konzeptes. Die 5 %-MC wird mit einer Referenztemperatur RT_0 auf der Temperaturachse justiert, welche nach ASTM E 1921 ermittelt und mit einem Sicherheitsaufschlag versehen wird. Weiterhin gibt es die Richtlinie «IAEA Guidelines for Application of the Master Curve Approach to Reactor Pressure Vessel Integrity in Nu-

clear Power Plants» [9], welche die Anwendung des MC-Konzeptes und die Festlegung von Sicherheitsaufschlägen beinhaltet.

Die Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d [1] regelt in der Anlage 5 einige Aspekte zum Nachweis der Sprödbruchsicherheit der Reaktordruckbehälter (RDB). Diese Anlage enthält die Option, analog zu den ASME Code Cases N-629 [2] und N-631 [3] die nach dem Prüfstandard ASTM E 1921 ermittelte Referenztemperatur T_0 als Referenztemperatur der K_{IC} -Grenzkurve zu verwenden.

Ziel dieses Vorhabens ist, die Anwendbarkeit des Prüfstandards ASTM E 1921 auf RDB-Mehrlagenschweissnähte zu überprüfen und notwendige Sicherheitsmargen zu validieren. Der verwendete Werkstoff eröffnet die Möglichkeit, eine bruchmechanische Charakterisierung an Schweissgut durchzuführen, welches repräsentativ für die Kernkraftwerke in der Schweiz ist. Mit dieser Untersuchung kann die Anwendbarkeit des Master-Curve-(MC-)Konzeptes auf das Schweissgut von Mehrlagenschweissungen und die Repräsentativität der mit Voreilproben aus unterschiedlichen Bereichen der Schweissnaht ermittelten Referenztemperatur T_0 bewertet werden. In der Schweiz sind die Voreilproben aus Schweissgut überwiegend TL-orientiert, d.h. die Rissfortschrittsrichtung ist die Schweissrichtung. Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einem makroskopisch inhomogenen Gefüge, für welches das Master-Curve-Konzept gemäss Definition nicht gilt. Es wird geprüft, ob TL-orientierte Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissgut nach dem Master-Curve-Konzept geeignet sind. In diesem Zusammenhang wird auch der Einfluss der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit und die daraus berechnete Referenztemperatur T_0 untersucht.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Material und Proben

Das verwendete Schweissgut stammt aus der Umfangsschweissnaht zwischen dem unteren und oberen Schmiedering vom RDB des nicht in Betrieb genommenen Biblis-C-Reaktors. Die Angaben zum Zusammenfügen der Schmiederinge bzw. die In-

formationen der verwendeten Schweisszusatzwerkstoffe und -hilfsstoffe können aus dem ENSI-Jahresbericht 2010 [13] entnommen werden. Für die Untersuchungen standen die Segmente 220 AB S und 220 AD3 S zur Verfügung, welche aus den Teilstücken 220 AB und 220 AD3 des RDB stammen (siehe Abbildung 1).

Die Probenfertigung der 0,4T SE(B)-Proben ($T = 25,4 \text{ mm}$) aus dem Segment 220 AB S ist in dem ENSI-Jahresbericht von 2010 beschrieben [13]. Für die Untersuchungen des Einflusses der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit wurden die Proben mit TL- (Probenachse axial und Rissfortschritt in RDB-Umfangsrichtung) bzw. TS-orientiertem (axial und Rissfortschritt in RDB-Dickenrichtung) Hauptkerb gefertigt.

Für die Untersuchung des Einflusses der Probengrösse auf T_0 und zur Ermittlung von ISO-V-Parametern im Kerbschlagbiegeversuch sind weiterhin 1T C(T)- bzw. ISO-V-Proben aus dem Segment 220 AD3 S gefertigt worden (siehe Abbildung 2; O: oberer Ring, S: Schweissnaht und U: unterer Ring). Dazu ist ein Block S (Schweissnaht), der Abmessung $125 \text{ mm} \times 218 \text{ mm} \times 277/313 \text{ mm}$, aus dem Segment herausgetrennt und quer zur Schweissrichtung (L) in zwei Teilstücke aufgetrennt worden. Wie in Abbildung 2 dargestellt, erfolgte aus dem hinteren Teilstück die Fertigung von 20 Stück 1T C(T)-Proben. Bei der Herstellung wurde darauf geachtet, dass die Hauptkerben und Ermüdungsriss der Proben im Schweissgut liegen. Das Einbringen der Hauptkerben mit TL- und TS-Orientierung erfolgte durch Drahterodieren. Anschliessend sind in die Proben Ermüdungsrisse bis zu einem a/W -Verhältnis von 0,5 eingeschwungen und 20 %-ige Seitkerben eingebracht worden.

Ermittlung der Referenztemperatur T_0 nach ASTM E 1921

Die Referenztemperatur T_0 wurde nach ASTM E 1921-09a [1] quasistatisch ermittelt. Als Probentyp kamen 0,4T SE(B)- und 1T C(T)-Proben in TL- bzw. TS-Orientierung zum Einsatz. Die 0,4T SE(B)- und 1T C(T)-Proben wurden mit einer Prüfgeschwindigkeit von 0,2 mm/min bzw. 0,5 mm/min bis zum instabilen Versagen mit einer servohydraulischen Prüfmaschine MTS 810 monoton belastet. Pro Testserie sind mindestens 10 Proben 0,4T SE(B) bzw. 8 Proben 1T C(T) bei Temperaturen im Bereich $T_0 \pm 50 \text{ K}$ geprüft worden.

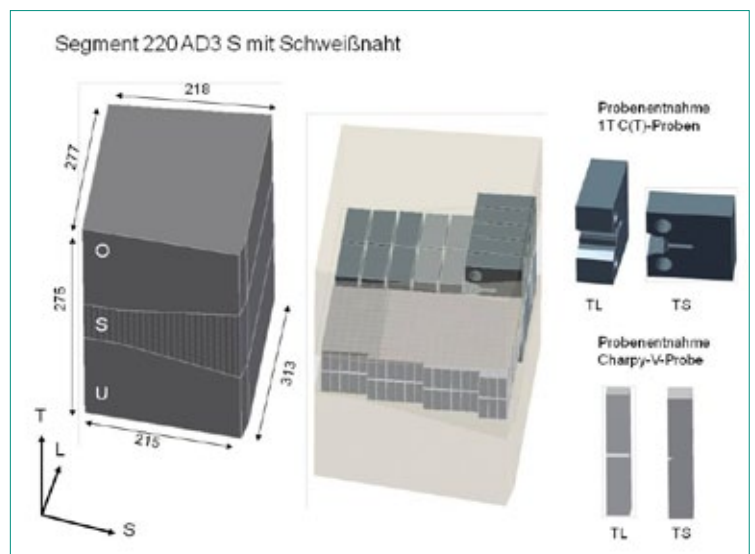
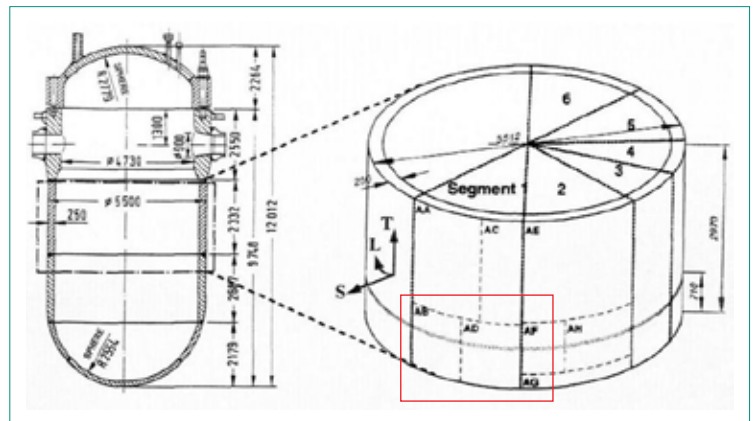


Abbildung 1 (oben): Reaktorbehälter Biblis C und die Teilstücke 220 AB und 220 AD3 [14].

Abbildung 2 (unten): Schematische Darstellung der Probenfertigung aus dem Segment 220 AD3 S.

Ergebnisse

Einfluss der Probenorientierung und -lage auf die Referenztemperatur T_0

In der Abbildung 3 sind die auf eine Probendicke von 1T (25,4 mm) umgerechneten Bruchzähigkeitswerte $K_{Jc(1T)}$ von 264 0,4T SE(B)-Proben mit TL-Orientierung in Abhängigkeit von der auf die T_0 der jeweiligen Dickenlage normierten Prüftemperatur ($T - T_0$) dargestellt. Die mittlere Referenztemperatur T_0 aller 24 Tiefenlagen der Schweissnaht (B: 16 mm bis Y: 253 mm) beträgt $-86,2 \text{ °C}$ bei einer Standardabweichung σ von 11,1 K. Dabei liegen 8 der 264 $K_{Jc(1T)}$ -Werte (3,4 %) unterhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2 % Versagenswahrscheinlichkeit. Im Vergleich dazu ist in Abbildung 4 das Ergebnis für die TS-orientierten 0,4T SE(B)-Proben dargestellt. Die aus 23 Einzellagen (B: 16 mm bis X: 242 mm) gemittelte $T_0 = -93,7 \text{ °C}$ ist 7,5 K niedriger als bei den TL orientierten SE(B)-Proben. Obwohl die Standardabweichung für den Mittelwert der T_0 mit 8,7 K um 2,4 K niedriger ist als bei den TL-Proben, tritt eine grössere Streuung der $K_{Jc(1T)}$ -

Abbildung 3:
MC der TL-orientierten
0,4T SE(B)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über $T-T_0$.

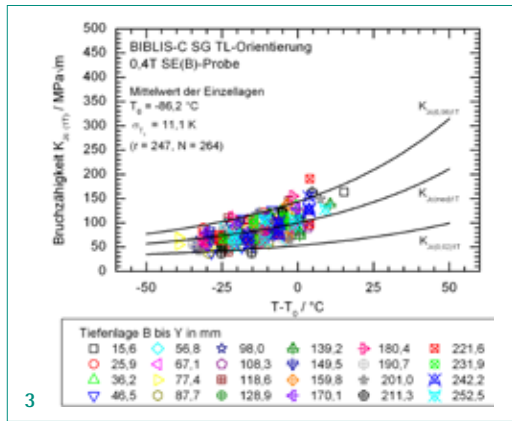


Abbildung 4:
MC der TS-orientierten
0,4T SE(B)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über $T-T_0$.

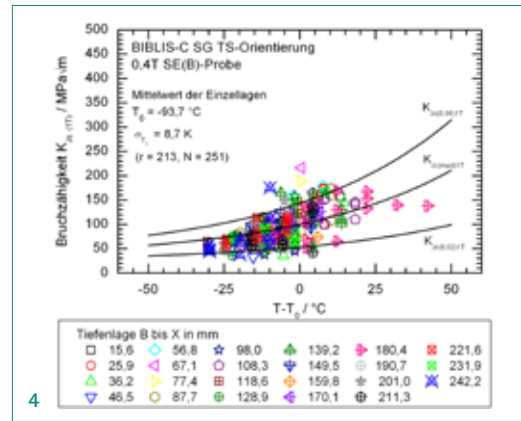


Abbildung 5:
Referenztemperatur T_0
über der Wanddicke
(0,4T SE(B)-Probe,
TL-Orientierung).

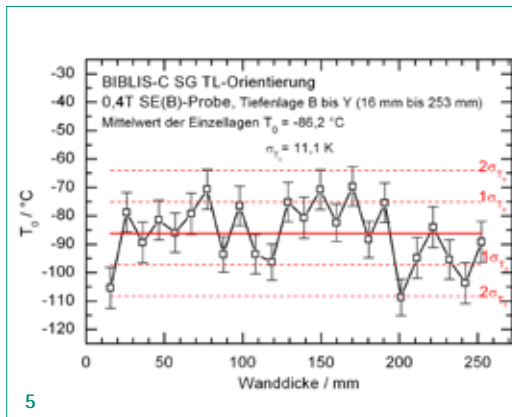


Abbildung 6:
Referenztemperatur T_0
über der Wanddicke
(0,4T SE(B)-Probe,
TS-Orientierung).

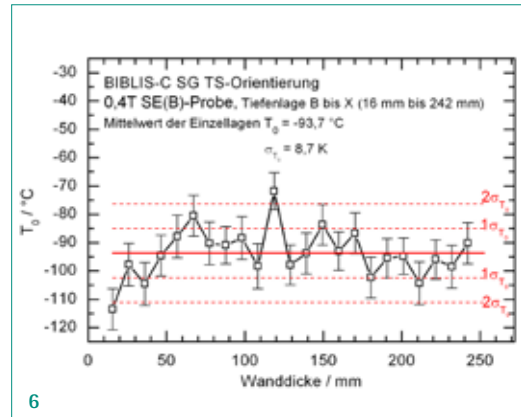


Abbildung 7:
MC der TL-orientierten
0,4T SE(B)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über $T-T_0$;
Auswertung nach der
KTA 3203 [5] und
ASTM E 185-10 [6].

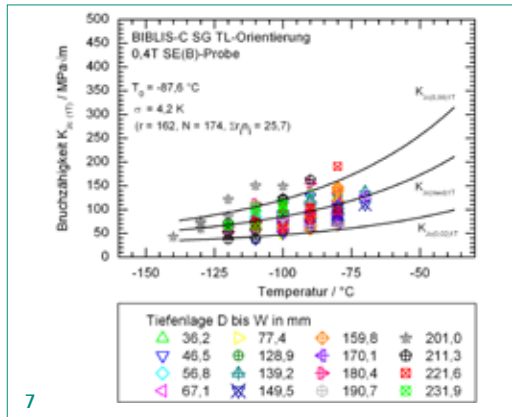
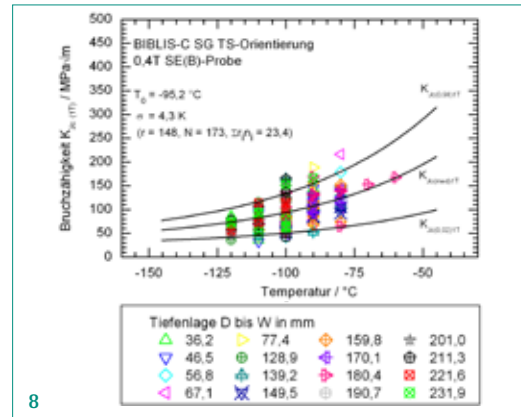


Abbildung 8:
MC der TS-orientierten
0,4T SE(B)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über $T-T_0$;
Auswertung nach der
KTA 3203 [5] und
ASTM E 185-10 [6].



Werte auf (Abbildung 4), wobei 16 von 251 $K_{Jc(1T)}$ -Werten (6,4%) unterhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2% Versagenswahrscheinlichkeit liegen. In den Abbildungen 5 und 6 sind die mit TL- bzw. TS-orientierten 0,4T SE(B)-Proben ermittelten T_0 -Werte über die Dicke der Schweißnaht dargestellt, wobei die T_0 der einzelnen Dickenlagen aus den $K_{Jc(1T)}$ -Werten von mindestens 10 Proben berechnet ist. Mit TL-Proben ist die niedrigste $T_0 = -108,7$ °C bei einer Wanddicke von 201 mm und die höchste $T_0 = -69,7$ °C bei 170 mm ermittelt worden, woraus sich eine maximale Differenz von 39 K ergibt. Für die TS-orientierten Proben beträgt die niedrigste $T_0 = -113,5$ °C bei einer Wanddicke

von 16 mm sowie die höchste $T_0 = -71,8$ °C bei 119 mm und die maximale Differenz 41,7 K. Zur Bewertung der Repräsentativität der Voreilproben sind in den Abbildungen 7 und 8 die $K_{Jc(1T)}$ -Werte von Proben der Dickenlagen zusammengefasst, aus denen nach KTA 3203 [5] und ASTM E 185-10 [6] die Voreilproben entnommen werden. Nach KTA 3203 werden die Voreilproben aus dem Schweißgut ausserhalb der Flankenraupen, Decklagen und dem Mischbereich zwischen Wurzel- und Fülllagen entnommen. In ASTM E 185-10 wird vorgeschrieben, dass Voreilproben im Abstand von 12,7 mm (1/2 inch) von den Decklagen bzw. dem Bereich der Schweißwurzel entnommen werden

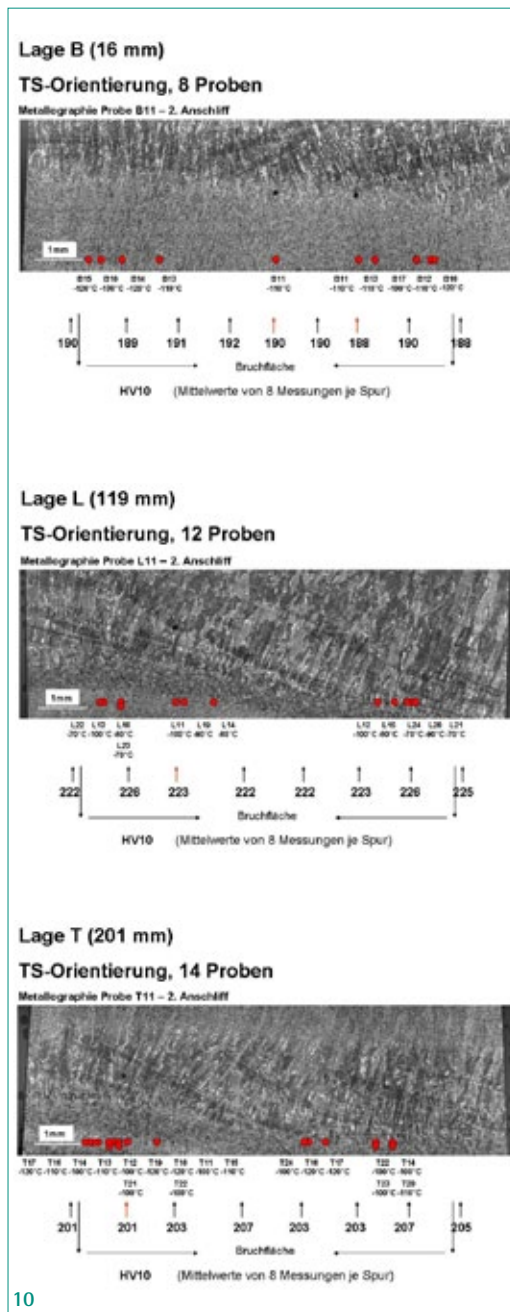
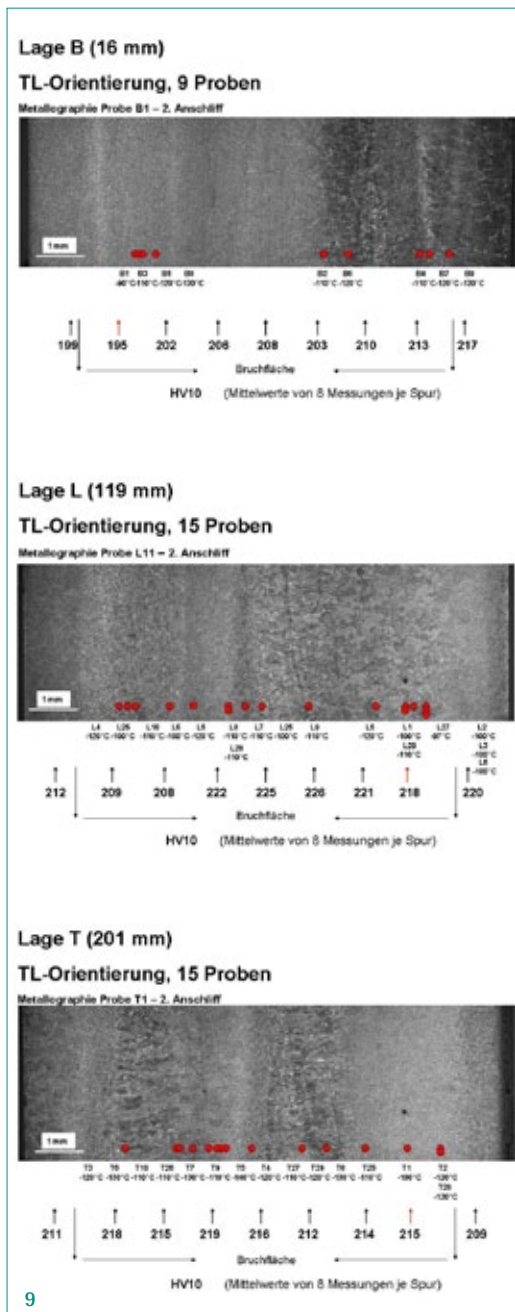


Abbildung 9: Verteilung der Rissinitiationsorte für TL-Orientierung für 3 Lagen.

Abbildung 10: Verteilung der Rissinitiationsorte für TS-Orientierung für 3 Lagen.

dürfen. Somit ergibt sich, dass für die nachfolgende Auswertung die Decklagen der RDB-Innenwand bis zu einer Wanddicke 26 mm, der Bereich der Schweisswurzel von 88 mm bis 119 mm und die Decklagen der RDB-Aussenwand ab einer Wanddicke von 242 mm nicht in Betracht gezogen wurden. Die für TL- und TS-Proben berechneten T_0 -Werte von $-87,6\text{ °C}$ bzw. $-95,2\text{ °C}$ unterscheiden sich nur gering (jeweils etwa 1,5 K) von den Mittelwerten aller Lagen (Abbildungen 3 und 4). Für TL-Proben liegen 3 von 174 $K_{Jc(1T)}$ -Werten (1,7%) und für die TS-Proben 12 von 173 $K_{Jc(1T)}$ -Werten (6,9%) unterhalb der Bruchzähigkeitskurve für 2% Versagenswahrscheinlichkeit.

Der Grund für die grosse Streuung der T_0 -Einzelwerte in den Abbildungen 5 und 6 ist der inhomogene Gefügestand des Schweissgutes. Mit Hilfe fraktografischer und metallografischer Untersuchungen wird die Verteilung der Rissinitiationsorte in Bezug zum vorliegenden Gefüge beurteilt. Dazu sind an 0,4T SE(B)-Proben von jeweils drei Dickenlagen (B, L und T) der TL- bzw. TS-Orientierung Rissinitiationsorte auf den Bruchflächen mit dem Rasterelektronenmikroskop (REM) ausgemessen worden. Nach der Ermittlung der Koordinaten der Rissinitiation wurde die Bruchfläche abgeschliffen und die entstandene Fläche metallografisch präpariert. Anschliessend sind die

Koordinaten der Rissinitiation auf die metallografischen Aufnahmen übertragen worden. Zur Beurteilung der Homogenität des Gefüges wurde die Härte HV10 entlang der Rissfront gemessen. In den metallografischen Aufnahmen der Abbildung 9 (TL-Orientierung) bzw. 10 (TS-Orientierung) sind die Koordinaten der Rissinitiation durch die rot markierten Punkte von mindestens 10 Proben einer Lage dargestellt. Während die TS-Proben ein weitgehend homogenes Gefüge mit geringen Unterschieden der HV10-Werte entlang der Rissfront aufweisen, zeigen die TL-Proben deutlich sichtbare Unterschiede im Gefüge und der Härte. Dies führt zu der Annahme, dass bei einer TL-orientierten Probe die Rissinitiation in bevorzugten Bereichen des Gefüges erfolgt. Die fraktografischen und metallografischen Untersuchungen bestätigen diese Annahme nicht. Wie in den Abbildungen 9 und 10 sichtbar, zeigen die Proben für beide Orientierungen keine signifikanten Unterschiede in der Verteilung der Spaltbruchinitiation über die Rissfront.

Einfluss der Probengröße auf die Referenztemperatur T_0

Der Einfluss der Probengeometrie und -größe auf T_0 ist mit 1T C(T)-Proben untersucht worden. Dazu ist die Referenztemperatur T_0 nach ASTM E 1921-09a [16] mit in TL- und TS-orientierten Proben quasistatisch ermittelt. Zu beachten ist, dass eine separate Untersuchung für einzelne Dickenlagen bei den 1T C(T)-Proben aufgrund der Probengröße nicht möglich war. Das bedeutet, dass eine Testserie Proben aus unterschiedlichen Dickenlagen enthält.

In den Abbildungen 11 und 12 sind die Ergebnisse der MC-Tests für die TL- bzw. TS-orientier-

ten 1T C(T)-Proben dargestellt. Im Vergleich zu der kleineren Probengeometrie ergibt sich für die 1T C(T)-Probe eine um etwa 3 K niedrigere T_0 . Jedoch ist der gleiche Trend der T_0 wie bei den getesteten 0,4T SE(B)-Proben zu erkennen. Auch hier wurde bei TL-orientierten Proben eine höhere $T_0 = -90,1 \text{ °C}$ ermittelt, als für die TS-orientierten Proben $T_0 = -96,4 \text{ °C}$. Auch die Streuung der einzelnen Datenpunkte ist wie schon bei den kleineren Proben festgestellt, bei TL-Orientierung geringer als bei der TS-Orientierung.

Bewertung 2011 und Ausblick 2012

Die Ergebnisse der Untersuchungen zeigen, dass die nach ASTM E 1921 ermittelten Referenztemperaturen T_0 für TL-orientierte Proben höher sind als für TS-orientierte Proben. Dies gilt sowohl für die 0,4T SE(B)-Probe als auch für die 1T C(T)-Probe. Im Vergleich zu der kleineren Probengröße ergibt sich für die 1T C(T)-Proben eine um etwa 3 K niedrigere T_0 . 0,4T SE(B)-Proben, die aus den Dickenbereichen der Voreilproben nach KTA 3203 und ASTM E 185-10 stammen, ergaben folgendes Ergebnis:

■ TS-orientierte Proben: $T_0 = -95,2 \text{ °C}$

■ TL-orientierte Proben: $T_0 = -87,6 \text{ °C}$.

Im Vergleich zum Mittelwert der Einzellagen konnte kein signifikanter Unterschied festgestellt werden. Die Streuung der $K_{Jc(1T)}$ -Werte von TS-orientierten Proben ist im Vergleich zur TL-Orientierung grösser. Obwohl für TL-orientierte Proben die Grundannahmen des MC-Konzeptes, ein makroskopisch homogenes Gefüge und eine statistische Verteilung der die Rissini-

Abbildung 11 (links):
MC der TL-orientierten
1T C(T)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über der
Prüftemperatur.

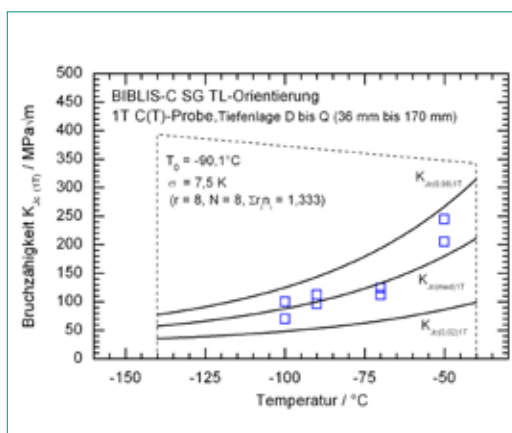
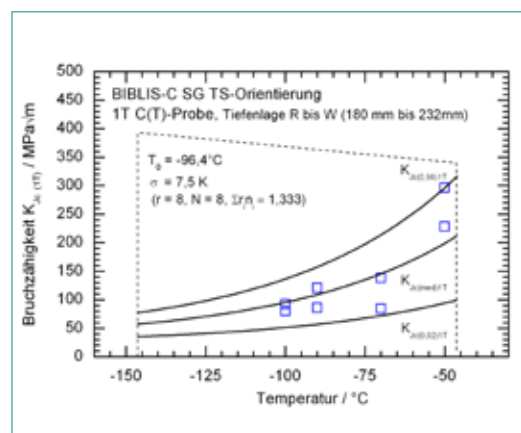


Abbildung 12 (rechts):
MC der TS-orientierten
1T C(T)-Proben,
 $K_{Jc(1T)}$ über der
Prüftemperatur.



tiierung auslösenden Defekten entlang der Rissfront nicht erfüllt sind, zeigen diese Ergebnisse eine im Vergleich zu den TS-Proben tendenziell höhere T_0 und eine geringere Streuung der $K_{Jc(1T)}$ -Werte. Somit können an TL-orientierten Proben aus Mehrlagenschweisverbindungen ermittelte $K_{Jc(1T)}$ -Werte nach ASTM E 1921 ausgewertet und eine repräsentative T_0 bestimmt werden. Die maximale Spannweite der Referenztemperaturen T_0 über die gesamte Dicke der Schweissnaht beträgt für die 0,4T SE(B)-Probe 39 K bei TL-Orientierung und 41,7 K bei TS-Orientierung. Grund für diese Abweichung ist der inhomogene Gefügestand des Schweissguts. Dies zeigen auch die fraktografischen und metallografischen Untersuchungen zur Verteilung der Rissinitiierungsorte. Dabei konnte festgestellt werden, dass die Rissinitiierungsorte über der gesamten Rissfront statistisch verteilt sind. Bei Datensätzen von Proben aus unterschiedlichen Dickenlagen muss mit einer grossen Streuung der K_{Jc} -Werte gerechnet werden. Diese vom Material verursachte Streuung ist in der nach ASTM E 1921-09 ermittelten Standardabweichung nicht enthalten und ist bei Verwendung von T_0 in Sicherheitsnachweisen angemessen zu berücksichtigen.

Zur Validierung des Einflusses des Gefüges auf die Spaltbruchinitiierung sind weitere Untersuchungen geplant. So werden jeweils 9 0,4T SE(B)-Proben von vier Dickenlagen bei gleicher Temperatur geprüft, die Koordinaten der Rissinitiierungsorte fraktografisch bestimmt und mit den metallografischen Gefügebildern korreliert. Weiterhin wurde die Prüfung von ISO-V-Proben mit dem Kerbschlagbiegeversuch abgeschlossen, womit ein Vergleich zwischen den direkt und indirekt ermittelten Bruchzähigkeiten möglich ist.

Die Bearbeitung des Vorhabens liegt hinsichtlich der ursprünglich geplanten experimentellen Arbeiten im Zeitplan. Noch in Bearbeitung sind die Auswertung der Kerbschlagbiegeversuche mit TL- und TS-orientierten ISO-V-Proben nach DIN EN 10045-1 [15] sowie die bruchmechanischen Prüfungen nach ASTM E 1820-09 [16] von 0,4T SE(B)-Proben sowie 1T C(T)-Proben mit TL- bzw. TS-Orientierung. Zur Validierung der Bewertung des Einflusses des Gefüges des Schweissgutes auf die Initiierung des Spaltbruches sind zusätzliche Untersuchungen vereinbart worden, so dass eine Verlängerung der Laufzeit des Projektes bis zum 31. Dezember 2012 beim ENSI beantragt ist.

Referenzen

- [1] N.N.: Altersüberwachung: Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Brugg, Schweiz, Entwurf Dezember 2010.
- [2] ASME N-629: American Society of Mechanical Engineers: «Use of fracture toughness test data to establish reference temperature for pressure retaining materials», Section XI, Division 1, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Case N-629, ASME, New York, 1999.
- [3] ASME N-631: American Society of Mechanical Engineers: «Use of fracture toughness test data to establish reference temperature for pressure retaining materials other than bolting for class 1 vessels», Section III, Division 1, ASME Boiler and Pressure Vessel Code Case N-631, ASME, New York, 1999.
- [4] ASTM E 1921-09: Standard test method for deformation of reference temperature, T_0 , for ferritic steels in the transition range, 2009.
- [5] KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktor-druckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Fassung 6/01, 2001.
- [6] ASTM E 185-10: Standard practice for design of surveillance programs for light-water moderated nuclear power reactor vessels, 2010.
- [7] S. Rosinski, Validation of Master Curve fracture toughness methodology for RPV integrity assessment (PWRMRP-26), PWR materials reliability project (PWRMRP) 1000707, final report, 2000.
- [8] M. Kirk, M. Mitchell, Potential roles for the Master Curve in regulatory application, proceedings of the IAEA Specialists Meeting on methodology and supporting research for pressurized thermal shock evaluation, Rockville, MD, USA, July 2000.
- [9] W.L. Server, et.al., IAEA Guidelines for application of the Master Curve approach to reactor pressure vessel integrity in nuclear power plants, IAEA-Technical Reports Series 429, IAEA in Austria, March 2005.
- [10] K. Wallin, The Master Curve: a new method for brittle fracture Int. J. of materials and product technology, Vol. 14, No. 2/3/4, pp. 342, 1999.
- [11] K. Wallin, Master Curve approach and structural integrity assessment, proceedings of the

- workshop MASC 2002 «Use and application of the Master Curve for determining fracture toughness» VTT, Helsinki, June 12–14, 2002.
- [12] *M. Brumovský*, Unified procedure for life-time assessment of component and piping in WWER NPPs «VERLIFE». European Commission, Report Number: COVERS-WP4-D4.10, Contract No. 12727 (FI60), April 2008.
- [13] *M. Thiele*, Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweißnähten, ENSI-Jahresbericht 2010, Brugg, Schweiz, 2010.
- [14] *S. Ritter, H.-P. Seifert*, Characterisation of the lower shell and weld material of the Biblis C reactor pressure vessel, Paul Scherrer Institut, Villingen, Bericht-Nr. 02-01, 2002.
- [15] DIN EN 10045-1: Metallische Werkstoffe, Kerbschlagbiegeversuch nach Charpy, Teil1: Prüfverfahren, Köln, Beuth, 1991-04.
- [16] ASTM E 1820-09 a: Standard test method for measurement of fracture toughness, 2009.

Expertengruppe Starkbeben

Autor und Koautoren	D. Fäh, S. Wiemer, D. Roten, B. Edwards, V. Poggi, C. Cauzzi, J. Burjanek, M. Spada, R. Grolimund, M. Gisler, G. Schwarz-Zanetti, P. Kästli
Beauftragte Institution	Schweizerischer Erdbebendienst
Adresse	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Tel., E-Mail, Internetadresse	+41-44-633 3857, d.feah@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Dauer des Projekts	Juli 2010 to Juni 2014

ZUSAMMENFASSUNG

Das Projekt Expertengruppe Starkbeben ist in fünf Teilprojekte unterteilt und folgt dem Ziel der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungsabschätzung in der Schweiz mit speziellem Fokus auf die Standorte der Kernanlagen und den potenziellen Standorten für geologische Tiefenlager. Die fünf Teilprojekte befassen sich mit der Skalierung von Erdbeben und der Abminderung der seismischen Wellen als Funktion der Distanz vom Erdbebenherd mit den lokalen Verstärkungen von Bodenbewegungen, den sogenannten Standorteffekten, mit der Modellierung von seismischen Wellen in komplexen nichtlinearen Medien, mit der alternativen Charakterisierung von seismischen Quellregionen und mit der Aufarbeitung von historischen Daten zu Erdbeben.

Die Abminderung der seismischen Energie ist ein Hauptaspekt bei der Modellierung der Bodenbewegung. Die Expertengruppe Starkbeben beteiligt sich an der Entwicklung eines Schweiz-spezifischen stochastischen, seismischen Abminderungsmodells, welches eine Alternative zu den globalen Abminderungsmodellen im PRP darstellt.

Für die Charakterisierung des Standorteffektes sind die vorhandenen Informationen wie beispielsweise die Bodenklasse, Bodenunruhemessungen, das gemessene Geschwindigkeitsprofil oder Erdbebenaufzeichnungen von grosser Wichtigkeit. Um die Unsicherheiten dieser Charakterisierung zu reduzieren, untersucht die Expertengruppe Starkbeben verschiedene neue und existierende Proxys und berück-

sichtigt dabei den Einfluss von Geschwindigkeitsvariationen im Fels und in verschiedenen Sedimenten sowie Resonanz-Phänomene.

Als Vorbereitungen auf zukünftige Entwicklungen im Bereich der Erdbebengefährdungsabschätzung werden die ersten Schritte für den Übergang von der probabilistischen zur physik-basierten Erdbebengefährdungsabschätzung gemacht. Dazu wird nichtlineares Materialverhalten, einer der Schlüsselfaktoren bei der physikalischen Limitierung der Bodenbewegung mittels Modellierungen und Laboranalysen untersucht. Diese Arbeit verbessert auch das generelle Verständnis der Wellenausbreitungsphänomene und somit das Verständnis für die beobachteten Bodenbewegungen an der Erdoberfläche.

Im Teilprojekt der seismischen Quellcharakterisierung werden neue alternative Ansätze untersucht, um die Seismizität in schwach-seismischen Gebieten besser charakterisieren zu können. Mit der Anwendung einer realitätsnahen Verteilung der Seismizität wird gezeigt, dass herkömmliche PSHA Verfahren die Gefährdung überschätzen und die Unsicherheiten unterschätzen. Des Weiteren wurde in diesem Teilprojekt Arbeiten in Angriff genommen, um die Wahrscheinlichkeiten für Oberflächenrupturen zu berechnen.

Unter dem Teilprojekt der historischen Seismologie werden kontinuierlich historische Erdbebeninformationen aufgearbeitet, welche als Basisinformation in Schweizer Erdbebenkatalog einfließen. Die Expertengruppe beteiligte sich in diesem Zusammenhang an der Überarbeitung des Erdbebenkatalogs (ECOS-09).

Projektziele

Die Expertengruppe Starkbeben stellt für das ENSI das Kompetenzzentrum für Fragestellungen im Bereich Erdbeben dar. Die Expertengruppe wurde im Juni 2010 gestartet und im Laufe des Jahres 2011, nach dem schweren Tohoku-Erdbeben vom 11. März 2011, unter den neuen Rahmenbedingungen (Sistierung der neuen Kernkraftwerkprojekte, Entscheide in Richtung Ausstieg aus der Kernenergie in der Schweiz) nicht auf die ursprünglich vorgesehene Grösse mit vier Experten ausgebaut.

Ziel des Projektes Expertengruppe Starkbeben ist die aufsichtsgerichtete Forschung und Datenaufarbeitung im Bereich Erdbeben. Dabei lag der Fokus vor den veränderten Rahmenbedingungen auf den Standorten der bestehenden und geplanten Kraftwerkstandorte sowie potenziellen Standorten für zukünftige geologische Tiefenlager. Mittlerweile wurden die Projektziele den veränderten Rahmenbedingungen angepasst, wobei der Fokus auf geplante Kraftwerkstandorte entfällt.

Das Projekt ist in 5 Teilprojekte unterteilt und folgt dem Ziel der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungsabschätzung in der Schweiz mit speziellem Fokus auf die Standorte für Kernanlagen und den potenziellen Standorten für geologische Tiefenlager. Die 5 Teilprojekte befassen sich mit der Skalierung von Erdbeben und der Abminderung der seismischen Wellen als Funktion zur Herddistanz mit den lokalen Verstärkungen von Bodenbewegungen, sogenannten Standorteffekten, mit der Modellierung von seismischen Wellen in komplexen und nichtlinearen Medien, mit alternativen Charakterisierungen von seismischen Quellregionen und mit der Aufarbeitung von historischen Daten zu Erdbeben.

Aktivitäten und Resultate

Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle und Erdbebenskalierung

Die Abminderung der seismischen Energie (einschliesslich des Qualitätsfaktors Q in der Erdkruste, der geometrischen Abminderung und des $Kappa$ -Parameters) ist ein Hauptaspekt bei der Modellierung der Bodenbewegung (z.B. Edwards et al., 2011a; Drouet et al., 2010). Da die Abminderung auch die Auflösung des Quellenparameters Stress-

Drop limitiert, führen das Verständnis und die verbesserte Modellierung der verschiedenen Einflussgrössen zu einer robusteren Vorhersage der Bodenbewegung. Die Modelle, welche die Abminderung beschreiben, werden auch Ground Motion Prediction Equations (GMPE) genannt. GMPEs basieren im Allgemeinen auf sehr komplexen Gleichungen mit Dutzenden von Parametern (Vergleiche z.B. Abrahamson et al., 2008). Allerdings ist die Qualität der Meta-Daten oft beschränkt. Beispielsweise ist die Beurteilung des sogenannten V_{s30} -Wertes (mittlere Scherwellengeschwindigkeit über die ersten 30 m) häufig unsicher, da der Wert nur abgeschätzt wurde oder von der eingesetzten Messtechnik abhängig ist. Der Hinweis auf solche Unsicherheiten ist insofern wichtig, weil für PSHA oft theoretische Modelle eingesetzt werden, die auf diesen unsicheren Parametern aufbauen. Eine GMPE zum Beispiel, welche sich in Wahrheit auf 760 m/s bezieht aber auf 900 m/s referenziert wird, beinhaltet bereits eine bestimmte unerwünschte Verstärkung, die nicht mehr korrigiert werden kann. Es ist daher ein Ziel dieses Teilprojektes, die Grundlagen für die Entwicklung von GMPEs weiter zu verbessern und die bestehenden Unsicherheiten der Modellparameter zu reduzieren. Insbesondere werden neue Beschreibungen der seismischen Quelle (z.B. Energie-Magnituden) und verbesserte Strategien für die Eingrenzung von $Kappa$ und der anelastischen Abminderung getestet, die zurzeit entwickelt werden.

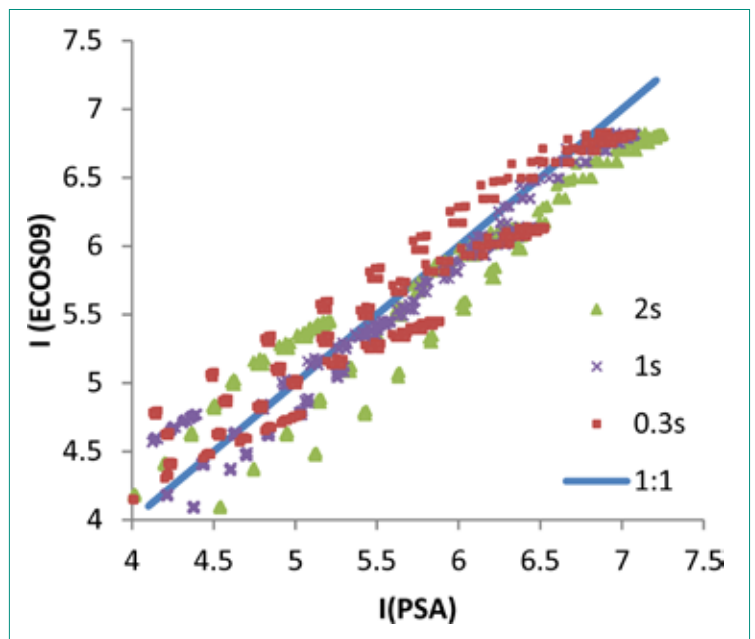
Die PRP-Expertengruppe SP2 hat eine Auswahl an bestehenden Ground Motion Prediction Equations (GMPEs) getroffen, um die Spannweite möglicher Bodenbewegung auf Fels abzudecken. Zusätzlich zur Auswahl von kalibrierten PRP SP2 GMPEs wurde ein stochastisches Modell einer Punktquelle entwickelt, um eine für die Schweiz spezifische, auf das generische Fels-Referenzprofil bezogene GMPE zu definieren (Edwards et al., 2010b). Dieses Modell beinhaltet Quellenbedingungen, die mit den Resultaten der PRP-Quellen-Untersuchungen (Goertz-Allmann et al., 2010) und der Magnitudenkalibrierung im Erdbebenkatalog der Schweiz ECOS-09 (Fäh, Giardini et al., 2011) kompatibel sind. Das stochastische Modell einer Punktquelle wird in einem nächsten Schritt ausgebaut, um Effekte einer endlichen Quelle zu berücksichtigen. Mit Hilfe der beobachteten makroseismischen Intensitäten und dem neu entwickelten makroseismischen Abminderungsmodell der Schweiz

wird das Modell gegen höhere Magnituden skaliert (Figure 1). Zurzeit ist dieses Modell in der Evaluation.

Die Berechnung von kompatiblen vertikalen Designspektren mit aktuellen PSHA-Verfahren bedingt den Einsatz von V/H-Verhältnissen der Bodenbewegung (z.B. Gülerce und Abrahamson, 2011). Ähnlich wie die GMPEs wurden die Modelle für die Vorhersage des V/H-Verhältnisses in den letzten Jahrzehnten verbessert, basieren aber oft auf komplexen Gleichungen. Aus japanischen und Schweizer Erdbebenregistrierungen wurde ein Modell des V/H-Verhältnisses für harten Fels entwickelt (Edwards et al., 2011b). Wir haben gezeigt, dass das V/H-Verhältnis für Felsstandorte aufgrund des Scherwellen-Geschwindigkeitsprofils mit einer vergleichsweise geringen Standardabweichung vorhergesagt werden kann. Ebenfalls wurden Korrekturen bestimmt, um die Zusammensetzung des Wellenfeldes im Nahbereich der Quelle und im Hochfrequenzbereich zu berücksichtigen. Diese Analyse ist auf harten Felsuntergrund mit Geschwindigkeiten von mehr als 800 m/s begrenzt.

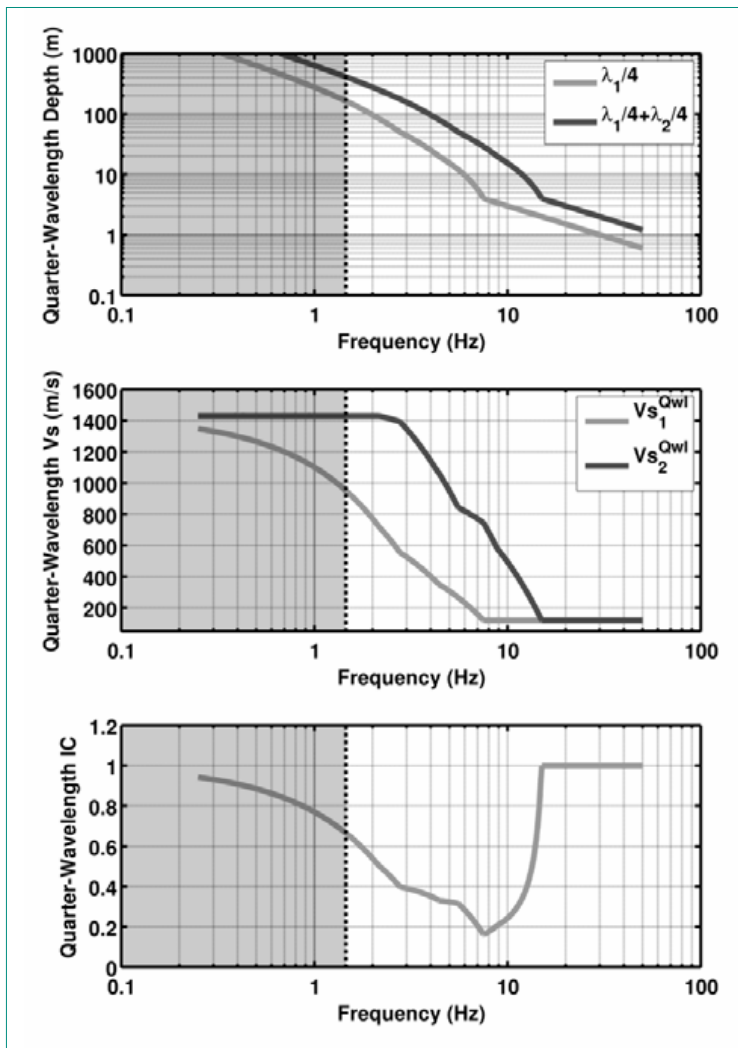
Standorteinfluss: Entwicklung empirischer Modelle für die Verstärkung der horizontalen und vertikalen Bodenbewegung

Die lokalen Sedimentablagerungen können das einfallende Wellenfeld im Fels stark verändern. Ziel dieses Teilprojekts ist es, diesen Einfluss des Standorts möglichst genau aus den bestehenden Informationen wie beispielsweise der Bodenklasse, Bodenunruhemessungen, dem gemessenen Geschwindigkeitsprofil oder Erdbebenaufzeichnungen abzuleiten. Die Beschreibung erfolgt primär in Form einer standortspezifischen, frequenzabhängigen Amplifikationsfunktion für die horizontale Bodenbewegung und dem V/H-Verhältnis, mit welchem sich die Bodenbewegung auf der vertikalen Komponente aus der horizontalen Bodenbewegung herleiten lässt (e.g. Gülerce und Abrahamson, 2011). In der Praxis ist die direkte Modellierung des vertikalen Design-Antwortspektrums mit GMPEs für die vertikale Komponente (Campbell, 1997) für einen Standort auf Sedimenten möglich; allerdings kann das Erdbeben-Deaggregations-Szenario zu einigen Unstimmigkeiten in Bezug auf die horizontale Bodenbewegung führen. Um dies zu vermeiden, wird das vertikale



Figur 1: Vergleich zwischen beobachteten makroseismischen Intensitäten I (ECOS-09) und mit dem erweiterten stochastischen Abminderungsmodell simulierten Werten für verschiedene Perioden (Edwards und Fäh, 2010a).

Spektrum durch Multiplikation des horizontalen Durchschnittsspektrums mit dem V/H-Verhältnis abgeschätzt. Dieser Ansatz stellt einen klaren Vorteil bei der Herstellung eines homogenen Erdbeben-Szenarios dar, das sowohl für das horizontale wie das vertikale Design-Spektrum Gültigkeit hat. Es wurde eine Methode entwickelt, um das V/H-Bodenbewegungsverhältnis für weiche Ablagerungen abzuschätzen. Der vorgeschlagene Ansatz erweitert die bisherige Methode von Edwards et al. (2011b), um Verstärkungseffekte durch Resonanzerscheinungen zu berücksichtigen. Dazu wurde ein neuer Parameter in den Vergleich mit den beobachteten V/H Verhältnissen eingeführt. Der sogenannte Quarter-wave-length seismic impedance contrast parameter (IC-Qwl) basiert auf der Schätzung des Kontrasts der seismischen Geschwindigkeit, den eine Welle einer vorgegebenen Frequenz an der entsprechenden Tiefe der Viertelwellenlänge «sehen» kann (Figur 2). In Sedimentbecken mit einem starken Geschwindigkeitskontrast weist die IC-Qwl Kurve typische Minima auf, die direkt mit den wichtigsten Schichtgrenzen in der Tiefe in Verbindung stehen. Das erste Minimum einer solchen Kurve kann mit der fundamentalen Resonanzfrequenz des Standorts in Beziehung gebracht werden. Dieser neue Parameter wird in die Korrelation mit den beobachteten V/H-Verhältnissen und den Viertelwellenlänge Geschwindigkeitsprofilen (Vs-Qwl) eingeführt. Als Ergebnis der Korrelationsanalyse wurden dann Regressionskoeffizienten für eine Reihe von diskreten Frequenzen im Bereich



Figur 2:
Beispiel der Beschreibung eines Profils mit Hilfe der quarter-wavelength oder Viertel-Wellenlänge Beziehung und die entsprechende IC-Kurve (IC-Qwl). Die gestrichelte Linie definiert den Frequenzbereich, in welcher das Profil zuverlässig ist, und auf Messwerten beruht. Im grauen Bereich sind die Werte extrapoliert.

zwischen 0,5 und 20 Hz bereitgestellt. Die vorgestellte Methode wurde mit einer Auswahl von Sedimentstandorten des japanischen Kik-Net Netzes kalibriert. Diese Standorte sind aufgrund einer Methode zur Festlegung der Zuverlässigkeit der Profile ausgewählt. Schliesslich analysierten wir die Abhängigkeit des V/H Verhältnisses von Distanz und Magnitude. Diese basiert auf einer Residuen-Analyse zwischen berechneten und beobachteten V/H-Verhältnissen.

Im Weiteren wurde eine zweite Methode entwickelt, die das V/H-Verhältnis für Erdbebenaufzeichnungen aus V/H-Verhältnissen der Bodenunruhe herleitet (Edwards et al., 2011c). Die Methoden wurden verwendet, um die V/H-Funktion zwischen 0,5 Hz und Peak-Beschleunigung (PGA) bei den Kernkraftwerkstandorten aus dem Geschwindigkeitsprofil vorherzusagen (Poggi et al., 2011c). Der Vergleich mit den bestehenden Aufzeichnungen von Erdbeben zeigt, dass die neuen Methoden zuverlässige Voraussagen erlauben. Als wei-

teres Beispiel für diese Anwendungen wurden die Verfahren auf eine Reihe von Standorten des seismischen Netzes in der Schweiz und Japan angewendet, für die gemessene Geschwindigkeitsprofile und V/H-Verhältnisse verfügbar sind. Die Auswertung ist noch nicht abgeschlossen.

Die vorliegende Arbeit unterstreicht die Notwendigkeit der Verwendung neuer Proxys für die lokale Standort-Charakterisierung. Insbesondere ist es nun offensichtlich, dass der alte Ansatz der Standort-Charakterisierung, welcher auf Schätzungen der Vs30 (mittlere Scherwellengeschwindigkeit über die ersten 30 m des Profils) beruht, nicht ausreicht. Es konnte gezeigt werden, dass die entwickelten V/H-Modelle für Standorte auf weichen Sedimenten ein wertvolles Standard-Tool darstellen.

Modellierung komplexer Wellenausbreitungsphänomene und nichtlineares Verhalten

Das vorliegende Projekt befasst sich mit Grundlagen der Wellenausbreitung in heterogenen, nichtlinearen Medien. Diese Arbeiten bilden die Voraussetzungen für den Übergang von probabilistischer zu physik-basierter Erdbebengefährdungsanalyse. Die Schwerpunkte liegen auf den Phänomenen der Wellenausbreitung in dreidimensionalen, heterogenen Medien, auf den Auswirkungen des nichtlinearen Bodenverhaltens auf die lokalen Amplifikationen und Standorteffekte und auf den physikalischen Grenzen der Bodenbewegung auf Sedimenten und Fels.

Besonders die Auswirkungen des nichtlinearen Materialverhaltens auf Oberflächenwellen und fokussierten S-Wellen sind von Bedeutung. In der Praxis verwendete Programme simulieren die Wellenausbreitung nur in einer Dimension (z.B. Li, 1992, Prévost, 2010) und vernachlässigen dadurch die energiereichen Oberflächenwellen, welche markant zu Amplifikationen beitragen (z.B. Bard & Bouchon, 1980a, b). Ein Aspekt dieses Programms befasst sich daher mit der Wellenausbreitung in nichtlinearen Medien in zwei und drei Dimensionen. Dabei sollen Simulationen in 2-D (z.B. Bonilla et al., 2006) und möglicherweise 3-D durchgeführt werden. Diese Simulationen sollen dazu beitragen, Aufzeichnungen der Bodenbewegung mit eindeutiger nichtlinearer Signatur besser zu erklären.

Um die nichtlinearen Eigenschaften der Böden genauer zu modellieren, wurde zudem die Kalibrie-

rung der Bodenmodelle mit Labordaten verbessert. Dazu wurde ein Programm entwickelt, welches die im Labor gemessenen Kurven des Porenwasserdrucks und der Verformung nach den Parametern im Modell von Iai et al. (1990a) invertiert. Grundlage für diese Arbeiten bilden Experimente, welche an Proben aus dem Rhônetal bei Visp durchgeführt (Weber et al., 2007) und für eine Studie von nichtlinearem Bodenverhalten und Bodenverflüssigung bei Erdbeben im Wallis verwendet wurden (Roten et al., 2009). Die ersten Versuche mit simulierten und gemessenen Labordaten verliefen erfolgreich. Die Resultate dieser Arbeiten wurden an der ESG-2011-Konferenz in Santa Barbara präsentiert und in einem kurzen Paper vorgestellt (Roten et al., 2011b). Synthetische Seismogramme, welche mit dieser Methode generiert werden, dienen als Eingangssignal für die Simulation des nichtlinearen Bodenverhaltens. Erdbebenszenarien auf Basis solcher gekoppelter Simulationen wurden bereits z.B. für das Salt Lake Basin erstellt (Roten et al., 2011b). Diese Methode unterscheidet sich von der gängigen Praxis in der Verwendung synthetischer Seismogramme anstelle von skalierten Starkbebenaufzeichnungen. Daher ist die Sensibilität der nichtlinearen Effekte und der Bodenverflüssigung auf die Art des Eingangssignals ebenfalls ein Thema dieses Teilprojekts. Zudem sollen die Simulationen mit Aufzeichnungen an Standorten weltweit verglichen werden, welche eine vergleichbare Bodenbeschaffenheit aufweisen und Erdbeben in einem relevanten Magnitudenbereich erfahren haben (z.B. KiK-Net in Japan). Um relevante Daten für die Schweiz zu sammeln und Modelle zu kalibrieren, wird in Visp im Kontext des Projektes CO-GEAR (<http://cogear.ethz.ch>) eine Starkbebenstation mit mehreren Bohrlochensensoren installiert. Ein weiterer Aspekt dieses Teilprojektes ist der Einfluss möglicher Anisotropie. Eine solche wurde an mehreren Standorten schweizerischer Kernkraftwerke erkannt. Anisotropie hat einen grossen Einfluss auf die Wellenausbreitung, ist aber für oberflächennahe Strukturen nur wenig untersucht worden.

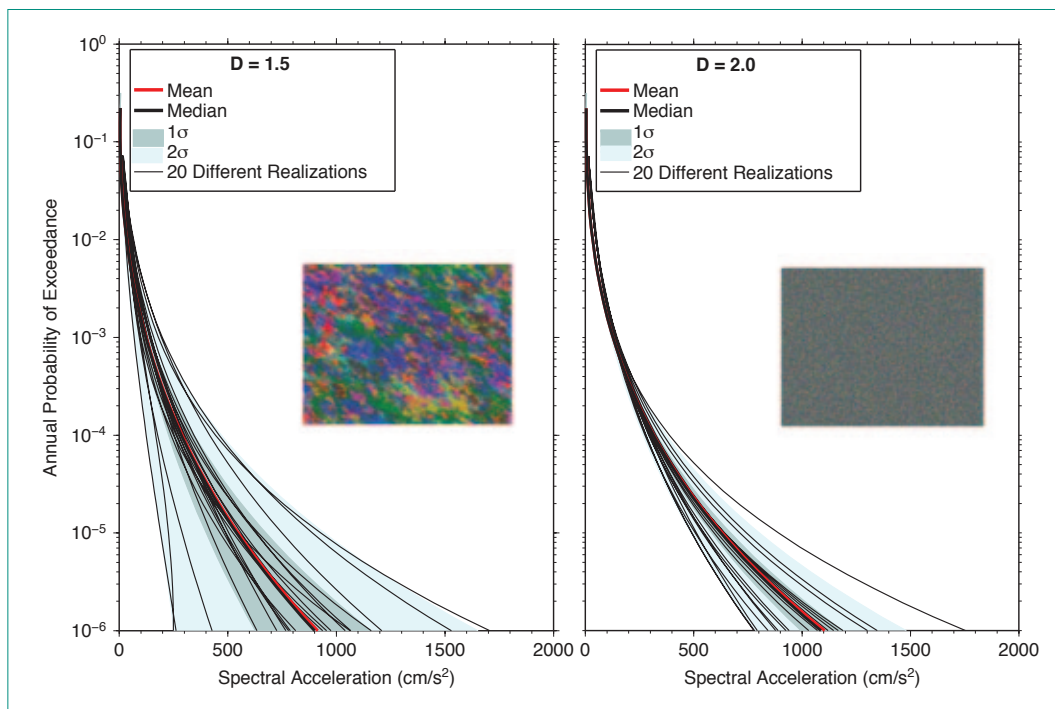
Mittelfristig sollen die in diesem Projekt entwickelten Methoden in einer umfangreichen Fallstudie getestet werden, die sich mit realistischen Erdbebenszenarien beispielsweise in der Region einer Schweizerischen Kernanlage befasst. Für diese Szenarien werden Verwerfungen ausgewählt, wel-

che am stärksten zur Gefährdung eines Standortes beitragen. Für die Simulation der Bodenbewegung werden verschiedene Methoden kombiniert. In einem ersten Schritt wird ein realistisches Modell der Quelle durch Simulation des dynamischen Bruchvorgangs erstellt (z.B. Dalguer & Day, 2007). Resultate dieser Simulation bilden die Grundlage für ein kinematisches Modell, mit welchem die Wellenausbreitung in einem detaillierten Modell der Erdkruste simuliert wird (z.B. Olsen et al., 2009). Diese Simulationen beschränken sich aufgrund des hohen Rechenaufwands auf Frequenzen bis 1 oder 2 Hz. Um synthetische Seismogramme für den relevanten Frequenzbereich von 0–50 Hz zu generieren, kommt eine Breitband-Methode zum Einsatz, welche den hoch-frequenten Anteil mit Hilfe der Diffusions-Theorie berechnet (Mai et al., 2010 und Mena et al., 2010).

Innovative Ansätze zur Charakterisierung von seismogenen Quellregionen in der Schweiz

Die Charakterisierung von seismischen Quellregionen ist ein wesentliches Element der probabilistischen seismischen Gefährdungsanalyse (PSHA). Die Modelle, die bislang im aktuellen schweizerischen Gefährdungsmodell von 2004 (Giardini et al., 2004; Wiemer et al., 2008) sowie auch die Modelle, die im Pegasos- und PRP-Projekt implementiert wurden (Wiemer et al., 2009), beruhen auf klassischen Zonierungsmodellen. Innerhalb einer Quellregion wird die Seismizität als räumlich und zeitlich zufällig verteilt angenommen. Speziell wenn auf niedrige Eintrittswahrscheinlichkeiten, welche für kritische Anlagen relevant sind, extrapoliert wird, ist es erstrebenswert, diese simplen Modelle zunehmend durch geologisch und physikalisch parametrisierte Modelle zu ersetzen. Die aktuellen Modelle sind in ihren Möglichkeiten begrenzt. So sind die Modelle primär zweidimensional konzipiert, und aktuelle Erkenntnisse über die 3D-Struktur der Kruste werden nicht berücksichtigt. Diese Modelle sind zudem extrem verschachtelt sowie komplex und daher fehleranfällig und nicht transparent. Des Weiteren verletzen einige Implikationen (z.B. Oberflächenbrüche, maximal mögliche Magnitude) geologische bzw. physikalische Randbedingungen, und der Spannungszustand sowie die Rheologie der Erdkruste ist nicht durch quantitative Modelle integriert.

Figur 3:
Vergleich der
Gefährdungskurven ba-
sierend auf dem klas-
sischen PSHA-Modell
(rechts) und dem von
uns eingeführten
«Fractal PSHA». Die
farbigen Einlegekarten
illustrieren den
Unterschied in der
Verteilung der synthe-
tischen Erdbeben mit
und ohne Clustering.



Das Ziel dieses Teilprojektes ist es, diese Einschränkungen sukzessive zu überwinden und so realistischere seismogene Quellmodelle zu erstellen, die aus numerischen Simulationen von realitätsnahen Modellen stammen. Dadurch wird es möglich sein, simulationsbasierte Gefährdungsberechnung der Quelle, der Ausbreitung und des lokalen Untergrundes zu einem Gesamtmodell zusammenzufügen. Dazu wurden diesbezüglich die Arbeiten zum sogenannten «Fractal PSHA» für die Schweiz abgeschlossen und publiziert [Spada et al., 2011]. Aufgrund der geringen Seismizität in erdbebenschwachen Gebieten und der Schwierigkeit, Bruchzonen zu identifizieren, bietet die Simulation von Erdbebenkatalog mittels eines fraktalen Ansatzes eine bessere Charakterisierung der Seismizität. Die bisherigen Ergebnisse zeigen eine Überschätzung der Gefährdung und eine Unterschätzung der Unsicherheiten durch herkömmliche PSHA-Verfahren. Ein Beispiel für den Unterschied von uniformer versus fraktaler PSHA für den Standort Mühleberg zeigt einen speziell grossen Unterschied in den Unsicherheiten (Figur 3). In einer anderen Forschungsrichtung wird die Wahrscheinlichkeit, dass Erdbebenbrüche die Erdoberfläche erreichen («Surface Faulting Probabilities»), für die Schweiz untersucht. Dazu wird zuallererst die Methodik erarbeitet und diese aufgrund des relativ einfach handhabbaren nationalen Gefährdungsmodells von 2004 ausgetestet. Des Weiteren wird die Interpretation der

3D seismischen Krustengeschwindigkeiten in der Schweiz mit Hilfe einer Kombination aus Daten der «controlled source seismology» (CSS) und «receiver functions» (RF) verbessert.

Historische Seismologie

Da Schadenbeben auf dem Gebiet der Schweiz relativ selten vorkommen, muss für Gefährdungsberechnungen auf Daten aus entsprechend weiten Zeiträumen zurückgegriffen werden. Die instrumentelle Seismologie liefert erst seit 1975 verlässliche Daten zur seismischen Aktivität auf dem Gebiet der Schweiz. Die Untersuchung der seismischen Gefährdung in der Schweiz ist deshalb auf historische Quellen aus der «vorinstrumentellen Zeit», d. h. auf zeitnahe Berichte aus allen Jahrhunderten angewiesen. Diese liegen für die neueste Geschichte u. a. in Form von makro-seismischen Erhebungen vor, für frühere Zeitperioden müssen Primärquellen und historische Erdbebenkataloge, die allerdings einer kritischen Prüfung bedürfen, beigezogen werden. Für grosse Erdbeben werden auch archäologische und paläoseismologische Befunde in die Interpretation der Ereignisse einbezogen.

Die Arbeiten der Expertengruppe Starkbeben ist in die Veröffentlichung des überarbeiteten Erdbebenkatalogs ECOS-eingeflossen. Die Publikation erfolgte einerseits in Form einer seit Juni 2011 öffentlich zugänglichen Online-Ausgabe ([178](http://www.seis-</p>
</div>
<div data-bbox=)

mo.ethz.ch), auf der die seismischen Parameter sowie, soweit vorhanden, Informationen über die Verteilung der Intensitäts-Datenpunkte und bibliographische Angaben abrufbar sind. Andererseits wurde eine detaillierte Dokumentation zum Erdbebenkatalog bereitgestellt. Diese beinhaltet eine zweibändige Buchpublikation (Schwarz-Zanetti und Fäh 2011, Gisler und Fäh, 2011), die den momentanen Forschungsstand in der historischen Seismologie am SED mit weiterführenden Kommentaren und Hinweisen vertieft zugänglich macht.

Weitere Aufgaben der nächsten Jahre sind weiterhin die Fortführung der historischen Dokumentation, des wissenschaftlichen Austausches, der Vermittlung der Forschungsergebnisse sowie der makroseismischen Erhebungen bei aktuellen Ereignissen, um die Datenbasis für die Kalibrierung historischer Erdbeben kontinuierlich zu verbessern. Zudem sollen Schadensbilder in Bezug auf die Einflüsse des geologischen Standorts und der Bau-substanz untersucht werden.

Nationale Kooperationen

Der Forschungsplan wurde in Zusammenarbeit mit dem ENSI ausgearbeitet und am 24. Februar in Brugg vorgestellt und diskutiert. Verschiedene Gruppenmitglieder nahmen an diversen Workshops des PRP teil. Die Teilnahme diente dazu, einen Überblick über das PRP-Projekt zu erhalten, sich in Aspekte des Projektes einzuarbeiten oder Resultate vorzustellen.

Die Rechenzeit für numerische Simulationen wird durch ein beim CSCS eingereichtes Projekt sichergestellt. An der ETH Zürich arbeiten wir mit dem Institut für Geotechnik, den verschiedenen Gruppen des SED und in enger Zusammenarbeit mit der Arbeitsgruppe von Prof. Kissling (Seismologie und Geodynamik) zusammen. Zudem besteht im Rahmen des Projektes COGEAR (<http://cogear.ethz.ch>) eine intensive Zusammenarbeit mit Partnern aus verschiedenen Bereichen des ETH-Bereichs.

Internationale Kooperationen

Eine enge Zusammenarbeit besteht im EU-Projekt SHARE (Seismic Hazard Harmonization in Europe), insbesondere die Zusammenarbeit mit Fab-

rice Cotton und Stéphane Drouet (Universität Joseph Fourier, Grenoble) und Frank Scherbaum und Nico Kühn (Universität Potsdam). Der neue Erdbebenkatalog der Schweiz (ECOS-09) floss in die Katalogarbeit im EU-Projekt SHARE ein. Für die Simulation der Wellenausbreitung in 2D ist eine Zusammenarbeit mit Fabian Bonilla (IRSN) geplant. Es besteht regelmässiger Austausch mit Kim Olsen von der San Diego State University (SDSU) im Zusammenhang mit der Verwendung und Entwicklung der Programme für die 3D-Simulation der Wellenausbreitung. Für das 3D-Referenzmodell für die Schweiz sind wir in enger Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern vom Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia (INGV).

Beurteilung 2011 und Perspektiven 2012

Nachdem die Expertengruppe Starkbeben nicht auf die ursprünglich vorgesehene Grösse mit vier Experten ausgebaut wird, besteht die Expertengruppe zukünftig aus zwei Experten. Der Forschungsplan für die sich im Aufbau befindliche Expertengruppe konnte aufgrund der neuen Rahmenbedingungen nicht weiter verfolgt werden. Die Neuausrichtung der Expertengruppe wurde zusammen mit dem ENSI definiert und wird sich zukünftig auf Aspekte fokussieren, welche für die Aufsichtstätigkeit des ENSI wichtig sind. Hauptziel wird es sein, das für die Tätigkeit des ENSI wichtige Fachwissen im Bereich der Seismologie zu erhalten und notwendigen Handlungsbedarf aufgrund von Forschungsfortschritten zu erkennen.

Die Forschungstätigkeiten im Jahr 2011 konnten unabhängig der Grösse der Expertengruppe Starkbeben und den bestehenden Randbedingungen weitergeführt werden.

Das Jahr 2012 steht im Zeichen der Umsetzung des ausgearbeiteten Forschungsplans für die Expertengruppe Starkbeben, bestehend aus 2 Experten.

Publikationen

Peer-reviewed publications and books related to the project (November 2011)

■ *B. Edwards and D. Fäh (2011), A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. Submitt-*

ted to Bulletin of the Seismological Society of America.

- *B. Edwards, V. Poggi and D. Fäh (2011)*, A Predictive Equation for the Vertical-to-Horizontal Ratio of Ground Motion at Rock Sites Based on Shear-Wave Velocity Profiles from Japan and Switzerland. Bulletin of the Seismological Society of America, 101(6).
- *V. Poggi, B. Edwards and D. Fäh (2011)*, Characterizing the Vertical to Horizontal Ratio of Ground-Motion at Soft Sediment Sites. Submitted to Bulletin of the Seismological Society of America.
- *M. Spada, S. Wiemer, and E. Kissling (2011)*, Quantifying a Potential Bias in Probabilistic Seismic Hazard Assessment: Seismotectonic Zonation With Fractal Properties. Bulletin of the Seismological Society of America, 101(6).
- *M. Gisler und D. Fäh (2011)*, Grundlagen des Makroseismischen Erdbebenkataloges der Schweiz (1681–1878), Band 2, vdf Hochschulverlag AG an der ETH Zürich, ISBN 978-3-7281-3407-3, DOI:10.3218/3407-3.
- *G. Schwarz-Zanetti und D. Fäh (2011)*, Grundlagen des Makroseismischen Erdbebenkataloges der Schweiz (1000–1680), Band 1, vdf Hochschulverlag AG an der ETH Zürich, ISBN 978-3-7281-3406-6, DOI:10.3218/3406-6.

Poster presentations and extended abstracts related to the project (November 2011):

- *B. Edwards, V. Poggi and D. Fäh (2011)*, A Predictive Equation for the Vertical to Horizontal Ratio of Ground-Motion at Rock Sites Based on Shear Wave Velocity Profiles. 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, 2011, Santa Barbara, California. Available Online: <http://esg4.eri.ucsb.edu/sites/esg4.eri.ucsb.edu/files/5.22%20Edwards%20et%20al.pdf> [last accessed 28/11/11].
- *B. Edwards, D. Fäh and D. Giardini (2011)*, A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. 4th IASPEI / IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, 2011, Santa Barbara, California. Available Online: <http://esg4.eri.ucsb.edu/sites/esg4.eri.ucsb.edu/files/3.3%20Edwards%20et%20al.pdf> [last accessed 28/11/11].
- *V. Poggi, B. Edwards and D. Fäh (2011)*, Characterizing the Vertical to Horizontal Ratio of

Ground-Motion in Soft Sediment Sites. 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, 2011, Santa Barbara, California. Available Online: <http://esg4.eri.ucsb.edu/sites/esg4.eri.ucsb.edu/files/5.23%20Poggi%20et%20al.pdf> [last accessed 28/11/11].

- *D. Roten, D. Fäh and J. Laue (2011)*, Application of a Neighbourhood Algorithm for Parameter Identification in a Cyclic Mobility Model. 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, 2011, Santa Barbara, California. Available Online: <http://esg4.eri.ucsb.edu/sites/esg4.eri.ucsb.edu/files/2.8%20Roten%20et%20al.pdf> [last accessed 28/11/11].

Referenzen

- [1] *N. Abrahamson, G. Atkinson, D. Boore, Y. Bozorgnia, K. Campbell, B. Chiou, I. M. Idriss, W. Silva and R. Youngs (2008)*, Comparisons of the NGA ground-motion relations, Earthq Spectra, 24(1), 45-66.
- [2] *P.-Y. Bard und M. Bouchon (1980a)*, The seismic response of sediment-filled valleys. Part 1. The case of incident SH waves. Bull. seism. Soc. Am., 70(4):1263–1286, August.
- [3] *P.-Y. Bard und M. Bouchon (1980b)*, The seismic response of sediment-filled valleys. Part 2. The case of incident P and SV waves. Bull. seism. Soc. Am., 70(5): 1921–1941, October.
- [4] *L. F. Bonilla, P.-C. Luis, und S. Nielsen (2006)*, 1d and 2d linear and nonlinear site response in the Grenoble area. In Third International Symposium on the Effects of Surface Geology on Seismic Motion, Grenoble, France, 30 August–1 September 2006, number 82.
- [5] *K. W. Campbell (1997)*, Empirical near-source attenuation relationships for horizontal and vertical components of peak ground acceleration, peak ground velocity, and pseudo-absolute acceleration response spectra, Seism. Res. Lett. 68, 154–179.
- [6] *L. A. Dalguer und S.M. Day (2007)*, Staggered-grid split-node method for spontaneous rupture simulation. J. Geoph. Res., 112:B02302.
- [7] *S. Drouet, F. Cotton und P. Gueguen (2010)*, $\nu(S30)$, κ , regional attenuation and

- M-w from accelerograms: application to magnitude 3-5 French earthquakes, *Geophys. J. Int.*, 182(2), 880-898.
- [8] *B. Edwards, B. Allmann, D. Fäh und V. Poggi (2010b)*, Stochastic model for Switzerland, Swiss Seismological Service Technical Report: SED/PRP/R/006/20091130, for the swissnuclear PEGASOS Refinement Project.
- [9] *B. Edwards, D. Fäh und D. Giardini (2011a)*, Attenuation of seismic shear wave energy in Switzerland. *Geophys. J. Int.*, 185(2), 967-984. doi: 10.1111/j.1365-246X.2011.04987.x.
- [10] *B. Edwards, V. Poggi und D. Fäh (2011b)*, A Predictive Equation for the Vertical to Horizontal Ratio of Ground-Motion at Rock Sites based on Shear Wave Velocity Profiles: Application to Japan and Switzerland. Submitted to *Bull. Seism. Soc. Am.*
- [11] *B. Edwards, V. Poggi und D. Fäh (2011c)*, Characterizing the vertical to horizontal ratio of ground-motion at soft sediment sites derived from recorded ambient vibrations. Schweizerischer Erdbebendienst ETH Zürich, In technical Report SED/PRP/R/031/20110630, for the Pegasos Refinement Project.
- [12] *D. Fäh, D. Giardini, P. Kästli, N. Deichmann, M. Gisler, G. Schwarz-Zanetti, S. Alvarez-Rubio, S. Sellami, B. Edwards, B. Allmann, F. Bethmann, J. Wössner, G. Gassner-Stamm, S. Fritsche, D. Eberhard, 2011*, ECOS-09 Earthquake Catalogue of Switzerland Release 2011 Report and Database. Public catalogue, 17. 4. 2011. Swiss Seismological Service ETH Zurich, Report SED/RISK/R/001/20110417.
- [13] *D. Giardini, S. Wiemer, D. Fäh und N. Deichmann (2004)*, Seismic hazard assessment of Switzerland, 2004, SED internal report.
- [14] *M. Gisler und Fäh, D. (2011)*, Grundlagen des Makroseismischen Erdbebenkataloges der Schweiz (1681–1878), Band 2, vdf Hochschulverlag AG an der ETH Zürich, ISBN 978-3-7281-3407-3, DOI:10.3218/3407-3
- [15] *B. Goertz-Allmann, B. Edwards, F. Bethmann, N. Deichmann, J. Clinton, D. Fäh und D. Giardini (2010)*, A new empirical magnitude scaling relation for Switzerland. BSSA submitted. 16.
- [16] *Z. Gülerce und N. Abrahamson (2011)*, Site-Specific Design Spectra for Vertical Ground-Motion, accepted for publication in *Earthquake Spectra*.
- [17] *S.-Y. Iai, Y. Matsunaga, und T. Kameoka (1990)*, Parameter identification for a cyclic mobility model. Report of the Port and Harbour Research Institute, 29:57–83.
- [18] *X. S. Li, ZL Wang und C.K. Shen (1992)*, SUMDES: a nonlinear procedure for response analysis of horizontally-layered sites subjected to multi-directional earthquake loading. Department of Civil Engineering, University of California, Davis, page 86.
- [19] *P. M. Mai, W. Imperatori und K. B. Olsen (2010)*, Hybrid Broadband Ground-Motion Simulations: Combining Long-Period Deterministic Synthetics with High-Frequency Multiple S-to-S Backscattering. *Bull. seism. Soc. Am.*, 100(5A): 2124–2142.
- [20] *B. Mena, P. M. Mai, K. B. Olsen, M. D. Purvance und J. N. Brune (2010)*, Hybrid Broadband Ground-Motion Simulation Using Scattering Green's Functions: Application to Large-Magnitude Events. *Bull. seism. Soc. Am.*, 100(5A): 2143–2162.
- [21] *K. B. Olsen, S. M. Day, L. A. Dalguer, J. Mayhew, Y. Cui, J. Zhu, V. Cruz-Atienza, D. Roten, P. Maechling, T. Jordan, D. Okaya und A. Chourasia (2009)*, Shakeout-d: Ground motion estimates using an ensemble of large earthquakes on the southern san andreas fault with spontaneous rupture propagation. *Geophys. Res. Lett.*, 36:L04303.
- [22] *V. Poggi, B. Edwards und D. Fäh, (2011c)*, V/H of 5% Damped Response Spectra for NPP sediment sites. . Schweizerischer Erdbebendienst ETH Zürich, in technical report SED/PRP/R/031/20110702, for the Pegasos Refinement Project.
- [23] *J.H. Prevost (2010)*, Dynaflow. Princeton University, Princeton, NJ.
- [24] *D. Roten, D. Fäh, L.F. Bonilla, S. Alvarez-Rubio, TM Weber und J. Laue (2009)*, Estimation of non-linear site response in a deep Alpine valley. *Geophys. J. Int.*, 178(3):1597–1613. ISSN 1365-246X.
- [25] *D. Roten, K.B. Olsen, J. Pechmann, V. Cruz-Atienza und H. Magistrale (2011b)*, 3-D Ground motion modeling for M7 dynamic rupture earthquake scenarios on the Wasatch fault, Utah. Part I: Spontaneous rupture simulations and wave propagation. *Bull. seism. Soc. Am.*, in press.
- [26] *G. Schwarz-Zanetti und D. Fäh (2011)*, Grund-

- lagen des Makroseismischen Erdbebenkataloges der Schweiz (1000–1680), Band 1, vdf Hochschulverlag AG an der ETH Zürich, ISBN 978-3-7281-3406-6, DOI:10.3218/3406-6.
- [27] *M. Spada, S. Wiemer und E. Kissling (2011)*, Correcting a potential bias in Probabilistic Seismic Hazard Assessment: Seismotectonic Zonation with fractal properties. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, in press.
- [28] *T. Weber, J. Laue und S. M. Springmann (2007)*, Geotechnical laboratory tests for identification of soil parameters for the cyclic mobility model of sandy soil from Visp (VS). Project report – SHAKE-VAL 2, ETH Zürich, Institute for Geotechnical Engineering.
- [29] *S. Wiemer, M. Garcia-Fernandez und J. P. Burg (2009)*, Development of a seismic source model for probabilistic seismic hazard assessment of nuclear power plant sites in Switzerland: the view from PEGASOS Expert Group 4 (EG1d), *Swiss Journal of Geo-sciences*, 102(1), 189-209.
- [30] *S. Wiemer, D. Giardini, D. Fäh, N. Deichmann und S. Sellami (2008)*, Probabilistic Seismic Hazard Assessment of Switzerland: Best Estimates and Uncertainties, *J. Seismology*.

Human Reliability Analysis

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/D16, 5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2967, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of the Project	2010 to 2013

ABSTRACT

In the Human Reliability Analysis (HRA-IV) Project, models and methods for the analysis of human factors in Probabilistic Safety Assessments (PSAs) of nuclear power plants (NPPs) are developed, applied, and evaluated. The project aims are to a) develop a method for analyzing errors of commission (EOCs) and use it to assess plant-specific EOC risk, b) reduce the variability and uncertainty in the results of HRAs, and c) develop HRA methods for PSAs for area event initiators. In 2011, the topics addressed and results achieved include:

- Revision of the EOC quantification method CESA-Q (Commission Errors Search and Assessment) to improve traceability. A new approach for estimating EOC probabilities was developed, according to which the probabilities are produced as outputs of a mathematical model. The relationships underlying the model are determined from a database of errors of commissions during operational events. The reduced need for subjective judgment in the quantification will increase traceability and reduce variability.
- Evaluation of HRA methods by benchmarking to simulator data. The comparison of

predictions with reference data and preliminary method assessments were completed for review by the analysis teams. The ranking of human failure events (HFEs) was reasonable for most methods, while there was one order of magnitude or less difference among teams within each method, providing some indications on inter-analyst consistency. On the other hand, variability in the HEP estimates for a very easy action was very significant, suggesting inconsistencies in the methods' baseline failure probabilities and/or shortcomings in their guidance for actions with a very small failure potential.

- Examination of selected earthquake experiences at nuclear power plants, focusing on information relevant for seismic HRA. One observation confirms that an earthquake is not a punctual event: personnel activities do not return to a fully normal state for an extended period after the main shock. The other is that even when safety-related equipment and systems are to a large degree unaffected by the earthquake, damage to non-safety-related or less important safety equipment can lead to a sustained increase in the workload of the personnel and affect their ability to respond.

Project goals

Human performance is central to the safe and reliable operation of nuclear power plants and other complex systems. 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. The project Human Reliability Analysis (HRA-IV) addresses the following issues

- The analysis of Errors of Commission and, more broadly, decision-related failures; the issue of HRA dependence that is closely related to these; and the recovery of decision failures.
- Variability in the results of HRAs.
- The extension of HRA applications to scopes other than internal initiating events in Full Power and Low Power and Shutdown (LPSD) operating modes, for instance area events.

in four subprojects: 1) **EOC plant-specific pilot study III**, 2) **Quantification of EOCs**, 3) **Simulator data for HRA and HRA method assessment**, 4) **Technical basis for seismic HRA**.¹

The main goals for 2011 were:

EOC plant-specific pilot study III

1. Organization of EOC Pilot Study III with a Swiss plant.

¹ In parallel to this research project, PSI/INES supports ENSI through on-call tasks. The tasks related to HRA are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to ENSI by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). The work carried out within on-calls provides impulses for the research and motivates the development efforts to enhance current methods. As the on-call tasks are funded separately, their specific content and results are not addressed in the present report.

Like the earlier Error of Commission (EOC) pilot studies, this study is an assessment of potential EOC scenarios and their risk significance for a specific Swiss plant. At its conclusion, three of the four Swiss plants will have an initial characterization of their EOC risk. The studies are pilot studies due to the need for further developments in the method for the estimation of the probabilities of these scenarios.

Quantification of EOCs

2. Revision of CESA-Q guidance, focusing on traceability and scope.

CESA-Q is PSI's method for the quantification of errors of commission. In applying the current method to estimate the probability of EOCs, one of the steps involves selecting a few events from the CESA database that are most similar to the EOC of interest and adjusting the probabilities associated with these events in a fairly complex interpolation process. Due to the limited available data, few events are available for selection as «most similar» and the adjustment for the EOC of interest is correspondingly extensive. The aim of the work in 2011 was to reduce the subjectivity involved with the selection of the database events as well as with the adjustments, which is a main source of inter-analyst variability. The work in 2011 consisted mainly of the revision of CESA-Q to incorporate a Bayesian Belief Network as a basis for quantification.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

3. Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study.

The HRA Empirical Studies are assessments of HRA methods based on benchmarking them against simulator data for nuclear power plant emergency scenarios. The U.S. Study is a follow-on effort to the International HRA Empirical Study. In addition to assessing the methods based on comparing HRA predictions against data, its main aims are to: 1) evaluate the variability in the HRA results obtained by different analysts using the same method, which was not possible due to the design of the earlier study, and 2) extend the conclusions from the method assessments through additional cases and the use of a full-scope training simulator at a U.S. nuclear power plant.

The main 2011 tasks were the comparisons of HRA predictions with the reference data. These

comparisons and the preliminary method assessments were presented to the HRA analysis teams for feedback in a workshop.

4. Derivation of scenario-specific lessons for HRA from the data collected in the simulator studies of the HRA benchmarks.

The second goal related to simulator data for HRA is to derive information on human performance for HRA practitioners (analysts) to take into consideration in predictive analyses. In this case, this is a parallel use of the data collected in the HRA Empirical Studies, in which HRA method assessments have been the main objective.

Technical Basis for Seismic HRA

5. Detailed overview of earthquake experiences at selected nuclear power plants.

The main 2011 goal was to document significant earthquake experiences in nuclear power plants worldwide up to 2011. The events at the Fukushima site in Japan in March 2011, triggered by a major earthquake and associated tsunami, change the overall context. However, they are not addressed at this time, in particular due to the slow emergence of the organizational and human response information that is of primary interest for seismic HRA.

Work carried out and results obtained

EOC plant-specific pilot study III

- Organization of EOC Pilot Study III with a Swiss plant.

The study plan for EOC pilot study III was presented to a Swiss nuclear utility and resulted in a memorandum of understanding.

Quantification of EOCs

- Revision of CESA-Q guidance, focusing on traceability and scope.

Errors of Commission (EOCs) are PSA Human Failure Events (HFEs) where the personnel performs an action that aggravates an accident scenario. They can be contrasted to HFEs where a required action is not performed. PSI's method for the quantification of EOCs, CESA-Q (Commission Errors Search and Assessment) [1, 2], was revised with focus on improving traceability of the analysis. In its current form [1], quantification in CESA-Q is based

on a match-and-adjust approach: it involves comparing the EOC under analysis with entries from a database of 26 EOCs identified from operational events, already analyzed qualitatively and quantitatively in [2, 3]. The closest entry in the database provides the reference probability value for the new analysis. Given the limited number of entries in the database, the identification of a very close match is indeed rare and guidelines for adjusting the reference are limited (and very difficult to develop). The consequence is that the HEP quantification may be of limited traceability and repeatability (different analysts may get different results). Note this shortcoming was also pointed out in the recent evaluation of CESA-Q within the International Human Reliability Analysis (HRA) Empirical Study [4, 5].

The new concept developed in 2011 for EOC quantification in CESA-Q is based on an explicit model, in contrast to the match-and-adjust approach of [2]. The adoption of a model-based approach is expected to reduce the subjectivity in the current approach, because the applicable error probability directly follows from the factor evaluations, without need for additional judgments by the analyst (on identification of the closest match and on possible adjustment) [6]. The model is a Bayesian Belief Net (BBN), a mathematical framework to model complex probabilistic causal relationships [7]. BBNs have been used in various applications for risk and reliability analysis, where probabilistic models involve numerous, possibly correlated and interacting factors [8].

The quantitative relationships underlying the model are informed based on the existing CESA-Q database. To do so, a Bayesian approach was specifically tailored in the present work for use in the HRA field. From a conceptual point of view, the idea is to update belief concerning an unknown variable (the human error probability), in light of evidence from a database entry. The developed approach has a number of interesting features including its generality (could be relevant for other HRA methods) as well as possible combination of information from expert judgment and field data (e.g. from simulator studies).

The use of the developed model for EOC quantification is shown in Figure 1. Taking the analyst assessments as inputs, the model produces a distribution in terms of strength of their impact on the error probability (this distribution is then pro-

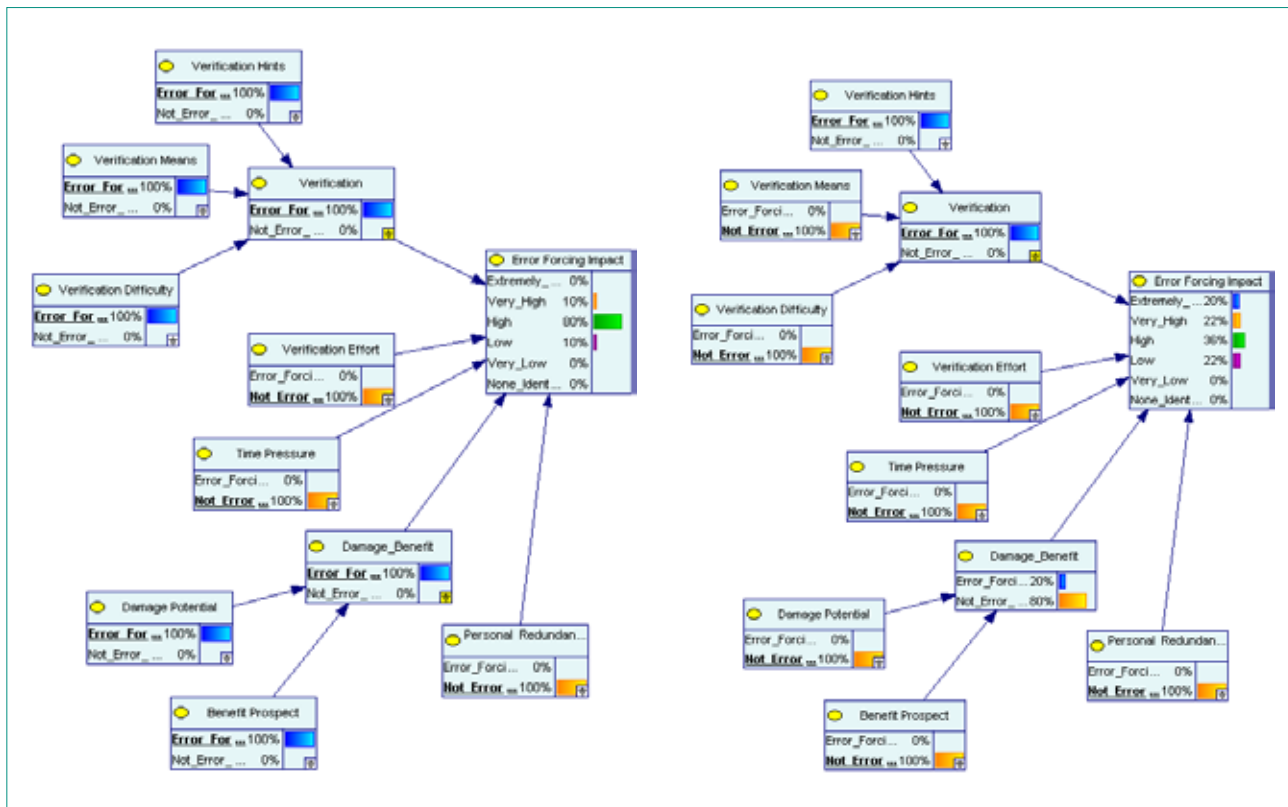


Figure 1:

In the proposed model-based approach, the EOC probability (expressed as a category of error-forcing impact) is directly produced by the model once the input factors are evaluated. Depending on whether assessment involves relationships covered by the database, the model output can be well peaked (left) or very uncertain (right) (implemented in GeNe modeling framework [9]).

cessed to derive the typical figures needed for PSA, the mean and error bounds). If the analyst assessment involves model relationships that could be informed by the data, then the model produces a well identifiable peak (Figure 1, left). If not, the model predictions can be quite uncertain (Figure 1, right). At the present stage, the existing entries in the database did not allow covering all relationships needed to build the model. However, the developed Bayesian approach to inform relationships can also be used to fill in with expert judgment the missing evidence from the database. This will be implemented in the future project work in connection with the extension of the CESA-Q reference basis.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

■ Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study. The U.S. HRA Empirical Study addresses four HRA methods: ASEP, SPAR-H, the combination of HCR/ORE and cause-based decision trees (as recommended in and supported by EPRI HRA Calculator), and ATHEANA. The assessment of inter-analyst reliability is one of the elements added to the method assessment in this follow-on to the

preceding international study. To allow for this, each method was applied by multiple independent teams: 3 HCR/ORE + Cause-Based Decision Tree (EPRI Calculator) teams, 2 SPAR-H teams, 2 ATHEANA teams, and 2 ASEP teams. PSI participates in the U.S. HRA Empirical Study, performing the evaluation of the HRA predictions for one of the two ATHEANA analysis teams and contributing to the method assessments.

The main work for 2011 was the comparison of the HRA predictions with the reference data for 4 operator actions (human failure events or HFEs) in 4 simulated emergency scenarios. These were a Loss of Component Cooling Water with a potential to induce a reactor coolant pump seal, a Loss of Coolant Accident, a Loss of Feedwater event with an induced Steam Generator Tube Rupture (SGTR), and a base case SGTR. These assessments of each team's predictions were documented in a draft report [Forester et al., 2011] and presented to the HRA analysis teams for feedback at a project workshop hosted by the US Nuclear Regulatory Commission in June 2011. The workshop was also used to present an initial set of conclusions concerning the observed variability in analysis practices as well as in the assumptions for the analyzed actions (HFEs) and

some relationships among the methods, their features, and their predictive performance and inter-analyst reliability.

Figure 2 shows the preliminary quantitative HRA analysis results plotted against the 90% confidence bounds of the reference data, based on the simulator observations. The narrow bounds for HFEs 2A and 1C reflect the fact that none and only 1 of the four observed crews met the success criteria defined for these actions. In contrast, all crews met the success criteria for HFE 1A and 3A; the small difference in the confidence bounds of the reference data for these HFEs is due to there being only 3 observations of the HFE 3A task due to a simulator issue that arose during data collection. HFE 1B at the right represents a scenario where the crews would allow the reactor to trip automatically rather than manually; all crews tripped manually in this scenario so that there were no observations of this performance context.

Several patterns may be seen in this set of figures; these observations are some of the starting points for the assessments of the methods' performance and reliability, which were initiated at the June 2011 workshop and are on-going. It should be emphasized that the comparison to the confidence bounds is only one of the quantitative comparisons performed on this data; for example, the quantitative assessment criteria give a high weight to the ranking of the HFEs. Most of the HRA analysis teams were able to distinguish between the more difficult HFEs and the remaining HFEs; a notable exception is one of the SPAR-H analyses that predicted practically the same failure probability for all HFEs. Comparing across methods, the four analysis teams applying SPAR-H and ATHEANA tended to underestimate the failure probability for HFE 2A. Consequently, the assessments are currently reviewing whether the scope of these methods or their guidance may be systematically overlooking a feature of the

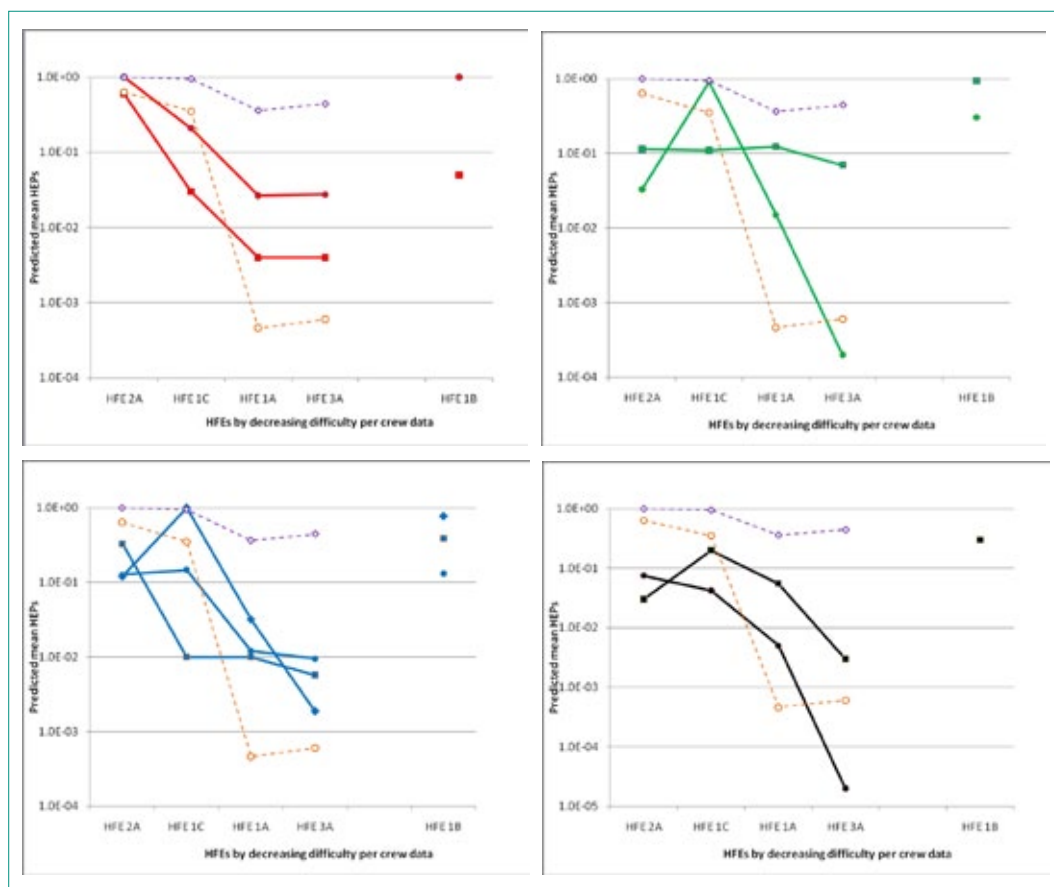


Figure 2: Quantitative results used in the method assessments of the U.S. HRA Empirical Study [Forester et al., 2011]. The dashed lines represent the 90% confidence bounds of the reference data based on the simulator. For legibility, the predictions from each analysis team are connected with solid lines. The predictions for HFE1B are not connected and there are no confidence bounds because there were no simulator observations of this HFE. The methods are: ASEP (red), SPAR-H (green), ATHEANA (black), and EPRI HRA Calculator (blue).

performance context that is important in this HFE. While the predictions from the EPRI HRA Calculator/CBDT analysis teams (shown in blue) also underestimate HFE 2A, it is worth noting here that the confidence bounds for HFE 2A are narrow but do result from a very small sample size. At the same time, all three analyses differentiate strongly between HFE 2A and the easier 2A and 3A actions. Moreover, one ASEP (red) and EPRI calculator (blue) teams severely underestimate HFE 1C. Again, the presence of a systematic underlying cause is also being examined.

As mentioned, the study design with multiple HRA analysis teams per method allowed inter-analyst method reliability to be examined to some degree. Interestingly, the oldest and most recent methods show fairly strong consistency (ASEP in red and ATHEANA in black). The causes for the discrepancies between the SPAR-H (green) and among the EPRI HRA Calculator (blue) results are being investigated. Although the study is fairly limited in terms of the number of scenarios and actions (HFEs), number of observed crews, and number of HRA analysis teams, these examinations of the predictions in light of simulator data remain able to identify limitations and potential improvements for the methods.

The final report for the US study is under preparation, for completion in 2012. It extends the draft report and consists of the revised benchmark comparisons of predictions and data and the overall assessments of each method and study findings.

- Derivation of scenario-specific lessons for HRA from the data collected in the simulator studies of the HRA benchmarks

The scenario-specific insights for HRA practitioners are in the scope of the final reports under preparation for the International and U.S. HRA Empirical Studies.

The report for the LOFW phase of the International Study was published [Dang et al, 2011].

Technical Basis for Seismic HRA

- Detailed overview of earthquake experiences at selected nuclear power plants.

Seismic HRA refers to the adjustments to human failure event probabilities to account for the effect of earthquakes. In this work, the improvement of the technical basis for seismic HRA is addressed in three parts. First, what mechanisms or influences on human reliability should the adjustments ac-

count for? Second, what is the state-of-knowledge concerning these influences? Third, what influences on human performance during and especially following earthquakes have been observed? The work in 2011 focused on the observations related to the experience at specific nuclear power plants.

The survey of large earthquakes near nuclear power plants, performed in 2010 and focusing on the Pacific «rim of fire», indicated that the experience of NPPs at safe shutdown earthquake levels and above is limited to a very small number of sites. The only cases in the period 1989–2009 in which the facility's safe shutdown earthquake was exceeded are the 2007 Chuetsu earthquake and the 2005 Honshu earthquake in Japan. The safe shutdown earthquake level (in Japan, the upper limit design basis extreme earthquake ground motion), is the earthquake potential for which the structures, systems, and components important to safety are designed to be functional. In the 2007 earthquake, all 4 units at Kashiwazaki-Kariwa that were not in outage shut down automatically; in the 2005 Honshu earthquake, the 3 Onagawa units shut down automatically [10]. In the remaining cases, the earthquake ground motion at the plant was below or near the operating basis earthquake, the level for which the reactor is designed to be able to continue operating safely (although many plants are set to trip at levels below the operating basis earthquake and did so).

In general, much of the scientific literature related to the surveyed earthquakes deals with the accelerations, motions, and response of structures of interest to seismologists and civil/structural engineers. The literature review found limited information on the demands of the events and their impact on the operators, which is the primary focus of this task. One reason for this is that, even for earthquakes with extensive damage widely reported in the news, the accelerations at the plant can be quite low due to distance from the epicenter to the power plant. An example is the 1995 Kobe earthquake with 6434 reported fatalities, where the distance from epicenter to the nearest commercial nuclear power plant is approximately 130 km. In terms of the plant response, reporting in the literature as well as operational experience database will be limited if a plant shutdown is not required or the plant shuts down safely. Information from reports and scientific articles on the two

cases above and the 2003 earthquake in San Simeon, California, USA, are summarized next.

The 2003 San Simeon earthquake resulted in 0.04 g horizontal acceleration in the control room of the Diablo Canyon NPP (2 units) and the plant continued to operate, in accordance with planning. Notification of the authorities and inspection of the plant were performed, according to the requirements for such an event. The utility's report to the nuclear authority provides details relevant to assessing the personnel's workload. It notes that numerous alarms, associated with the movement of fluids in tanks, were activated in both units; these were cleared and returned to normal after the seismic activity stopped. Personnel were dispatched to the affected systems for visual inspection and a plant inspection walk-down using a specific procedure was initiated. Timed from the earthquake, the walk-down started at 14 minutes, the emergency operations facility was staffed at 20 minutes, the authorities were notified at 25 minutes. The plant declared a Notice of Unusual Event at 6 minutes and maintained this state for 24 hours, until inspections were completed as well as due to the aftershocks. The latter suggests that an earthquake is not a punctual event: the activities of the personnel do not return to a fully normal state for an extended period after the main earthquake.

In the 2007 Chuetsu earthquake, all 3 operating units (3, 4, and 5) and 1 unit in start-up (2) at the Kashiwasaki-Kariwa NPP shut down automatically. The event was classed INES 0 (the lowest on the scale). Only equipment with low safety importance failed; the most notable may be the fire at the Unit 3 house transformer, which had a social impact due to media reports, both local and worldwide. There was significant damage to non-safety related equipment. The reports note that even for this non-safety related equipment, measures were needed to address widespread impacts from common cause failures, there were adverse interactions with safety-related equipment, and the fire piping failed. The personnel's ability to respond and the response to the earthquake and its consequences were affected by a) a damaged entrance door to the Technical Support Center, which prevented access to the dedicated line for contacting the fire station, b) the lack of a 24-hour fire brigade, and c) the reliance of transformer fire protection on fire walls and the lack of chemical fire-fighting engines. This event suggests

that even when safety-related equipment and systems are to a large degree unaffected by the earthquake, damage to non-safety-related equipment can lead to a sustained increase in the workload of the personnel. In addition, there can be interactions between safety-related and non-safety related equipment, and between equipment and facility damage and the personnel's ability to respond. With the exception of the tsunami effects at Fukushima in the March 2011 earthquake, the earthquake experience at NPPs shows limited to very limited damage to safety-related equipment and limited or no adverse effects to the public and environment. (Note that at Fukushima, the tsunami and its effects caused most of the damage to safety-related equipment. Assessment of the extent of seismic damage to equipment is on-going.) With few exceptions, the reports on the surveyed events provide relatively little information regarding the challenges facing the personnel and the details of personnel performance. It can be seen that damage to non-safety-related equipment may lead to a sustained workload for the personnel; furthermore, communication with the authorities, media, the public represent a significant additional workload.

National Cooperation

The research within the HRA 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.

Agreement was reached with a Swiss plant to perform the third plant-specific pilot study on Errors of Commission, as foreseen in the project.

International Cooperation

In a follow-on effort to the International HRA Empirical Study, PSI is contributing to the benchmark design and HRA method assessment. The U.S. HRA Empirical Study is a cooperation between the U.S. Nuclear Regulatory Commission and a U.S.

utility, using its full-scope training simulator. The OECD Halden Project is also supporting the U.S. study with its staff as part of the Project's Joint Programme, to which Switzerland (ENSI) contributes. Additionally, a diverse group of partners including industry, regulators, and research institutes, are contributing on the assessment group as well as in the HRA analyst teams. In addition to PSI, these include EPRI, Sandia National Laboratories, Idaho National Laboratory, SAIC, all US; NRI, Czech Rep. PSI is participating in a task group within the OECD NEA / Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI), «Establishing Desirable Attributes of Current Human Reliability Assessment Techniques In Nuclear Risk Assessment». This task, led by the U.K. Nuclear Installations Inspectorate, is a joint task of the Working Group on Human and Organizational Factors and the Working Group on Risk Assessment. Its aim is to perform an international technical evaluation of HRA methods, considering criteria shared by the member countries and other common criteria. The task group held its first meeting in Sept. 2011, with the next meetings planned for March and September/October 2012. The work related to crew-plant simulation for safety assessment is supported by a cooperation with the University of Maryland (Prof. A. Mosleh), on the ADS software tool for dynamic event tree analysis [11, 12].

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

EOC plant-specific pilot study III

1. Organization of EOC Pilot Study III with a Swiss plant.

The pilot study will be initiated in 2012, based on the agreement reached in 2011 with a Swiss plant.

Quantification of EOCs

2. Revision of CESA-Q guidance, focusing on traceability and scope.

In the developed model-based quantification, the human error probability is the direct output of the model. This decreases the element of judgment (which is typically leading to low traceability and repeatability) required for the analyst: once appropriate evaluations of the CESA-Q factors are made, the probability derivation does not need any additional judgment from the analyst. A re-

port on the developed quantification approach will be completed in early 2012.

While the 2011 revision of CESA-Q focused on the quantification element, the main objective for 2012 is the revision of the method guidance for qualitative error analysis, focusing on additional reference analyses that support identification of challenging conditions inducing more likely errors. This would extend the scope of the method to situations outside the current coverage of the CESA-Q database.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

3. Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study.

The preliminary evaluation in the U.S. study was completed and reviewed with the analysis teams at a workshop hosted by the US NRC in Rockville, MD, USA, in June 2011. The results will be presented publically in two contributions to the PSAM11 conference in June 2012. The final report on the U.S. study is scheduled to be completed in 2012. In parallel, the study assessment team is completing a final overall report on the International Study, also to be published in 2012. The U.S. study confirmed many of the earlier international study results, its final report focuses on the consistency of predictions and of method performance across analysis teams.

4. Derivation of scenario-specific lessons for HRA from the data collected in the simulator studies of the HRA benchmarks.

These lessons are presented in the International HRA Empirical Study final report, to appear in 2012.

Technical Basis for Seismic HRA

5. Detailed overview of earthquake experiences at selected nuclear power plants.

The survey of earthquake experiences at nuclear power plants, focused on the human performance elements, highlighted several issues relevant for seismic HRA: interaction of non-safety-related damage with emergency response, weaknesses in limited aspects of emergency plans, the impact of those weaknesses on personnel workload. The survey included only 1 event approaching the design basis safe shutdown earthquake level (Suruga Bay, 2009, for Hamaoka Unit 5), which means that there was no or very limited damage to safe-

ty-related equipment. In general, increased workload was found at levels well below design basis earthquake levels.

The exception, outside the scope of the survey, is the 2011 earthquake and tsunami at Fukushima, where the tsunami's effects led to significant damage to safety-related systems and to the reactor cores. This accident is expected to provide important insights for safety and emergency planning; however, information on personnel and organizational performance is only emerging gradually. While a comprehensive understanding of the accident will take time, most plants have added technical measures and are updating their emergency planning and procedures to reflect the emerging lessons learned. This may imply that the experience prior to 2011 will increasingly reflect different provisions for earthquake response than those applicable in 2012 and beyond.

For 2012, the work will continue with the preparation of a survey to be used for a structured elicitation from a diversity of experts (human factors, psychology, nuclear operations, emergency preparedness) of information relevant to the technical basis for seismic HRA diverse experts.

Publications

- *L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres*, «First Results from a Study for Errors of Commission for a Boiling Water Reactor», Proc. ANS Int. Topical meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2011), Wilmington, NC, USA, 13–17 March 2011, CD-ROM.
- *J. Forester, M. Hildebrandt, H. Broberg, R. Nowell, H. Liao, V.N. Dang, M. Presley, A. Bye, J. Marble, E. Lois, B. Hallbert, T. Morgan*, US HRA Empirical Study – Comparison of HRA Method Predictions to Operating Crew Performance in a US Nuclear Power Plant Simulator and an Assessment of the Consistency of HRA Method Predictions, draft report for review, June 2011.
- *A. Bye, E. Lois, V.N. Dang, G. Parry, J. Forester, S. Massaiu, R. Boring, P.O. Braarud, H. Broberg, J. Julius, I. Männistö, P. Nelson*, International HRA Empirical Study – Phase 2 Report, Results from Comparing HRA Methods to HAMMLAB Simulator Data on SGTR Scenarios, NUREG/IA-0216, Vol. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., August 2011.
- *V.N. Dang, J. Forester, R. Boring, H. Broberg, S. Massaiu, J. Julius, I. Männistö, H. Liao, P. Nelson, E. Lois, A. Bye*, The International HRA Empirical Study – Phase 3 Report, Results from Comparing HRA Methods predictions to HAMMLAB Simulator Data on LOFW Scenarios, Halden Work Report HWR-951, OECD Halden Project, Halden, Norway, September 2011.

References

- [1] *B. Reer*, Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, 2009.
- [2] *B. Reer, V.N. Dang*, Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, 2009.
- [3] *B. Reer*, An Approach for Ranking EOC Situations Based on Situational Factors. LEA 09-304, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, 2009.
- [4] *E. Lois, V.N. Dang, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, M. Hildebrandt, P.Ø. Braarud, G.W. Parry, J.A. Julius, R. Boring, I. Männistö, A. Bye*, International HRA Empirical Study – Phase 1 Report: Description of Overall Approach and Pilot Phase Results from Comparing HRA Methods to Simulator Performance Data, NUREG/IA-0216 Vol. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 2009.
- [5] *E. Lois, V.N. Dang, G. Parry, J. Forester, H. Broberg, S. Massaiu, R.L. Boring, P.O. Braarud, H. Broberg, J. Julius, I. Männistö, P. Nelson, A. Bye*, «International HRA Empirical Study – Phase 2 Report, Results from Comparing HRA Methods to HAMMLAB Simulator Data on SGTR Scenarios, Halden Work Report HWR-915, March 2010.
- [6] *L. Podofillini, V.N. Dang, E. Zio, P. Baraldi, M. Librizzi*, Using Models To Incorporate Expert Knowledge In Human Reliability Analysis – A Dependence Assessment Method. Risk Analysis, Vol. 30, 2010, 8, pp. 1277–1297.
- [7] *F.V. Jensen, T.D. Nielsen*, Bayesian Networks and Decision Graphs, Springer, New York, USA, 2007.
- [8] *H. Langseth, L. Portinale*, Bayesian Networks in Reliability, Reliability Engineering and System Safety 92 (2007), 92-108.

- [9] Decision Systems Laboratory, University of Pittsburgh: GeNle modeling environment, <http://genie.sis.pitt.edu/>.
- [10] World Nuclear Association: Nuclear Power Plants and Earthquakes, Nov. 2010, <http://www.world-nuclear.org/info/inf18.html>, retrieved Nov. 2010.
- [11] Y.J. Chang, D. Mercurio, V.N. Dang, A. Mosleh, Recent Developments and Insights from Application of ADS-IDAC Dynamic PRA Platform, Proc. 9th Int. Conf. on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM9), Hong Kong, China, 18.–23.05.2008.
- [12] D. Mercurio, «Discrete Dynamic Event Tree Modeling and Analysis of Nuclear Power Plant Crews for Safety Assessment», Doctoral Thesis No. 19321, ETH Zürich, Dec. 2010.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

Author and Co-author(s)	H. Ferroukhi, A. Vasiliev, G. Khvostov and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch http://stars.web.psi.ch
Duration of project	January 1, 2010 to December 31, 2012

ABSTRACT

The STARS project aims at research related to multi-physics multi-scale state-of-the-art computational methodologies for best-estimate safety analyses of the Swiss Light-Water-Reactors (LWR) under conditions ranging from normal operation to beyond-design-basis accidents. During 2011, in addition to activities carried out in support to the national regulator, significant progress was achieved in each of the three main technical areas.

On the thermal-hydraulic side, a consolidation of TRACE models for the Swiss BWRs was carried out to enlarge the range of application to operational transients as well as Anticipated-Transient-without-SCRAM (ATWS); a first assessment of the FLICA-4 code for sub-channel analyses and PWR DNB calculations was addressed; a high competitiveness of the single-phase CFD capabilities established within the project were shown in the framework of international research programs.

At the level of reactor physics and core analyses, a comprehensive assessment of the new fine-group CASMO-5M solver as basis for the Swiss reactor core models was carried out; advanced computational schemes were developed for the NURISP APOLLO-2 transport solver and verified for PWR and BWR models including both UOX and MOX fuel; the validation basis of S3K for BWR stability analyses was enlarged to wide range of tests conducted at KKL.

On the fuel modelling side, new Halden LOCA tests using high-burnup fuel samples from KKL were designed with FALCON coupled to GRSW-A and a first test was on that basis carried out during the year; the ALPS LOCA tests conducted at the NSSR facility were also analysed with emphasis on rupture mechanics and oxidation kinetics; a participation with FALCON coupled to GRWS-A to a new OECD/NEA code benchmark on Reactivity-Initiated-Accidents (RIA) was launched.

Along this, significant advances in the areas of multi-physics methodologies and uncertainty analysis were also achieved. Related to the former, the developed coupling scheme between TRACE and CFX was further validated using mixing experiments from the FLORIS facility; the verification basis of the developed coupling scheme between TRACE and S3K was enlarged to analyse the OECD/NEA PWR Main-Steam-Line-Break benchmark; enhanced temporal coupling schemes for neutronics/thermal-hydraulic simulations were specified and selected schemes were tested within the NURISP framework. Concerning uncertainty analysis, a very important milestone was achieved with the development of a stochastic sampling method to propagate nuclear data uncertainties from 2-D transport calculations down to the 3-D steady-state and transient/accident simulation codes.

Project goals

During 2011, the project continued activities along the following four main research lines: reference model development and assessment for the Swiss reactors, higher-order methods, coupled multi-physics methodologies and safety evaluations of operating as well as advanced LWR designs. This document presents the status and progress related to the specific STARS activities carried out in the framework of the ENSI collaboration which had for 2011, the following main objectives.

Validation of CFD (STAR-CCM+) for boron dilution experiments
TRACE and CFD analyses for EPR
Development of 1-D code lumped parameter model of selected passive system design and assessment studies
Establishment of strategy (vulnerability search) for applications of TRACE coupled with DET analyses
Completion of CASMO-5 transition and Assessment for all Swiss cores
Modelling and assessment of NURISP codes towards 3-D full core higher-order pin-by-pin analyses of Swiss reactors
Participation to OECD/NEA Oskarshamn stability benchmark with S3K and TRACE/S3K
Quantification of neutron cross-section uncertainties with XSUSA for selected BWR transient analysis
Analysis and design of HALDEN 2011 LOCA tests 1/2 for High Burnup KKL samples
Participation to OECD/NEA RIA fuel rod code benchmark
Assessment of FALCON for steady-state analyses of MOX fuel
PWR MSLB coupled 3-D core/system analysis with sub-channel methodology

Scientific support

A central mission of the research activities conducted by STARS is to continuously develop, validate and maintain state-of-the-art computational methodologies for applications to the Swiss reactors in order to provide independent support to the national regulator on safety-related questions. During 2011, several support activities were conducted. To start, two activities initiated in 2010 in relation to the KKG plant were completed, including a verification of the vendor methodology for Large-Break-Loss-of-Coolant-Accidents (LBLOCA) simulations as well as a study of the behaviour of fuel rods with missing pellet surfaces during reactor start-up ([1], [2]).

Then, a series of new On-Calls requested in 2011 were conducted as follows. First, using the STARS validated reference CMSYS core models, control rod tip fluence estimations for the KKB1 reactor were provided to ENSI in view of its yearly bilateral meeting with the plant [3]. Secondly, following the Japan events, the project was requested on short-notice to provide heat load estimations for the KKM spent fuel pool [4] as well as to study the spatial-temporal evolution of the fuel rods during boil-off conditions [5], taking advantage of the project capabilities by integrating CASMO/SIMULATE, TRACE and FALCON into the methodology. Next, a pilot project was conducted in collaboration with ENSI to assess the feasibility for STARS to provide verifications of core design and fuel reload licensing calculations. As situation target, the KKB1 Cycle 40 core loading proposed by the vendor was modelled and analysed within CMSYS [6] and the results in terms of operating and safety relevant parameters were provided to ENSI as basis for their final approval. This pilot study illustrated the feasibility of such types of analyses, confirming however that a central success-criterion will be a timely planning and coordination with ENSI. Finally, three of the Swiss reactors (KKB, KKG as well as KKL) submitted applications to ENSI for the licensing of the new AREVA fuel performance code CARO-E3. To support this, STARS conducted a review of the new models implemented in the code along with their validation basis and performed verification analyses with FALCON coupled to the in-house GRSW-A model for selected benchmark cases [7].

Plant system modelling and analyses

For the Swiss nuclear power plants (NPPs), the modeling and simulations of the plant behaviour during transients and accidents is primarily carried out with the TRACE best-estimate system thermal-hydraulics code. During 2011, the main activities in this area were focused on the BWR models. On the one hand, following the validation of the KKL TRACE model for an ADS event [8], updates of the control- and balance-of-plant (BOP) systems were performed to analyze the 109 % power Turbine Trip Test carried out at the plant during Cycle 16. Using point-kinetics data obtained from the CMSYS core model of Cycle 16, plant system analyses were performed to adjust the control systems and turbine bypass valve logic, underlining that these models play a central role for a proper simulation of such

transients. In that framework, a code deficiency in handling second order transfer functions was identified and reported to the US NRC, something that recently resulted in the release of a new official version. Despite this correction, the turbine bypass logic was found not responding correctly to turbine inlet pressure changes. To counteract this, the control system logic was simplified based on a RETRAN-3D model previously used in STARS for the analysis of the same test. This allowed enhancing the performance of the TRACE plant system model which, as illustrated in the upper part of Fig. 1 for the turbine inlet- and reactor pressure vessel (RPV) pressures, provides now a reasonable agreement against both plant data as well as with the previous RETRAN-3D analysis. Further enhancements of the model will however be necessary to capture more precisely the pressure loss distribution in the main steam and bypass lines as well as to verify the flow characteristics of the Turbine Bypass Valve. Concerning KKM, emphasis was given to integrate a point-kinetic feature as well as to update specific control system parts of the TRACE model in order to enlarge the range of application to beyond-design-basis accidents. More specifically, scoping simulations of the plant response during an Anticipated-Transient-Without-Scram (ATWS), initiated by a spurious Main Steam Isolation Valve (MSIV) closure, were carried out with representative point-kinetic data [9]. Overall, the results indicated the expected qualitative plant behaviour. In connection to this, the plant response as function of RCIC system availability was also studied, indicating a time-window before core uncover about 40% higher when assuming availability of the two RCIC trains instead of only one. Throughout this period, the core was found to remain in a pre-CHF heat transfer regime with fuel cladding temperatures well below the imposed safety limits. As well, the increased water temperature in the pressure suppression pool (PSP), following the steam discharge from the safety relief valve, was found to remain well within the limits even when applying conservative assumptions such as e.g. complete condensation of the steam flow as well as no torus Residual Heat Removal (RHR) cooling.

Assessment of the trace system thermal-hydraulics code

To ensure applicability and reliability of TRACE for a wide-range of transient and accident conditions, a central component of the project activities is the

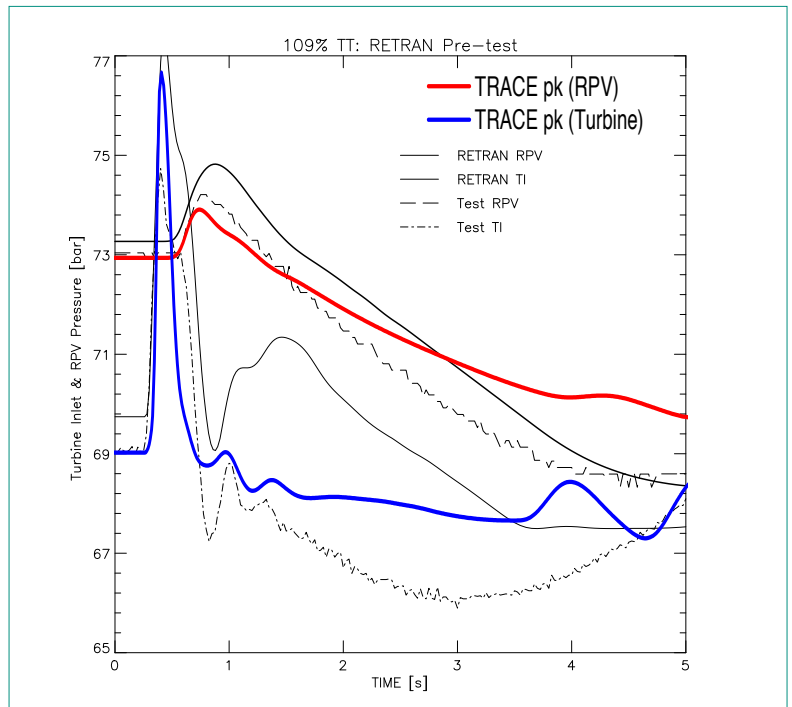
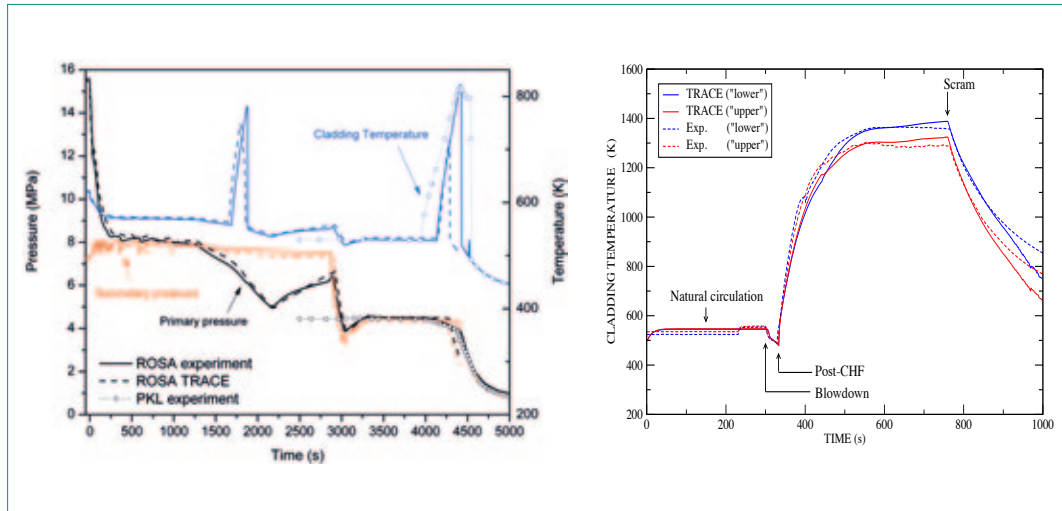


Figure 1: KKL TRACE Model Validation for Cycle 16 Turbine Trip Test (Upper) and KKM TRACE Model Assessment for Postulated ATWS Event (Lower).

continuous validation of the code on the basis of international programs involving thermal-hydraulic (T-H) experiments in integral-test-facilities (ITF) as well as separate-test-facilities (STF). During 2011, STARS continued to be highly active in the two OECD/NEA international projects involving experiments at the ROSA and PKL large-scale ITF facilities. To start, a verification of a TRACE EPR model using as basis, a scaled calculation of a SBLOCA conducted at the ROSA facility was completed [10]. Moreover, PKL tests experiments were used to assess a new algorithm developed for TRACE and aimed at improving the code capabilities to track the evolution of soluble boron during transient/accident conditions ([11], [12]). Finally, substantial efforts were conducted in relation to a counter-part test conducted at both facilities. By carrying out the «same» test (a SBLOCA in the hot leg concurrent with a loss-of-offsite-power) in two ITF facilities characterised by different scales and geometries, the first objective was to study and compare facility-related effects on the evolution of a given accident. A second objective was to assess through these tests and in combination with the system code analyses, the performance of the core exit temperature (CET) measurements (normally used to detect a core heat up) and the relation between CET and Peak Cladding Temperature (PCT), noting that scaling and geometrical effects are thought to have a strong impact on this relation.

Figure 2:
SBLOCA Counter-Part
Test at ROSA and PKL
Facility with TRACE
ROSA analysis (left)
and TRACE modeling of
Halden LOCA Test IFA-
650.2 (right).



The left-hand side of Fig. 2 shows the experimental results of both facilities along with the preliminary TRACE simulation of the ROSA test, underlining that the PKL primary pressure is limited to 45 bar and therefore, a «double» experiment at two different pressures was carried out at the ROSA facility in order to simulate both high-pressure (ROSA) and low pressure (ROSA and PKL) phenomenology. To further assess the TRACE code capabilities for accurate PCT predictions during LOCAs, modelling and analyses of the HALDEN IFA-650 series of integral, single-pin, in-pile LOCA tests were completed [13]. As summarized on the right-hand side of Fig. 2, showing the measured versus calculated PCTs at two axial locations, it was found that TRACE could reproduce these experiments rather well with only very moderate PCT overpredictions for all tests. In that context, the most optimal code performance was obtained for the fresh fuel test, something that could be indicative of increased difficulties in reproducing the behaviour of high-burnup fuel, underlining however that also in this case, the simulations would nevertheless remain conservative. Some further lessons learnt from these analyses are that the water inventory upstream of the test section is essential in order to capture the early phase of the transient and that radiation can become the dominant mode of heat transfer, which underscores the importance of wall-to-wall radiation heat transfer during LOCA conditions.

Advanced thermal-hydraulic methods and CFD applications

To ensure that capabilities are at hand to investigate situations requiring more detailed represen-

tations of 3-D local two-phase flow phenomena, R&D efforts are invested to complement TRACE with more advanced thermal-hydraulic and fluid dynamics simulation methods. Therefore, on the basis of the on-going OECD/NEA PWR PSBT full bundle experiment benchmarks, the assessment of the FLICA-4 code for sub-channel analyses was continued. First, emphasis was given to sub-channel and bundle void predictions [14] and then, focus was oriented towards addressing the code capabilities for PWR Departure-from-Nucleate-Boiling (DNB) predictions. As illustrated in Fig. 3, it was found that for most of the investigated operating conditions, including both steady-state and transient cases, FLICA-4 would yield a slightly lower DNB power than measured i.e. predict occurrence of Critical-Heat-Flux (CHF) at a lower power than in reality, something that thus ensures a certain level of conservatism. In that context, the CHF models available in the code were also studied, revealing a better performance of the Groeneveld look-up table compared to the W3 correlation. However, dif-

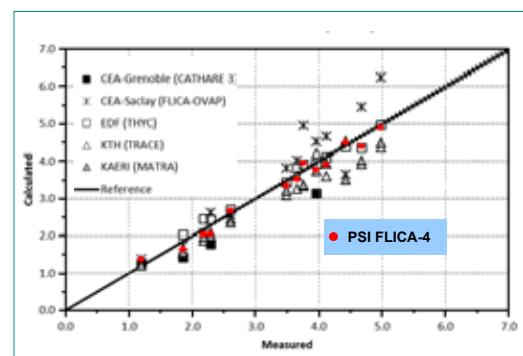


Figure 3: FLICA-4 Results for OECD/NRA PWR PSBT Steady State DNB Benchmark (Test Series 8).

difficulties to appropriately predict the thermal mixing around the spacers were encountered, something that is believed to be related to the constraint of applying a single set of the turbulent multipliers for the entire calculation domain.

Secondly, efforts undertaken in recent years to implement the STAR-CCM+ CFD code for specific types of NPP applications were continued. To start, a validation of a STAR-CCM+ EPR vessel model developed within the project was completed [15]. Moreover, STARS finalized its participation to the OECD/NEA Vattenfall T-junction benchmark, aimed at investigating the capabilities of state-of-the-art CFD codes to predict temperature fluctuations on pipe walls under flow mixing conditions and thus related to thermal fatigue [16]. A wide range of solutions were submitted to this «blind» benchmark, including the STARS contribution as well as another independent PSI solution. The figure of merits (FOM) combining the organizer's ranking coefficients of the submitted solutions in terms of predicted velocity profiles and wall temperatures, are presented on the left-hand side of Fig. 4 noting that the lower the FOM, the «better» the code performance with regards to predicting the two above-mentioned physical parameters. These results indicate thus a

rather satisfactory and competitive performance of the STARS STAR-CCM+ solution.

An assessment of boiling models implemented in STAR-CCM+ for two-phase flow applications was also continued on the basis of the PWR PSBT benchmark. This revealed a substantial enhancement in void predictions when applying the new generation boiling models implemented in the code [17]. Finally, significant efforts were undertaken to validate STAR-CCM+ for the vessel mixing experiments that were carried out at the ROCOM facility within the framework of the OECD/NEA PKL project. Some of the main results [18] are shown on the right-hand side of Fig. 4. There, the upper figure shows snapshots (after start of injection) of the predicted velocity profiles for the buoyancy-driven experimental test, characterized by a higher mass flow rate and a 12% higher density in Loop 1 compared to the three other loops, as well as for a sensitivity calculation assuming 0% density difference. These results emphasize a much more homogeneous redistribution of the flow along the downcomer annulus when assuming no density differences. Now for the buoyancy-driven experiment, the calculated core inlet temperature as function of time is compared to the measured

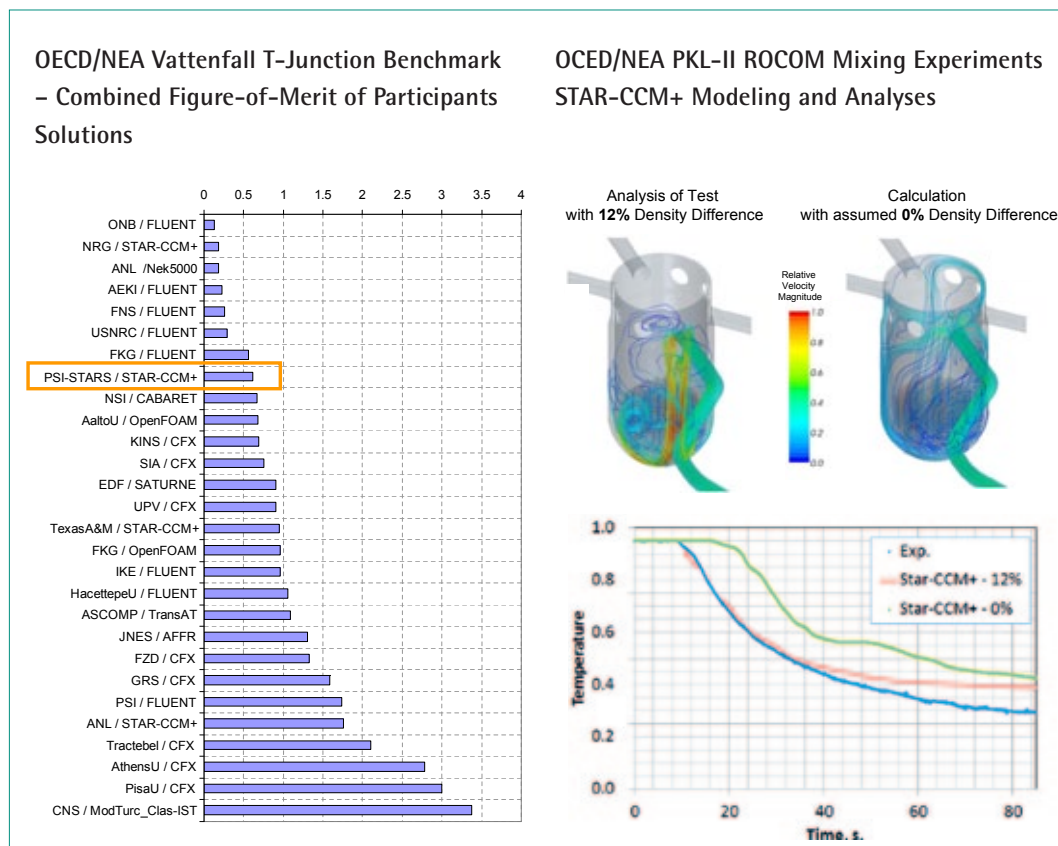


Figure 4: STARS Results with STAR-CCM+ for OECD/NEA Single-Phase CFD Benchmarks.

one on the right-hand lower part of Fig. 4, noting that the results averaged over all measured sensors are there shown. Clearly, on average, STAR-CCM+ is able to predict rather well the strong and rapid reduction of the core inlet temperature although the code stabilizes with time at a higher average temperature compared to measurements. This figure also illustrates that when assuming no density differences, i.e. in a momentum-driven regime, a similar core inlet temperature drop will occur but with a certain delay in time. Finally, although not

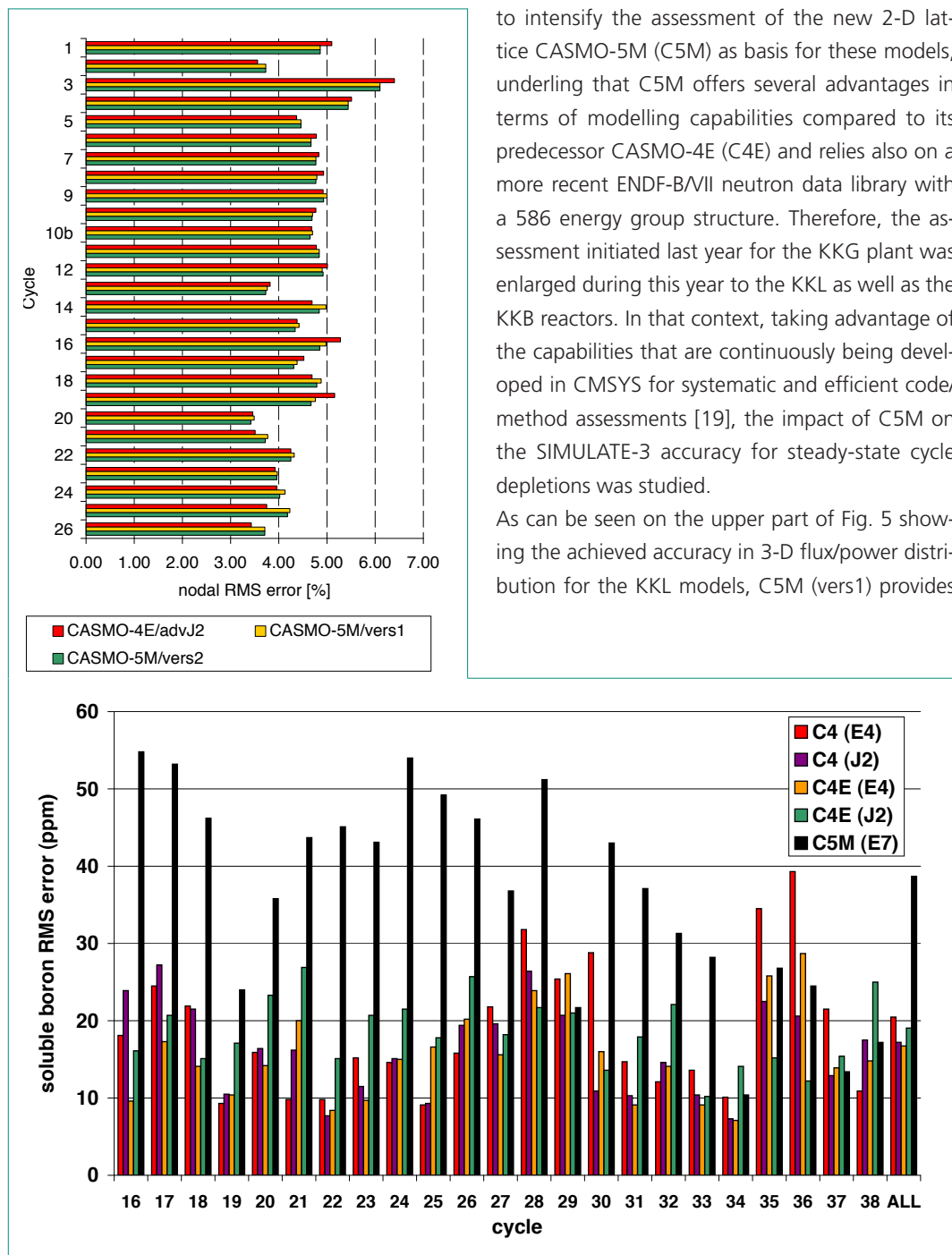
shown here, a main challenge that was identified is the appearance of local temperature oscillations in the code results for sensors located in the outer part of the core inlet plane. This indicates difficulties in predicting the vortices occurring in the lower plenum, something that will thus deserve further studies.

Reactor physics and steady-state core analyses

Parallel to the continuous periodic cycle-specific updates of the CMSYS 3-D core static models of the Swiss reactors, one objective for 2011 was to intensify the assessment of the new 2-D lattice CASMO-5M (C5M) as basis for these models, underlining that C5M offers several advantages in terms of modelling capabilities compared to its predecessor CASMO-4E (C4E) and relies also on a more recent ENDF-B/VII neutron data library with a 586 energy group structure. Therefore, the assessment initiated last year for the KKG plant was enlarged during this year to the KKL as well as the KKB reactors. In that context, taking advantage of the capabilities that are continuously being developed in CMSYS for systematic and efficient code/method assessments [19], the impact of C5M on the SIMULATE-3 accuracy for steady-state cycle depletions was studied.

As can be seen on the upper part of Fig. 5 showing the achieved accuracy in 3-D flux/power distribution for the KKL models, C5M (vers1) provides

Figure 5:
Assessment of C5M
for CMSYS Core Models –
KKL RMS 3-D Power
(above) and KKB1 RMS
Critical Boron.



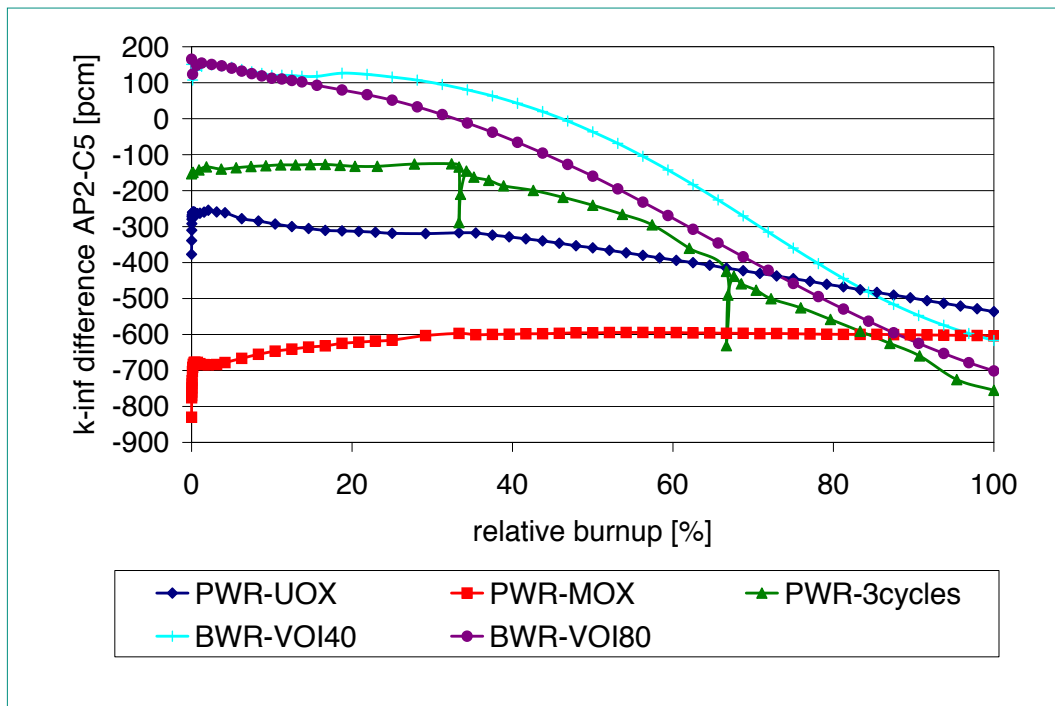


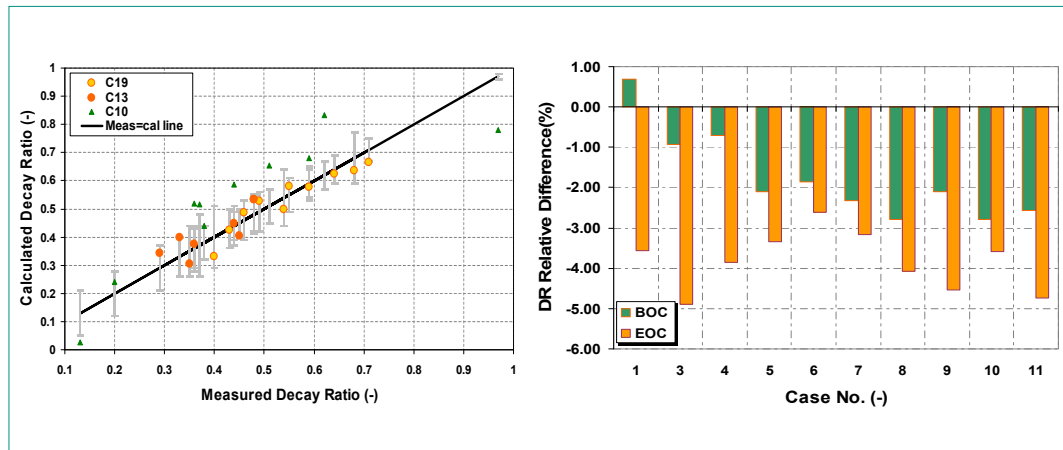
Figure 6: Differences between APOLLO-2 (AP2) and CASMO-5M (C5M) for different LWR pin-cell models.

a very satisfactory performance with nodal RMS approaching the 4% level (below which further enhancements are not considered as easily achievable when taking into account measurement biases and uncertainties). The performance is however not significantly better than with the predecessor C4E except when implementing the new option (vers2) to model more precisely the water crosses in SVEA fuel (although this enhancement remains moderate). For the PWR KKB1 and KKB2 plants, a similar performance was achieved in terms of 3-D power distributions. However, for the predicted critical boron concentration, the validation results confirm the bias already observed for KKG. This is illustrated on the lower part of Fig. 5 where the C5M results are compared to C4E solutions based on various library combinations. On the basis of these results and taking note that C5M is a fairly direct descendant of C4E, the increased bias seen with C5M is believed to be mainly attributed to the new E7 library although further investigations are required to confirm this.

Also related to lattice physics, STARS is within the EU 7th Framework NURISP project participating to the development and verification of computational schemes for the CEA APOLLO-2 solver foreseen to be one of the main 2-D assembly depletion code within the NURESIM platform. During 2011, a computational scheme for pin-cell calculations was finalised, integrating the new APOLLO-2.8

code along with the 281-group library based on JEFF-3.1 and updating consequently the scheme with regards to the resonance self-shielding models, decay chains as well as the output processing capabilities. For the assessment, a series of benchmark models including PWRs and BWRs as well as UOX and MOX fuel, were set-up and analysed. To assess the APOLLO-2 solutions for these models, the C5M code was used as reference solution and an overview of the obtained agreement in terms of the lattice multiplication factor k_{inf} is shown in Fig. 6. A few trends are noted among which the most noticeable is the tendency for APOLLO-2 to produce increasingly lower reactivities as function of burnup for the UOX cases. However, although not shown here, this was found to be related to C5M predicting lower reactivity losses along depletion, something indicative of a generally harder spectrum compared to APOLLO-2. But on average, the agreement is found to be around 500 pcm which is well within the expected variation range when considering for instance that only nuclear cross-section uncertainties could contribute to such differences if not higher. Therefore, this level of agreement is considered as sufficiently satisfactory, noting that additional analyses not shown here have indicated that the employed neutron group structure might in fact contribute more to the differences than the computational schemes or even the neutron data libraries.

Figure 7:
Validation of S3K for
KKL Stability Tests in
Cycle 10, 13 and 19 (left)
and Assessment of C5M
for Cycle 19.



Reactor dynamics and 3-D kinetics

Within STARS, the SIMULATE-3K (S3K) code is used as principal tool for dynamical simulations requiring full 3-D core models and can be used on a fully stand-alone basis when only limited parts or none of the plant system components are necessary. For BWR stability analyses, a vessel model to represent the coolant recirculation loop is required in addition to the 3-D core model and since this particular capability is available in S3K, the development of a stability methodology based on S3K was initiated last year. During 2011, the validation for the methodology on the basis of the KKL cycle 19 tests was completed and using the validated vessel model, the stability tests carried out during Cycles 10 and 13 were also analysed ([20], [21]). The results are summarized on the left hand side of Fig. 7 where the calculated decay ratios are compared to measurements. As can be seen, excellent results are also obtained for Cycle 13, something that underlines the strength of the methodology when considering that the only difference compared to the Cycle 19 analyses (except of course the local test operating conditions) are the cycle-specific core models which are directly obtained from CMSYS. At the same time, the less satisfactory performance obtained for Cycle 10, where S3K overpredicts the decay ratio for most points, is an indication of the challenging task to achieve a generic methodology for BWR stability simulations. Although further investigations are required to better understand the reason for the Cycle 10 trends, it is believed that in particular the T-H models, selected and adopted on the basis of the validation carried out for the modern 10x10 Cycle 19 core, might not be applicable in a generic manner for all types of fuel assembly designs and

specially not for the ones employed in earlier cores such as Cycle 10.

Finally, as part of the transition to C5M for 2-D lattice transport calculations of the Swiss reactors, it was considered appropriate to start integrating as part of such assessments, the impact all the way down to reactor dynamics simulations. This was initiated by assessing the impact of C5M on the S3K stability results for KKL Cycle 19. The results are shown on the right-hand side of Fig. 7 where the changes in decay ratio compared to the previous C4E based solutions are shown. As can be seen, similarly as for the static core analysis accuracy, the impact on the stability results is moderate although a tendency for more stable predictions with C5M is observed, especially towards End-of-Cycle (EOC) conditions. A major reason for this was found to be that C5M produces less negative void reactivity coefficients and specially at high burnups, noting that this induces a stabilising effect via the reduced thermal-hydraulic feedback gain in the non-linear neutronics/T-H feedback system. Therefore, a corresponding study for the Cycle 10 tests is now planned as one of the steps towards verifying if the less satisfactory performance for this case can be confirmed to be mainly T-H related.

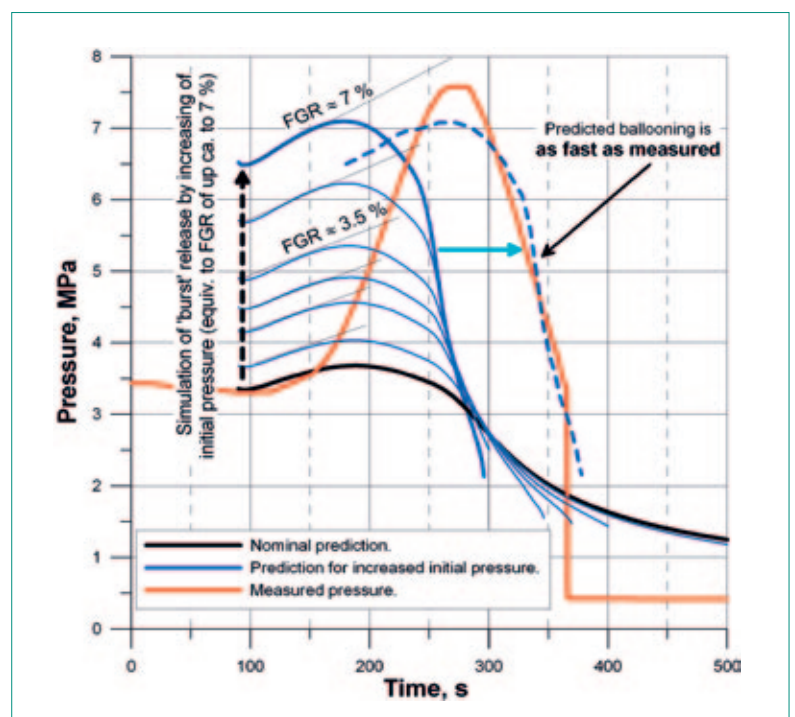
Fuel Rod modelling during LOCA

During 2011, the fuel modeling research on LOCA fuel safety criteria was continued both with regards to previous Halden LOCA tests ([22], [23]) and in the context of EPR safety analyses [24]. Also, large efforts were undertaken in relation to new Halden LOCA tests involving KKL high-burnup fuel segments and aimed at studying fuel relocation both during cladding balloon-

ing and after cladding burst. To this aim, the strategy adopted by the involved partners was to conduct two separate tests. The first test (Run 1) would be interrupted by reactor scram after the development of a large balloon but before cladding rupture while the second test (Run 2) would be allowed to proceed until cladding burst when it would then be terminated by reactor scram. In that framework, due to its intensive activities related to the further development and coupling of the FALCON code with advanced in-house fuel behaviour models ([25], [26]), the STARS project was commissioned as lead participant for the design of these two tests. Consequently, using available PIE data from the mother rods, design studies were conducted a) to assess the feasibility of such tests; b) to define the necessary fuel rod characteristics; c) to establish the detailed testing procedure ([27], [28]). This resulted in two main recommendations concerning the fuel rod characteristics required to ensure that the tested specimens be representative of full-scale rods with the same level of burn-up. First, from base irradiation calculations, the initial fill-gas pressure was proposed to be 20 bar (room temperature) for both samples. Secondly, for the non-burst Run 1, a relatively small free volume was proposed based on conservation of the gas-to-fuel volume ratio of the full-length rod, noting that through this, an amplified feedback effect of the ballooning on the internal gas pressure should allow for a significant pressure drop and slowing down (or interruption) of the ballooning before cladding burst. On the other hand, for the burst test Run 2, the use of a relatively large initial free volume was proposed as this would result in a more isobaric response of the internal pressure during the ballooning, which should facilitate a larger balloon. On this basis, the non-burst test Run 1, referred hereinafter as IFA-650.12, was carried out in May 2011. The cladding was remarkably ductile. It deformed at high temperature during a long period and the rod pressure decreased to ca. 50 % of the maximum pressure when the process was stopped by a reactor scram. However, a small signal from the gamma monitor ca. 5–7 s into the cool-down phase indicated a cladding crack. To a common agreement, the first test was thus considered as a partial success since the evolution of the test up to the moment of shut-down, which was made after that

the prescribed internal pressure decrease relative to the maximum value had been reached, were in-line and consistent with the design recommendations. However, the failure that occurred later during the cooling down phase was not expected and the reasons for this have not yet been entirely clarified. Preliminary post-test analyses have shown that the anomalous dynamics of pressure could have been caused by a high gas temperature in the small upper plenum. Another hypothetical assumption is that a considerable burst release of the fission gases retained by the large pores in the pellet rim and/or in the closed pellet-cladding gap could have occurred, something that was in fact already put forward by some of the parametric studies carried out as part of the design analyses. As shown in Fig. 8, the amount of fission gas that could result in a pressure level as high as measured is estimated as ~ 7 % and such amount could thus have been available for burst release. Some of the conducted analyses showed indeed that around 10–13 % of the gas generated in the fuel pellet was lost by the matrix during base irradiation solely due to formation of High Burnup Structures (HBS) in the pellet rim. Therefore, it could be that a large fraction of this gas was retained in the HBS-pores of the pellet rim (and partly in the closed gap) after the base irradiation and that some of this gas could then have been released during the test. Currently,

Figure 8: Measured and calculated gas pressure in the rod of IFA-650.12 LOCA test using different assumptions on initial instantaneous burst release.



destructive PIE is on going at Halden and this is expected to provide additional information on the fuel state in the rod after the test, e.g. degree of fragmentation, relocation and fill-ratio for the fuel in the ballooned area. Using this data, the final conclusion on whether or not the first test has reached its main goals will be drawn and based on these conclusions, recommendations for the second test will be put forward.

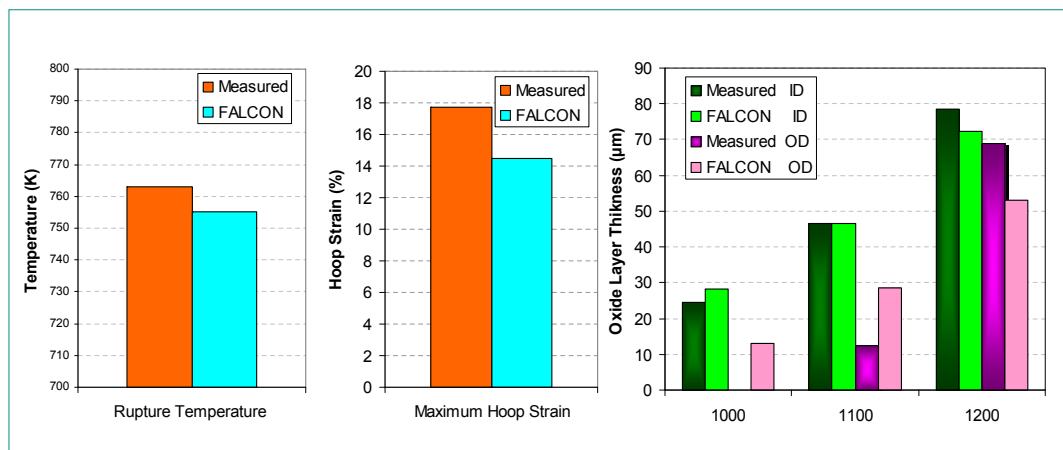
Cladding modelling and oxidation kinetics

The STARS project is participating to the modelling and analyses of the ALPS tests carried out by JAEA and involving among others, KKL fuel samples. This experimental program was set-up with the specific objectives to promote a better understanding of high-burnup fuel behaviour under RIA and LOCA conditions. For the latter, particularly emphasis was given to investigate the thermal shock resistance of oxidized cladding and the oxidation kinetics under simulated LOCA conditions. And it is in that framework that the main project activities were during 2011 conducted. More precisely, FALCON modeling and analyses of selected ALPS LOCA tests involving BWR as well as PWR high burnup fuel rods were performed [29]. Some of the obtained results for a test involving a KKL sample from a fuel rod with average burnup of 66 GWD/MT are shown in Fig. 9. As can be seen on the left- and middle parts of that figure, both the predicted rupture temperature and the associated hoop strain are lower than the measured values, although very close in both cases. In relation to this, it must be underlined that the current FALCON version does not provide options to model hydrogen induced mechanisms on cladding failure during thermal

shock and LOCA conditions. Therefore, the good performance achieved for this test indicates that a hydrogen concentration below 300 ppm is not significant for the rupture behaviour since this corresponds to the level of measured content for the sample in question.

Concerning oxidation kinetics, parametric studies conducted under the assumption of no cracks in the oxide layer indicated the effect of temperature and pre-formed corrosion layer thickness as predominant factors when employing either the Cathcart-Pawell or Baker-Just correlations. And under isothermal conditions, the time evolution of the oxide thickness was found to follow a parabolic growth both as function of increased initial oxide layer as well as temperature. The effects of burnup and/or cladding type were on the other hand found to be less significant for the high-temperature oxidation rates. To assess the reliability of these FALCON studies, measured oxidation data received recently by JAEA were analyzed. The high temperature oxidation results are shown on the right-hand side of Fig. 9. This shows a comparison between measured versus calculated (using the Cathcart-Pawel model) oxide layers on the cladding inner diameter surfaces (ID) and outer diameter surfaces (OD) obtained after 600 s of testing under isothermal conditions is presented for three temperature ranges. As can be seen, the calculated ID oxide layer show for all temperatures, a remarkable agreement with the measured data. On the other hand, much more pronounced discrepancies are obtained for the OD oxide layers with a tendency for overpredictions by FALCON in the lower temperature range and an opposite trend for the upper temperature range. Part of the difficulties is that oxidation ki-

Figure 9:
FALCON Analyses of
ALPS LOCA Test with a
KKL Fuel Sample.



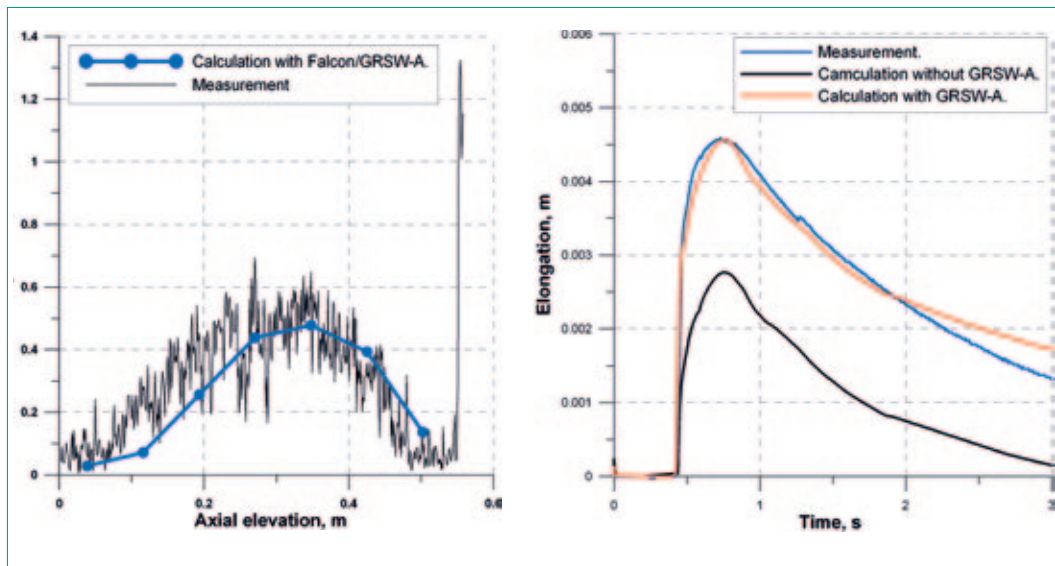


Figure 10:
*Modeling and Analysis
 with FALCON coupled to
 GRWS-A of CABRI CIP01
 Test.*

netics is strongly dependant, especially at high temperature, upon the initial oxide layer thickness and therefore, uncertainties in measured data (with regards to the pre-oxide layer thickness in both axial and azimuthal directions) makes it difficult to fully assess the obtained code results. Furthermore, some cracks were found in the oxide layer, something that was so far not considered in the FALCON analyses. These studies are therefore planned to be continued in the perspective of further enhancing the FALCON code predictive capabilities related to both oxidation kinetics as well as hydrogen pickup during accidents in general and LOCAs in particular.

Fuel behaviour during reactivity-initiated-accidents

Related to fuel safety criteria for reactivity-initiated-accidents (RIAs), an OECD/CSNI RIA code benchmark was initiated during 2011 with the objective to assess the reliability of fuel behaviour codes to reproduce the results of RIA tests conducted at the IRSN CABRI and JAEA NSRR test reactors. Within STARS, the objective is to participate to this benchmark with FALCON coupled to GRSW-A in order to further address and understand the role of transient gaseous swelling under RIA conditions. Consequently, a first series of selected CABRI tests were modeled and the analysis results were presented at a recent meeting of the OECD-CSNI Work Group for Fuel Safety (WGFS). In spite of a considerable scatter in the solutions obtained by the different participants, the PSI results using FALCON with GRSW-A were found to

yield feasible estimations of FGR, fuel and cladding temperatures, cladding failure and residual hoop strain for the CABRI CIP01 case. Indeed, as shown on the left-hand side of Fig. 10, the predicted axial profile of the residual cladding hoop strain shows a rather good agreement with the corresponding measurement.

On the other hand, the PSI predictions stood apart from other solutions with respect to the cladding elongation that occurred during this test. The reason for this was recently found to be an inadequate restart option in the current FALCON scheme for base irradiation including fuel refabrication. To overcome this, an alternative scheme was applied, resulting in a much better agreement with measurements and showing at the same time, as illustrated on the right-hand side of Fig. 10, an important impact from the predicted gaseous swelling for a successful interpretation of the measured data.

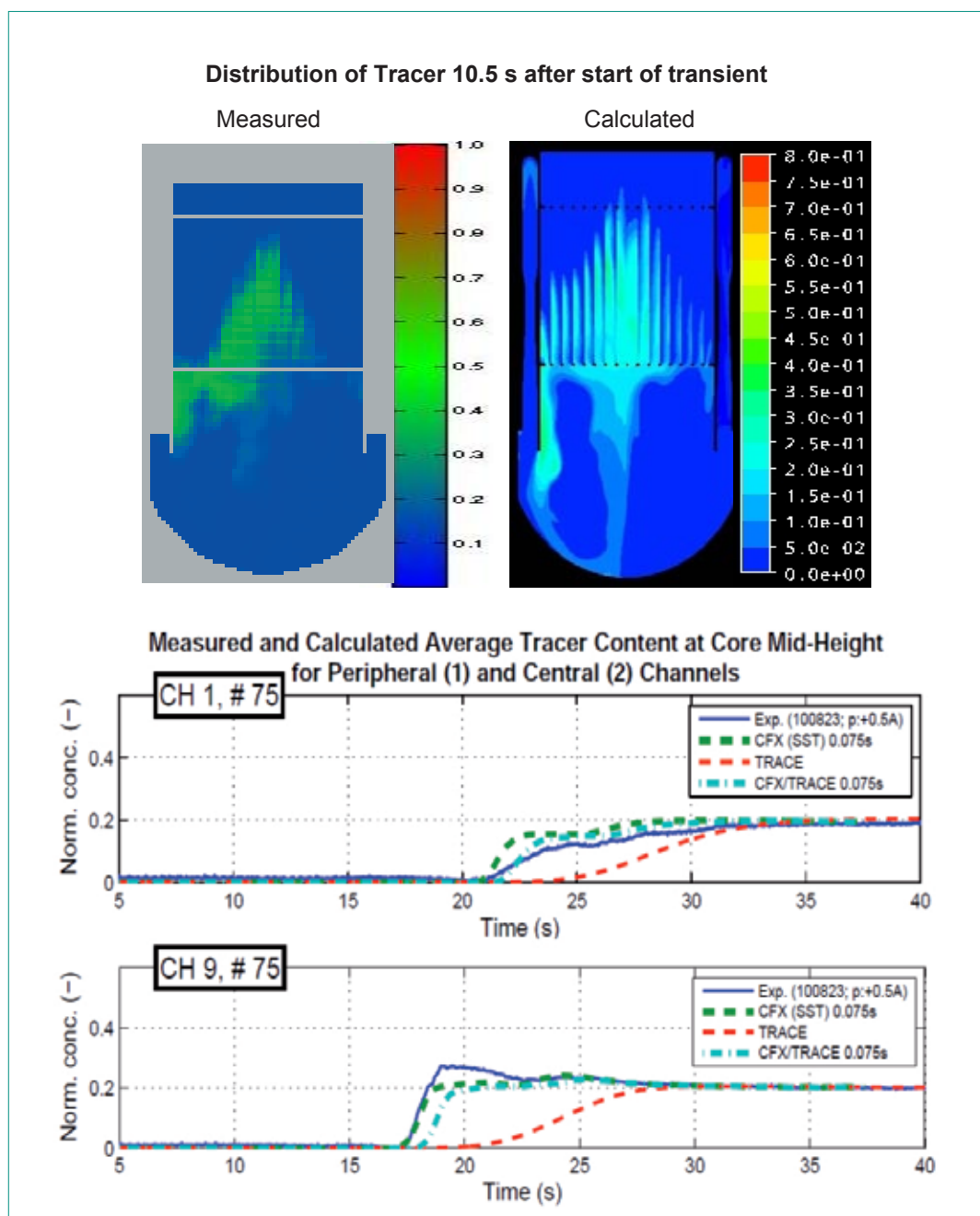
Multi-physics and coupling methodologies

One central mission of STARS is to develop multi-scale and multi-physics computational methodologies to improve the reliability of models and simulations applied for transient/accident safety evaluations. During 2011, emphasis was given to multi-physics activities aimed at establishing numerical coupling schemes between simulation codes handling different physical domains (e.g. thermal-hydraulics, neutronics, thermo-mechanics) in order to take into account the relevant spatial/temporal feedback occurring between the governing physical phenomena handled by each stand-alone code.

First, a PhD thesis aimed at developing a coupling scheme between the three-dimensional CFD code ANSYS CFX and the best-estimate thermal-hydraulic system code TRACE was completed ([30], [31]). In that framework, the validation basis was extended to analyse mixing experiments carried out at the dedicated PSI Flow circulation in Lower plenum and RISer (FLORIS) facility. These experiments consisted of a tracer injection in one of the two loops in order to study its spatial/temporal distribution across the lower plenum and within the core region. This is illustrated in the upper part of Fig. 11 where the measured versus CFX predicted concentrations after 10.5 s of the transient

scenario are shown. These tests were then analysed first with CFX and TRACE in a stand-alone manner and then, in a coupled mode. As shown in the lower part of Fig. 11, it was found that the coupled tool would provide a considerable improvement of the predicted tracer distribution across the core channels compared to the TRACE stand-alone simulations. However, the comparison with FLORIS experimental data nevertheless pointed out certain deficiencies of RANS turbulent models when treating complex geometries. More precisely, difficulties by CFX to properly model the flow field in the lower plenum and towards the external core bypass zone were encountered, point-

Figure 11:
Verification of TRACE/
CFX Coupling Scheme for
Tracer Mixing Tests at
the PSI FLORIS Facility.



ing out the need for improved turbulence models for the treatment of flows with high curvature and large vortices or characterised by strong boundary layer detachment.

Secondly, the validation of the TRACE/S3K (TS3K) coupling scheme developed by STARS in collaboration with the S3K code developers was continued and during this year, the OECD/NEA PWR coupled plant system/3-D core Main Steam Line Break (MSLB) computational benchmark was analysed [32]. The core/plant system data were taken from the benchmark specifications while the nuclear data were produced with the CASMO-4 lattice code and the SIMULATE-3 core simulator. Regarding the system model performance, despite a distinct deviation from the other solutions in terms of predicted break flow, the behaviour of the total Steam Generator fluid inventories was found to agree well with the previous submitted results. Thereby, the behaviour of the strong cold leg cooldown in the affected loop as well as in terms of temperature asymmetry between both loops was predicted in a very similar manner as the other code solutions. And as illustrated in Fig. 12, the predicted 3-D core response was also found to be in good agreement with most other results although the TS3K results can be seen to be located in a cluster of solutions characterised by a slightly later power reversal and a generally higher power maximum. From these points of views, it can be concluded that TS3K has been shown to perform in a similar manner as other state-of-the-art codes for this PWR benchmark simulating a complex transient sequence with strong coupling between core and system, proving thereby further confidence in its applications for the Swiss reactors.

Finally, STARS is also participating in the multi-physics activities of the NURISP project, one main objective through this participation being to enhance coupling methods that could be implemented in the reactor analysis codes used for safety analyses of the Swiss reactors. During 2011, a set of functional specifications for semi-implicit code coupling that could allow for an increased numerical accuracy and stability of the coupled multi-physics NURISP solvers, were proposed [33] including three distinct schemes with increasing level of complexity. The first two schemes are based on the Fixed-Point-Iteration (FPI) method which requires minimum modifications of the codes while the third one is based on an Approximate-Block-

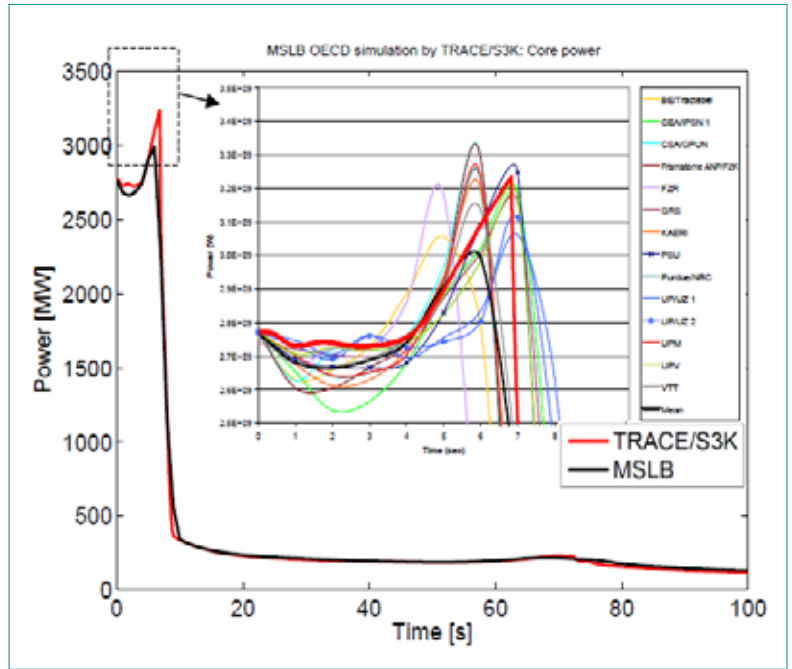
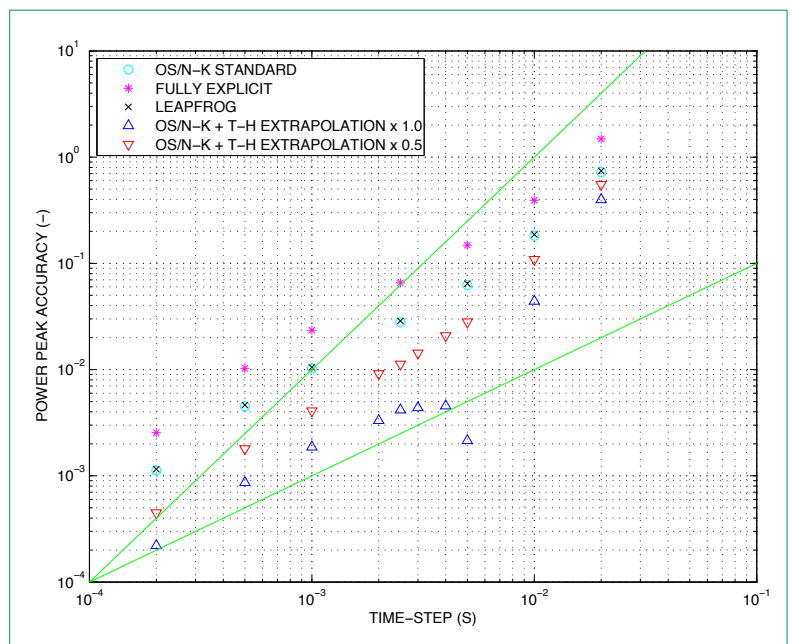


Figure 12: Verification of TRACE/S3K Coupling Scheme for OECD/NEA PWR MSLB Benchmark.

Newton (ABN) method which basically replaces the straightforward FPI loop by a Newton method. The actual implementation of these schemes is now up to the NURISP partners with access to the sources of the codes. Nevertheless, some improvements of the currently employed (explicit) Operator Splitting (OS) scheme were also studied within STARS in collaboration with KTH (Royal Institute of Technology of Sweden). These included: a) Temporal extrapolation of the coupling fields from the lagging code up to the end of the integration time-step of the leading code (in an OS coupling,

Figure 13: PWR REA Simulation Accuracy for Various Operator Splitting Coupling schemes.



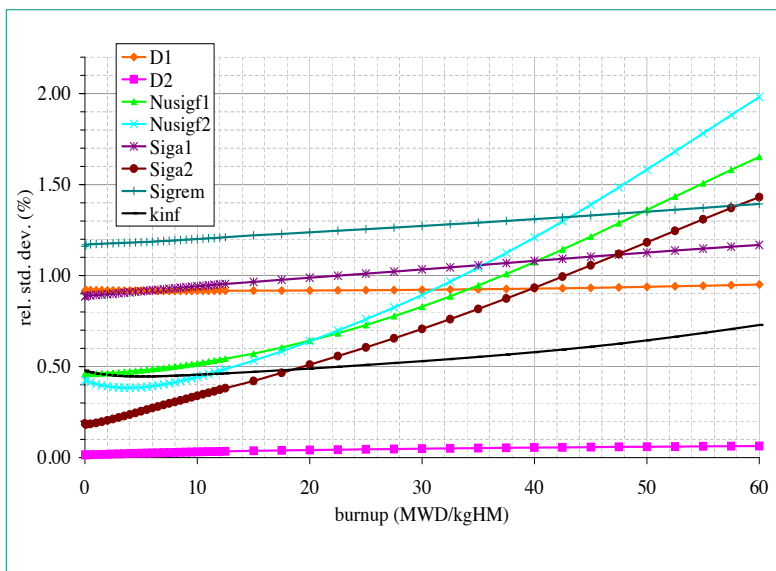
the codes execute their time-step integration alternatively, one code leading the other one); b) Implementation of an externalized adaptive time-stepping technique based on the evaluation of the fastest dynamical scale of the different coupling fields of the simulation. These modifications were tested for a PWR Rod Ejection Accident transient using the codes DYN3D and FLICA4 coupled in the NURESIM platform [34]. As illustrated in Fig. 13, this showed that temporal extrapolation of the coupling fields in a standard OS coupling can help increasing the convergence rate of the power peak solution as function of the time-step size. Also the time-stepping technique driven by the dynamical time scales of the coupling fields showed that significant savings in computation effort could be obtained without penalizing the accuracy of the key results.

Best-estimate analyses with uncertainty quantifications

As STARS aims at developing safety-related computational methodologies using state-of-the-art best-estimate codes, one important complementary activity is to establish advanced and reliable methods to quantify the uncertainties associated with the simulations results. During 2011, an uncertainty quantification (UQ) method based on statistic sampling was applied for TRACE thermal-hydraulic analyses of SBLOCA tests carried out at the ROSA facility [35]. But it is mainly in the area of neutron data uncertainty propagation from 2-D lattice transport all the way down to 3-D core simulations that the major

parts of the activities were carried out. In that framework, the efforts to develop and implement UQ methods for the C5M lattice code were continued. To start, the Direct Perturbation (DP) method, implemented to allow perturbation of microscopic capture, fission, nubar, fission spectrum, scattering, and (n,2n) cross sections for the 586-group ENDF/B-VII-based nuclear data library, was tested for selected LWR models [36]. As these first analyses showed that the DP approach would produce underestimations of the total uncertainty, further studies were carried out and revealed that this was due to the usage by C5M of a «combined» scattering matrix. For this reason, the NJOY nuclear data processing code was implemented in the STARS suite of codes and using this tool, elastic/inelastic separation was achieved by creating microscopic scattering libraries containing fractions of the C5M «combined» scattering matrix for each sub-reaction: elastic, inelastic, and (n,2n). This capability was then applied to the previously analysed cases and was confirmed to provide a significant enhancement of the DP method through a proper handling of the highly important uncertainties associated to U-238 inelastic scattering reactions. To complement the DP approach, another project milestone was achieved by developing a stochastic sampling (SS) UQ method for C5M which, similarly as for the DP approach, employs nuclear data uncertainties based on the SCALE variance/covariance matrix (VCM) library provided in a 44-group structure. To that aim, the COVERX module was developed to convert the SCALE 44-group VCMs into other group structures and the SHARKX module was established to generate relative samples of the nuclear data assuming multivariate normal distributions. Using these modules, the developed SS method was applied to quantify for selected LWR lattice models, the resulting uncertainties in predicted nuclide concentrations as well as 2-group homogenised cross-sections (which are used by the downstream 3-D core simulators). For the later, results obtained assuming uncertainties in the nuclear data of all actinides and structure/moderator nuclides, are shown in Fig. 14, illustrating first a k-inf uncertainty of above 1% already at zero burnup and showing the uncertainty behaviour as function of burnup for some of the main parameters used by 3-D nodal diffusion codes.

Figure 14:
Uncertainties in CASMO-5M 2-Group Homogenized Cross-Sections for a PWR Assembly using the PSI SHARX Method.



National Cooperation

To carry out its research and scientific support activities, the STARS project collaborates with ENSI as well as with swissnuclear and the Swiss individual nuclear power plants. Along this, the project also collaborates with other laboratories at PSI, among which the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH), the Laboratory for Energy Systems Analysis (LEA) and the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) can be mentioned. Finally, the project is also involved in an increased collaboration with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration, supervision and realisation of relevant MSc and PhD theses. Within the framework of the EPFL/ETHZ Nuclear Engineering Master Program, the STARS project was during this year also assigned to prepare and lead the new «Nuclear Computation Laboratory» course that was organized for the first time in November 2011 [37].

International Cooperation

At the international level, the project collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) principally as part of working/expert groups as well as through international research programs and benchmarks. The project also collaborates with other research organisations, on the one hand through e.g. EU 7th FP NURISP project and on the other hand, through bilateral cooperation e.g. GRS, CEA, KTH, Purdue University. An active cooperation with the Finnish regulatory body STUK as well as with the AREVA plant vendor is also carried out for safety evaluations related to the GIII/GIII+ EPR and Kerena reactors respectively. Finally, close cooperation with code developers and/or providers is necessary and conducted principally with US NRC (TRACE), Studsvik Scandpower (CASMO-4/SIMULATE-3/SIMULATE-3K) and EPRI/ANATECH (FALCON).

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

During 2011, in addition to activities carried out in support to the national regulator, significant progress was achieved in each of the main technical areas of the project. On the thermal-hydraulic

side, a consolidation of TRACE models for the Swiss BWRs was carried out to enlarge the range of applications to operational transients as well as beyond design basis accidents. Also, a first assessment of the FLICA-4 sub-channel code for PWR DNB calculations was addressed, reaching thereby an important milestone towards the establishment of a capability for CHF predictions of the Swiss PWR reactors. Finally, a very satisfactory performance of the single-phase CFD capabilities established within the project were shown both for thermal fatigue related applications as well as for predicting buoyancy-driven coolant mixing in a pressure vessel. At the level of lattice physics and core analyses, a comprehensive assessment of the new advanced fine-group CASMO-5M solver as basis for the Swiss reactor core models was carried out, including comparisons to APOLLO-2 computational schemes also developed during the year for the EU NURISP project. For the CMSYS Swiss core models, the analyses underlined a very good performance in terms of 3-D power distributions but confirmed an increased bias for PWR critical boron predictions. Regarding reactor dynamics, focus was given to enlarge the validation of S3K for BWR stability analyses, illustrating a rather good performance for most of the global stability tests carried out at the KKL plant but underlining at the same time, the challenging task to achieve a generic methodology for such types of simulations. On the fuel modelling side, new Halden LOCA tests using high-burnup fuel samples from KKL were designed with FALCON coupled to GRSW-A and the first test carried out during the year confirmed the overall adequacy of the designed test procedure. Also, the ALPS LOCA tests conducted at the NSSR facility were analysed with FALCON, this time with emphasis on rupture mechanics and oxidation kinetics during LOCA conditions. A comparison of measured versus calculated results indicated a very good performance for the predicted rupture temperature and associated hoop strain as well as growth of the internal clad oxide layer. The oxide layer on the clad outside surface was however not predicted in a sufficiently satisfactory manner, something that remains to be further clarified. Along this, the project also intensified its efforts in the area of multi-physics as well as uncertainty quantification. Related to the former, the coupling of TRACE with CFX as well as TRACE with S3K was on the other hand

continued, showing a very good performance for the analysed transient/accident cases. A comprehensive review of temporal coupling schemes was also performed, identifying thereby promising strategies for enhanced dynamical coupling methods for the suite of codes employed by STARS for the Swiss reactors. Concerning uncertainty analysis, a very important milestone was achieved with the development of a stochastic sampling method to propagate nuclear data uncertainties from 2-D transport calculations down to steady-state and transient/accident simulations relying on 3-D core models. A first series of assessment was

carried out and clearly illustrated applicability of this method to quantify uncertainties in predicted few-group homogenised nuclear data as well as nuclide compositions, the later being highly relevant also for spent fuel characterization. The main deviation from the planned objectives was that the participation to the OECD/NEA stability benchmark could not be launched but this is simply because the specifications were not finalised by the organisers. Concerning the perspectives for 2012, the plan is to continue R&D activities in most of the above mentioned areas and currently, the foreseen main technical objectives are as follows.

Continued Validation of TRACE for the Swiss Plants
Development and Assessment of CFD Vessel Model for Swiss NPP
Participation to OECD/NEA PKL-II and PREMIUM Programs
Assessment of TRACE for Steam Line Break Transients
Development and Testing of CMSYS/FLICA Methodology for PWR DNBR Calculations
Start transition to SIMULATE-5 for Swiss Core Modelling and Analysis
Participation to OECD/NEA Oskarshamn stability benchmark with S3K
Application of Neutronic Uncertainty Quantification Method to 3-D Core Analysis
Analyses and Design of HALDEN LOCA High-Burnup Test 2
Assessment of FALCON for Modelling and Analysis of Cladding Lift-Off
Participation with FALCON to SCIP-II Program
Launch PhD Thesis on Fuel Modelling (Macroscopic or Atomistic)
Enhancements of TRACE/S3K Spatial Modelling and Temporal Coupling Schemes

Publications

- [1] *T-W. Kim*, ENSI On-Call 2010: Analysis of Large-Break Loss-of-Coolant Accident (LBLEOCA) for KKG. PSI Technical Report TM-41-10-28 (February 2011).
- [2] *G. Khvostov, H. Ferroukhi*, ENSI On-Call 2010: Thermo-Mechanical Studies with FALCON/GRSW-A related to KKG Fuel Rod Failures from MPS-assisted PCI during Reactor Start-up. PSI Technical Report TM-41-10-25 (March 2011).
- [3] *H. Ferroukhi*, «ENSI On-Call 2011 – KKB1 Control Rod Tip Fluence Estimations». SB-XTK-ACT-001-11, Presentation (March 2011).
- [4] *W. Wieselquist, S. Canepa, P. Grimm, H. Ferroukhi*, Heat Load Calculations for KKM Storage Pool. PSI Memorandum, (March 2011).
- [5] *H. Ferroukhi, G. Khvostov, T-W. Kim*, ENSI On-Call 2011 – Fuel Behaviour in KKM Spent Fuel Pool under Evaporation and Boil-Off Conditions. PSI Technical Report TM-41-11-09 (September 2011).
- [6] *W. Wieselquist*, ENSI On-Call 2011 – Pilot Study on Core Licensing Verification for KKB1 Cycle 40 using CMSYS Models. PSI Technical Report TM-41-11-10 (August 2011).
- [7] *G. Khvostov*, ENSI On-Call 2011 – Review and Assessment of CARO-E3 Fuel Performance Code. PSI Technical Report TM-41-11-22 (October 2011).
- [8] *K. Nikitin, A. Manera*, Analysis of an ADS spurious opening event at a BWR/6 by means of the TRACE code. Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, Issue 6, June 2011, pp. 2240–2247 (2011).

- [9] *Y. Aounallah*, Scoping Calculations of a High-Pressure ATWS for KKM with the TRACE Code. PSI Technical Report TM-41-11-02, 2011.
- [10] *J. Freixa, A. Manera*, Verification of a TRACE EPR model on the basis of a scaling calculation of an SBLOCA ROSA test. Nuclear Engineering and Design, Volume 241, Issue 3, March 2011, pp. 888–896.
- [11] *D. Bertolotto, A. Manera, R. Macian-Juan and R. Chawla*, Improvement of the one-dimensional dissolved-solute convection equation using the QUICKEST-ULTIMATE algorithm. Nuclear Engineering and Design, (241): 245–256, January 2011.
- [12] *J. Freixa, T-W. Kim, A. Manera*, Testing of the QUICKTEST-ULTIMATE Algorithm to Solve the Dissolved Convection Equation during a Boron Dilution Test at the PKL Facility. Proc. Int. Top. Meetg. Nuclear Reactor Thermalhydraulics, NURETH-14, Toronto, Canada, September 25-30, 2011.
- [13] *Y. Aounallah*, TRACE Code Simulations of Halden LOCA IFA-650.2, 650.5 and 650.6 Tests. PSI Technical Report TM-41-09-24, 2011.
- [14] *T. W. Kim and A. Manera*, Prediction of Void Fraction in a Subchannel and Bundle Geometry with FLICA4 and TRACE. 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-14), Toronto, Ontario, Canada, September 25–30, 2011.
- [15] *V. Petrov, A. Manera*, Effect of pump-induced cold-leg swirls on the flow field in the RPV of the EPR – CFD investigations and comparison with experimental results. Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, Issue 5, May 2011, pp. 1476–1485 (2011).
- [16] *V. Petrov*, Analyses with STAR-CCM+ of OECD/NEA Vattenfall T-Junction Benchmark applying Large-Eddy-Simulation Methods. PSI Technical Report TM-41-11-07 V.0 (May 2011).
- [17] *V. Petrov*, OECD/NRC Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Test (PSBT) – Single Channel Void Distribution Tests applying CFD code Star-CD. PSI Technical Report TM-41-11-24 (September 2011).
- [18] *V. Petrov, A. Manera*, Validation of STAR-CCM+ for Buoyancy Driven Mixing in a PWR Reactor Pressure Vessel. Proc. Int. Top. Meetg. Nuclear Reactor Thermal-hydraulics, NU-RETH-14, Toronto, Canada, September 25-30, 2011.
- [19] *W. Wieselquist, H. Ferroukhi, K. Bernatowicz*, A Trend Analysis Methodology for Enhanced Validation of 3-D LWR Core Simulations. Proc. Int. Conf. on Mathematics and Computational Methods Applied to Nucl. Science and Engineering, (M&C2011), Rio de Janeiro, Brazil, May 8–12, 2011.
- [20] *A. Dokhane*, PSI Reference Model Data Report – SIMULATE-3K Methodology for KKL Stability Analysis and Development of Plant Vessel Model. PSI Technical Report TM-41-11-18 (September 2011).
- [21] *A. Dokhane*, Validation of SIMULATE-3K Stability Analysis Methodology for KKL Cycle 19 and Assessment for Cycles 13 and 10. PSI Technical Report TM-41-11-19 (September 2011).
- [22] *G. Khvostov, W. Wiesenack, M.A. Zimmermann, G. Ledergerber*, Some insights into the role of axial gas flow in fuel rod behaviour during the LOCA based on Halden tests and calculations with the FALCON-PSI code. Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, Issue 5, May 2011, pp. 1500–1507 (2011).
- [23] *G. Khvostov, W. Wiesenack, B.C. Oberlander, E. Kolstad, G. Ledergerber, M.A. Zimmermann*, Post-Test Analysis of the Halden LOCA Experiment IFA-650.7 using the Falcon Code. Proc. Enlarged Halden Project Group Meeting EHPGM'11, Norway, October, 2011.
- [24] *Y. Yun*, LBLOCA analysis for EPR fuel rods based on different power operating histories. PSI Technical Report TM-41-10-24 (March 2011).
- [25] *G. Khvostov, K. Mikityuk, M.A. Zimmermann*, A model for fission gas release and gaseous swelling of the uranium dioxide fuel coupled with the FALCON code. Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, Issue 8, August 2011, pp. 2983–3007 (2011).
- [26] *G. Khvostov, M.A. Zimmermann, W. Lyon, M. Pytel*, Towards Advanced Modelling of MPS-assisted Cladding Failure during Power Ramps using the FALCON Code. Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting 2011, Chengdu, China, September 11–14, 2011.
- [27] *G. Khvostov*, Parameters of fuel rod design and test-conditions for the two-run Halden

- LOCA test using KKL BWR high-burnup fuel: Pre-calculation with the FALCON fuel behaviour code. PSI Technical Report TM-41-10-26 (February 2011).
- [28] G. Khvostov, W. Wiesenack, B.C. Oberländer, E. Kolstad, G. Ledergerber, M.A. Zimmermann, O. Brémond, Pre-calculation using the FALCON fuel behaviour code of the fuel rod design parameters and the test-conditions for a two-run Halden LOCA test with KKL BWR high-burnup fuel. Proc. Enlarged Halden Project Group Meeting EHPGM'11, Norway, October, 2011.
- [29] Y. Yun, Evaluation of ALPS LOCA experiments using KKL fuel. PSI Technical Report TM-41-10-27 (May 2011).
- [30] D. Bertolotto, A. Manera, R. Chawla, Development and Validation of a Coupled CFD/System-Code Tool. Proc. Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP2011), Nice, France, May 2-5, 2011.
- [31] D. Bertolotto, Coupling a system code with computational fluid dynamics for the simulation of complex coolant reactivity effects. EPFL Thesis N° 5227, Lausanne, Switzerland, October 2011.
- [32] K. Nikitin, A. Manera, H. Ferroukhi, J. Judd, G.M. Grandi, OECD/NEA Main Steam Line Break PWR Benchmark Simulation by TRACE/S3K Coupled Code. Proc. Int. Top. Meetg. Nuclear Reactor Thermalhydraulics, NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–30, 2011.
- [33] O. Zerkak, I. Gajev, T. Kozłowski and M. A. Zimmermann, Specifications for advanced temporal couplingschemes in the NURESIM platform. NURISP Technical Report D-3.2.1.2, 2011.
- [34] O. Zerkak, I. Gajev, A. Manera, T. Kozłowski, A. Gommlich, S. Zimmer, S. Kliem, N. Crouzet and M. A. Zimmermann, Revisiting temporal accuracy in neutronics/T-H code coupling using the NURESIM LWR simulation platform. The. 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-14), Toronto, Ontario, Canada, September 25–30, 2011.
- [35] J. Freixa, T-W. Kim, A. Manera, Post-Test Thermal-Hydraulic Analysis of two Intermediate LOCA Tests at the ROSA Facility including Uncertainty Evaluation. Proc. Int. Top. Meetg. Nuclear Reactor Thermalhydraulics, NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–30, 2011.
- [36] W. Wieselquist, A. Vasiliev and H. Ferroukhi, Towards an Uncertainty Quantification Methodology with CASMO-5. Proc. of M&C 2011, Rio de Janeiro, RJ, Brazil, May 8–12, 2011.
- [37] S. Canepa, A. Dokhane, H. Ferroukhi, J. Freixa, T-W. Kim, W. Wieselquist, Nuclear Computation Lab – EPFL/ETHZ NE Master Program – November 2011. Course Document Report, SB-EDU-ACT-002-11.001 (November 2011).

PASSPORT

Methodology for the analysis of safety system performance in relation to coupled plant system and containment processes

Author and Co-author(s)	C. Adamsson, D. Papini, H. Ferroukhi, B. Niceno, H.-M. Prasser
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch http://stars.web.psi.ch
Duration of project	January 1, 2010 to December 31, 2013

ABSTRACT

The PASSPORT project aims at the development and validation of a novel computational methodology for the performance assessment of LWR safety systems during design-basis accidents and beyond-design-basis accidents. The primary objective of the novel methodology under development is in fact to provide more accurate predictions of a nuclear power plant by coupling 1D simulations of the primary system components (handled by TRACE) with typical 3D phenomena occurring in containment compartments (better captured by the dedicated code GOTHIC).

During 2011, the recruitment of the scientific staff was successfully completed and the project activities could on that basis be launched. In that context, reviews of passive safety systems and code coupling techniques were carried out and models for TRACE and GOTHIC of various parts of the PANDA test facility were completed. This large-scale facility, built and operated at PSI, was selected for the analysis in view of the availability of integral test experiments challenging the interaction of containment

phenomena with primary system behaviour. In this respect, the numerical coupling between the two mentioned thermal-hydraulic codes is foreseen and related verification and validation activities are being prepared. The coupled code will be validated with experimental data from relevant integral tests, e.g. the PANDA ISP-42 experiments.

Aimed also at training the scientific staff in the utilization of the two different thermal-hydraulic codes, a systematic study of a particularly critical component of the PANDA facility, i.e. the Passive Containment Condenser (PCC), was carried out with stand-alone calculational models. The PCC – consisting of a vertical tube heat exchanger submerged in a water pool located on top of the facility – plays a fundamental role in cooling the containment and mitigating its pressure increase in response to a generic incidental sequence leading to steam release into the containment. The main scientifically relevant results obtained by applying separately the TRACE and GOTHIC codes to predict the performance of the same safety system are presented in this report.

Project goals

The PASSPORT project was recently launched as a joint research activity between ENSI and the Paul Scherrer Institut (PSI) and involves a collaboration between the STARS project at the Laboratory for Reactor Physics and System Behaviour (LRS) and the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH). The PASSPORT activities aim at the development and validation of a novel computational methodology for the performance assessment of LWR safety systems during design-basis-accidents and beyond-design-basis accidents. One foreseen advantage of this methodology is to allow for a more advanced modelling and thereby more accurate simulations of accidents involving weak to strong interactions and feedback effects between primary side and containment. As this might be relevant not only for safety analyses of current operating G-II reactor types but also in order to bring forward state-of-the-art in this area for the analysis of GIII/III+ concepts, especially those relying on passive systems, the underlying principle is to achieve a comprehensive and generic methodology for a wide range of applications. Thus, one first main objective is to develop a numerical coupling scheme between the best-estimate state-of-the-art codes TRACE for 1-D system analysis and GOTHIC for 3-D containment behaviour. The second and complementary objective is to validate this methodology on the basis of available integral and/or separate test-effects experiments with special emphasis on tests where interactions between primary side/containment systems are mainly driven by physical phenomena. These types of tests would indeed be the most challenging ones for the methodology and therefore, simulating these accurately would provide stronger confidence in the acquired capabilities and range of applicability.

For 2011, the specific objectives of the project were as follows:

- Review of safety systems in LWR reactors with identification of dominant phenomena between plant primary system and containment system;
- Literature survey on the development of strategies for coupling 1D/3D with special emphasis on coupling the reactor systems with the containment behaviour in NPP including those employing passive safety systems;
- Review and identification of available experimental database (e.g. PANDA) of relevance for the

validation of the coupling methodology to be developed;

- Development of 1D system model (TRACE) as well as 3D containment model (GOTHIC) for selected experimental test(s).

This report presents the status and progress achieved during 2011 in relation to the above objectives and outlines the perspectives for 2012.

Survey of systems and designs with primary side/containment coupling

A literature review was carried out and published as technical report [1] in order to identify the systems and phenomena that must be addressed by the new methodology. Even though strong interaction between the primary system and the containment may occur whether or not passive safety systems are involved, the passive systems are, as a consequence of their design, more likely to be significantly affected by such phenomena. The literature study was hence focused on passive safety systems. Furthermore, the review was restricted to three specific GIII+ reactor concepts (the AP1000, ESBWR and KERENA) which rely completely or to a very large extent on passive safety systems. The study thus covers a wide range of passive systems. The conclusions should, in general, be applicable also to reactors of GIII or GII, which may only partially rely on passive systems.

Review of code coupling techniques

As a preparation for the planned coupling of the TRACE and GOTHIC codes the literature was reviewed in order to identify and evaluate various coupling techniques. The results of this study have been documented in a technical report [2]. It was concluded that the preferable method to couple these codes is to exchange information at the end of each timestep avoiding modification of the numerical solution algorithms of each code. Either explicit or implicit time-stepping may be considered, where the latter option would have to be based on fixed point iterations involving both codes at each timestep whereas the first option may require very small timesteps to maintain numerical stability.

PANDA ISP-42 experiment as first situation target

The International Standard Problem (ISP) 42 is a series of tests performed at the PSI PANDA facility shown in Figure 1 and that were originally de-

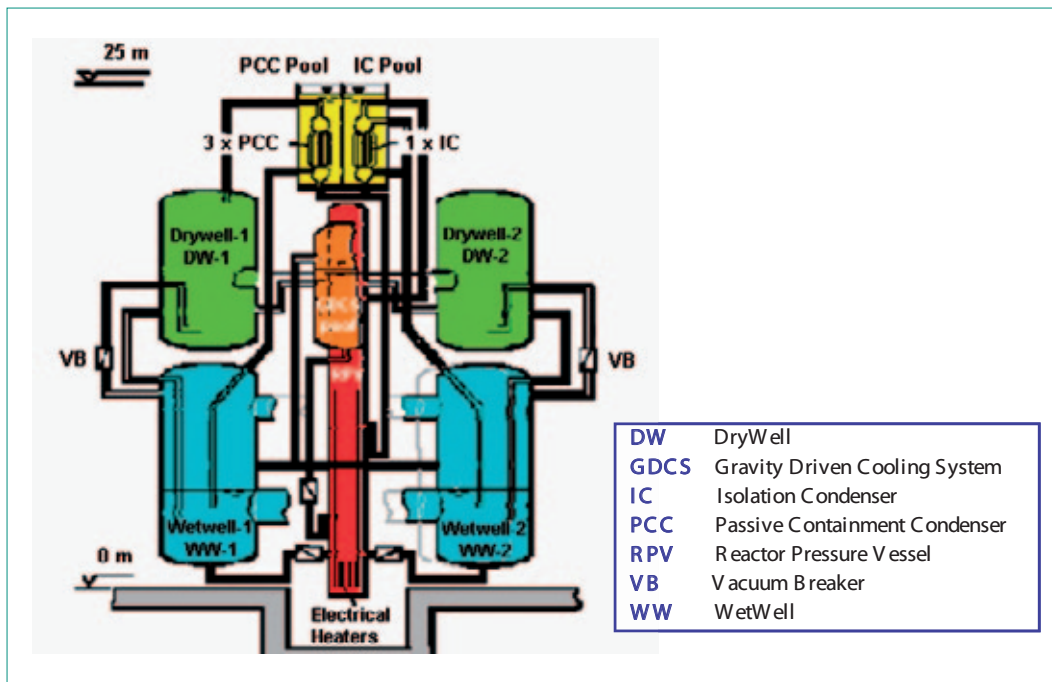


Figure 1:
Schematic representation of the PANDA test facility as used in the ISP-42 experiment.

signed to simulate the passive safety systems and containment of General Electric's SBWR reactor concept.

A large number of lumped parameter codes have been benchmarked against these tests in an international effort including both a blind [3] and an open [4] benchmark. The TRACE code, however, did not take part in the original benchmark as the code was in a too early stage of development at the time. At least one limited study of the ISP-42 experiment with TRACE has been performed later [5] but it is apparent that these experiments have not been fully utilized as a validation case for the TRACE code.

Trace model for PANDA ISP-42 and scoping validation tests

As the PANDA ISP-42 program was identified as a suitable first situation target for benchmarking the TRACE and GOTHIC codes, first on a stand-alone basis and then in a couple mode and because of the reasons mentioned above, a TRACE model was during the year developed for the PANDA facility.

The developed TRACE model has so far been applied to Phases A (drywell pressurization) and B (core flooding) of the ISP-42 experiment but can relatively easily be extended to cover the remaining phases as well. The results have been found to be in reasonable agreement with experimental data and fully comparable with the performance

of other system codes as well as the earlier independent TRACE simulation of the same experiment. As illustration, Figure 2 compares experimental and simulated pressure of steam and non-condensable gas in the drywell during Phase A of the ISP-42 experiment, showing hence an excellent agreement.

Trace and gothic modelling of PCC heat exchanger

A particularly complex component in the PANDA facility is the Passive Containment Cooling System

Figure 2:
Experimental and TRACE simulated pressure in PANDA drywell for ISP-42, Phase A.

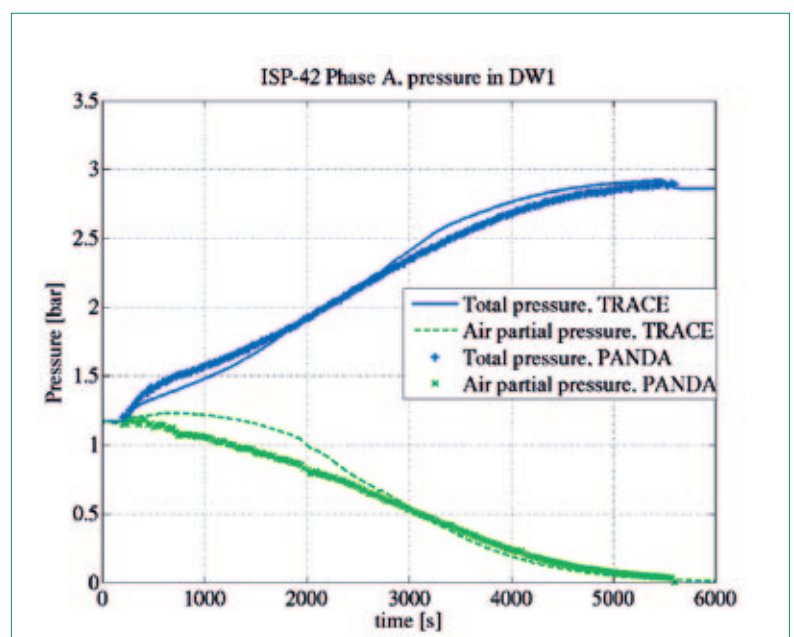
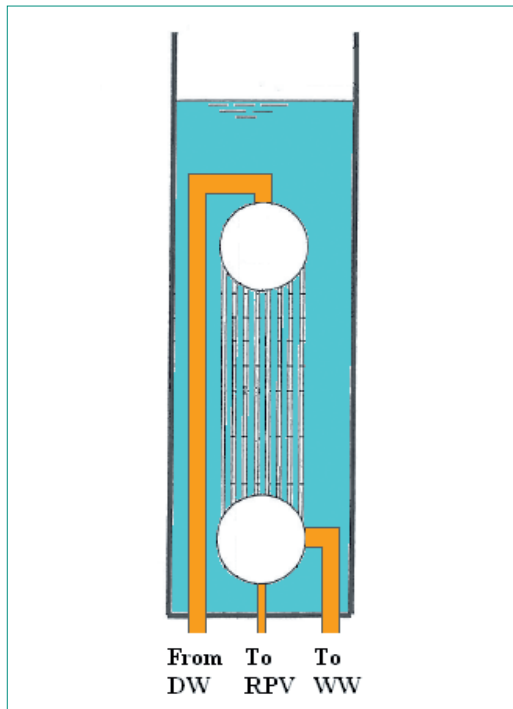


Figure 3:
Approximate design
of PCC heat exchanger
with feed, drain and
vent pipes.
Drawing is not to scale.



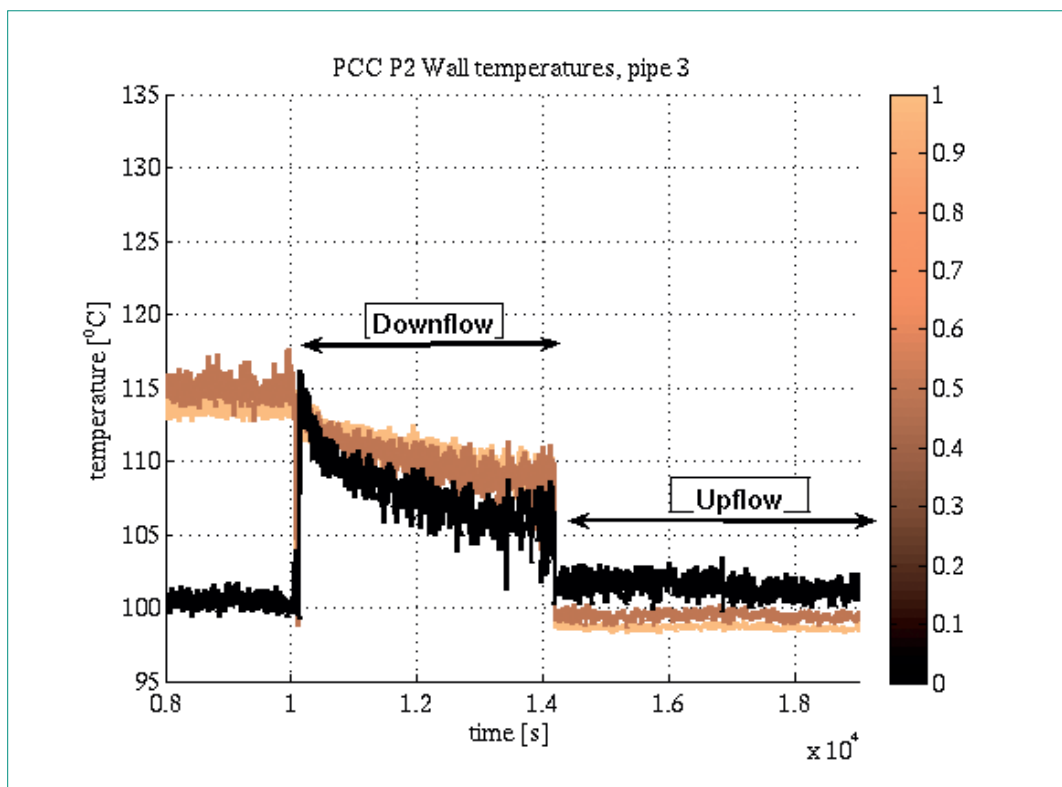
(PCCS). As shown in Figure 3, it consists of a heat exchanger with a large number of vertical pipes submerged in a pool of water located on the top of the mock-up.

Accurately simulating the PCC is necessary in order to correctly predict the pressure and temperature in the containment volume. Moreover, the PCC is

designed to operate in a wide range of conditions including the presence of non-condensable gases of various concentrations. It has been observed experimentally in the PANDA facility that complex flow patterns seem to establish in the PCC heat exchanger when a light non-condensable gas (helium) is present on the primary side [6]. As these flow patterns had not been predicted by available models of the PCC, it was decided to investigate whether a more detailed model of the heat exchanger would be able to reproduce them. Therefore, a fine nodalization, taking into account the slight variation in length among heat exchanger pipes, was developed for the TRACE code. The model did, indeed, qualitatively reproduce the observed flow patterns but also suggested that unsteady flow patterns may develop when a heavy non-condensable gas (air) is trapped in the PCC. Thorough inspection of the experimental data shows indications of flow instabilities even though they do not correspond exactly to the simulated flow patterns, as exemplified in Figure 4 and Figure 5.

Concerning GOTHIC, based on the open literature [7] and up to the experience collected at PSI [8], the crudest approximation identified in relation to previous GOTHIC models of the PANDA large-scale facility is the representation of the condensation

Figure 4:
Experimental wall temperature at four axial locations in one PCC pipe from T1.2 experiment. Data show that temperature gradient spontaneously reverses, indicating that flow direction has reversed as well.



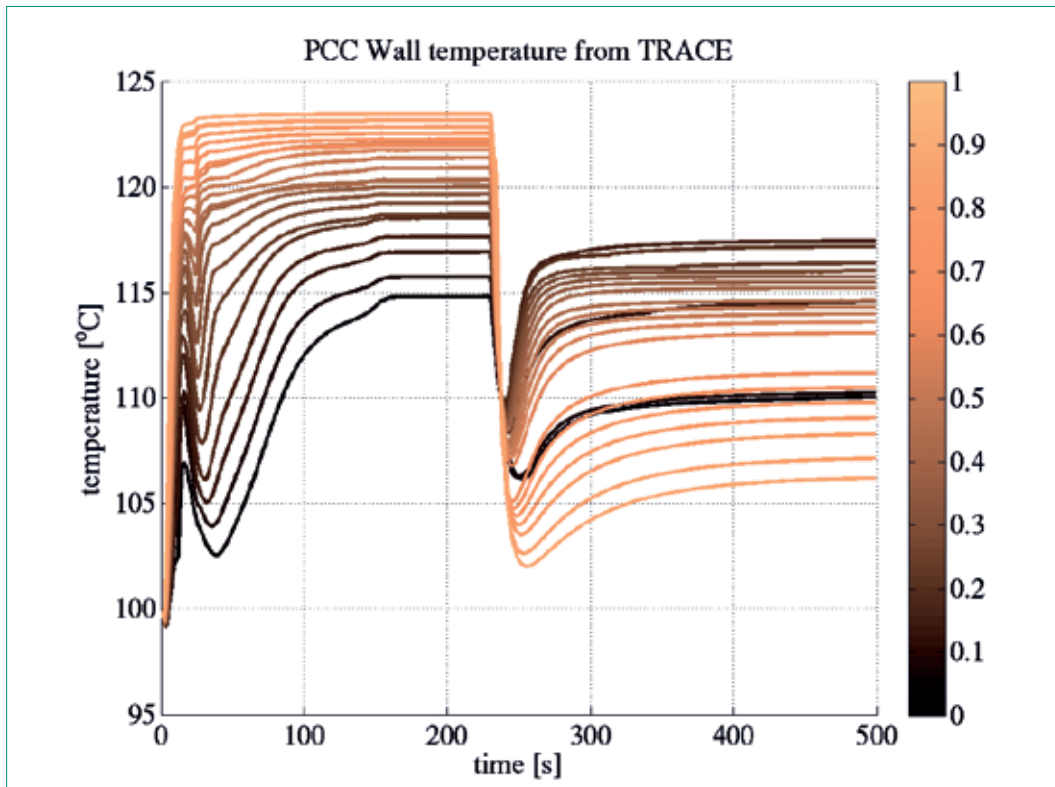


Figure 5: TRACE simulated temperature gradient in one PCC pipe. The flow spontaneously reverses in a way that resembles the experimental observations.

process in the PCC tubes and of its coupling with the pool serving as final heat sink.

Therefore, in order to challenge a stand-alone application of GOthic to this critical component of PANDA, and highlight related benefits as well as drawbacks, a detailed model of PCC HX (Heat exchanger) and pool was set up. The developed nodalization shown in Figure 6 consists of volumes representing the horizontal upper drum, a generic vertical pipe and the horizontal lower drum, with reasonable axial discretization. Primary side volumes are thermally connected to the pool volumes, where a medium-fine level of details is applied.

As part of the review conducted so far with regards to available experimental data, it was found that a specific separate effect test in the PANDA facility (other than the integral large-scale ISP-42 experiment) was indeed conducted with the specific and dedicated objective to conceptually characterize the PCC HX component. This test, referred as IPSS (Innovative Passive Safety Systems) Test B-series, was therefore selected here to validate the above PCC HX model. As illustrated in Figure 7, GOthic capabilities permit to reproduce the natural circulation flow pattern promoting water evaporation at the surface, as well as the water temperature distribution in the pool. The pool heats up due to

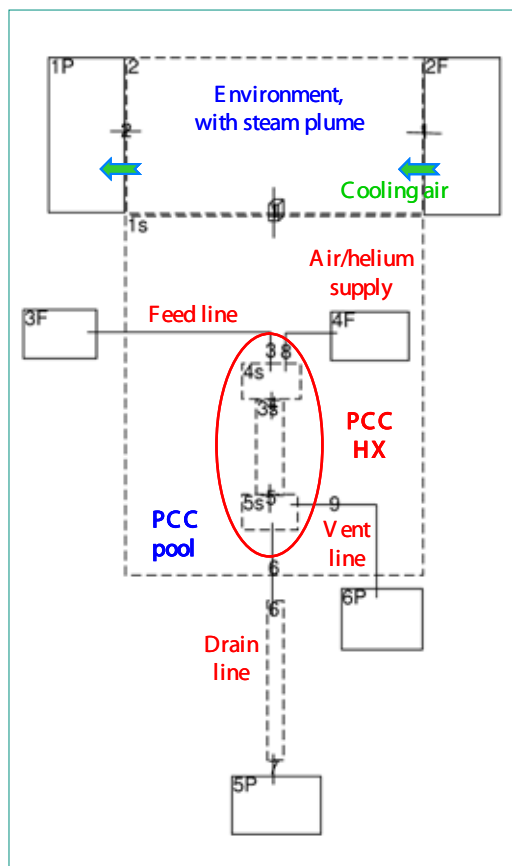
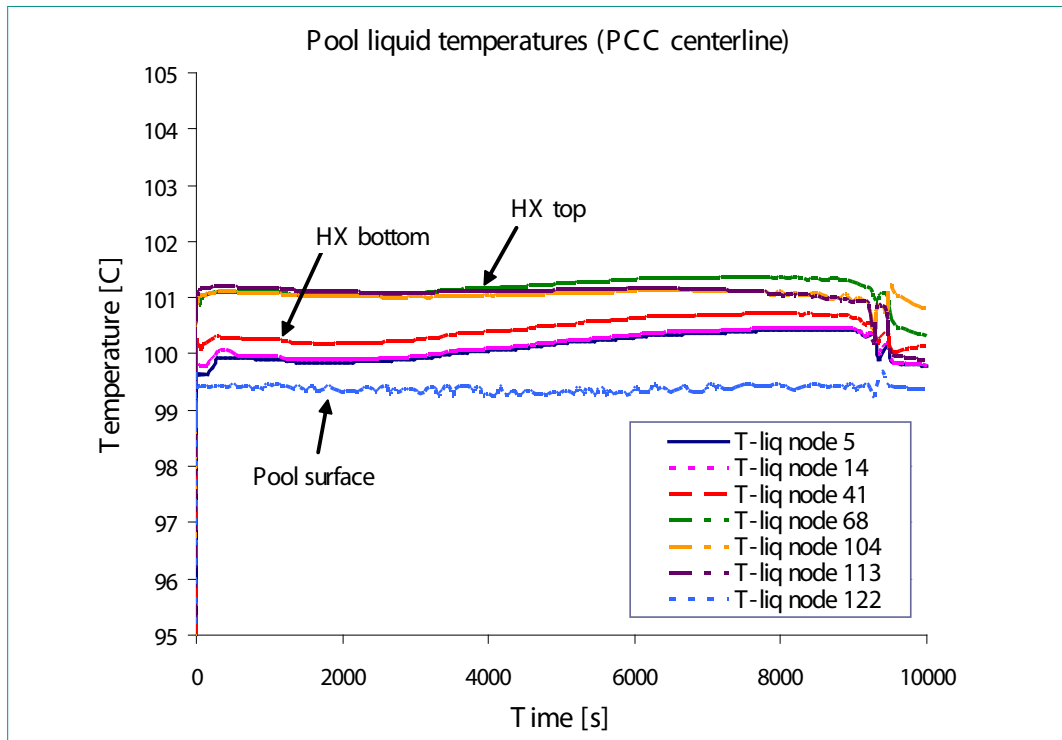


Figure 6: PCCS nodalization developed with the GOthic code. PCC HX tubes are discretized axially in 8 nodes (1D model), whereas PCC pool comprises 126 nodes (3D model, $3 \times 3 \times 14$). Connections with other PANDA components are simulated as well.

Figure 7:
Pool liquid temperature behaviour at steady-state conditions. Simulation of IPSS project Test B1 (pure steam at 3 bar).

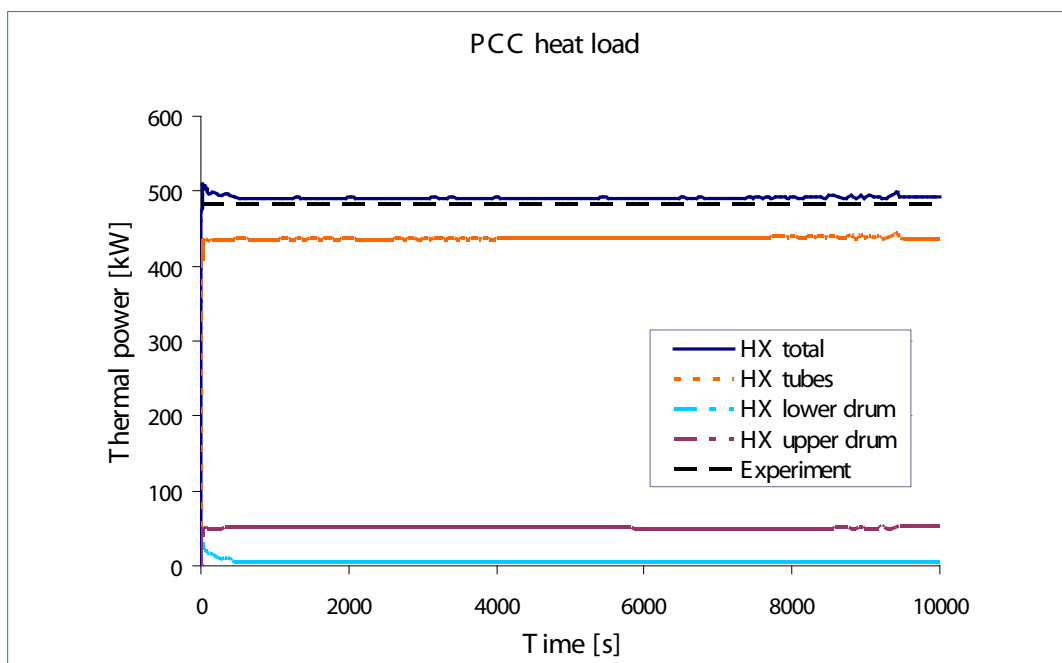


HX thermal power, with higher temperature close to top of HX and an equilibrium value fixed by the saturation temperature at the surface.

The simulation of also the primary side of PCC with GOTHIC code allows calculating in-pipe condensation phenomena typically grasped by 1D system codes (e.g., TRACE). Benchmarks between codes are possible, and are currently underway on the basis of single-component test experimental data

available from PANDA [9]. Full spectrum of condensation phenomena involving pure steam (at several pressure levels: 3 bar, 6 bar and 9 bar) and steam/gas mixture (with non-condensable gases both heavier – air – and lighter – helium – than steam) have been analysed. According to the recommended built-in condensation model of GOTHIC, a good matching with experimental exchanged power has been obtained, as shown in Figure 8.

Figure 8:
PCC thermal power at steady-state conditions (IPSS Test B1, pure steam at 3 bar). Contribution of lower drum is negligible.



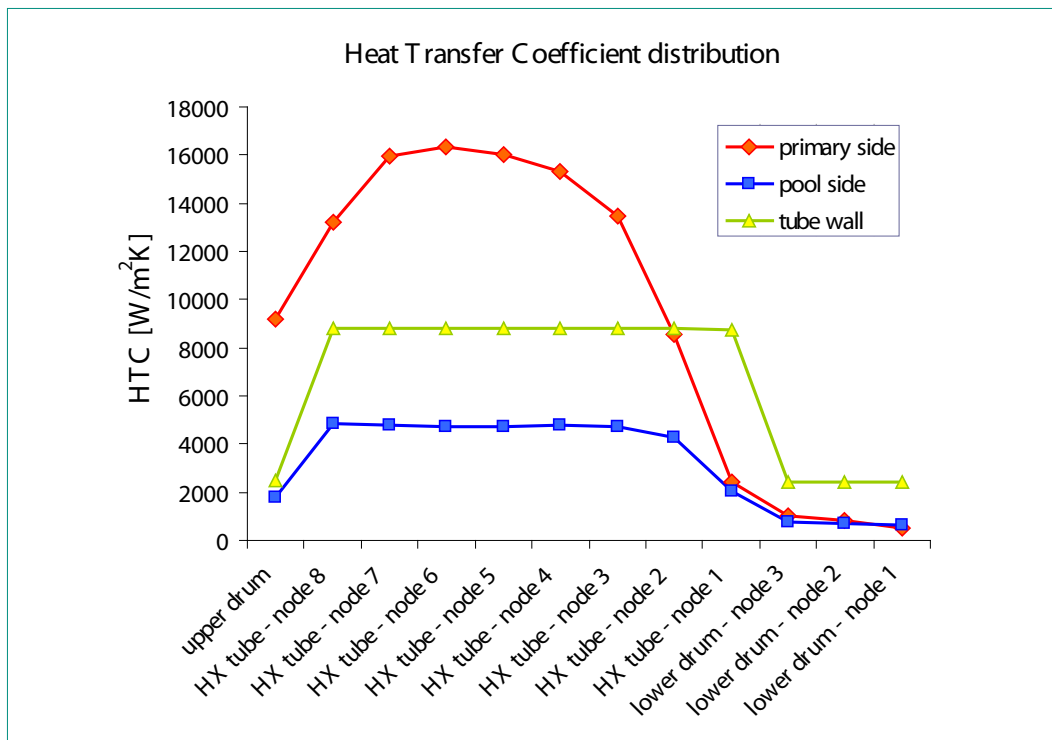


Figure 7: PCC heat transfer coefficient distribution. The condensation process terminates before the end of the tubes.

A slight overprediction of the condensation heat transfer can be pointed out, as the heat transfer vanishes a bit before the bottom of the tubes once all the steam in-flow is condensed. This is illustrated in Figure 9 that shows the axial distribution of the condensation heat transfer coefficient, pool boiling heat transfer coefficient and the thermal conductance of HX walls.

National Cooperation

The project is carried out in a close collaboration between the Laboratory of Reactor Physics and Systems Behaviour (LRS), the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH) and ENSI. Synergies with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL are expected with the preparation and supervision of relevant MSc and PhD theses.

International Cooperation

At the international level, a strong collaboration on the topic of passive safety exists between PSI and AREVA. This vendor is currently carrying out an experimental program on a large-scale facility (INKA) representing primary and containment side of KERENA, a G-III+ reactor employing passive safety systems.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The planned literature reviews of system interactions and code coupling strategies have been carried out and published during 2011. Also, a survey of available experimental database, both at PSI and externally, has been started and although this has not been completed yet, it has allowed to identify and select the PANDA ISP-42 experiment as first situation target. For this case, the development of models for the TRACE and GOTHIC codes was initiated and preliminary verification and validation cases were analysed with both codes on a stand-alone basis.

For 2012, the following work is planned:

- A comprehensive review of available experimental facilities and datasets that may be of interest for the project, including experiments carried out at PSI as well as externally, will be completed with as main objective to identify additional situation targets for validation of the coupled code system.
- Models for GOTHIC and TRACE of the PANDA facility will be finalized and validated with data from the ISP-42 experiments.
- The development of a coupling scheme between TRACE and GOTHIC will be started.
- A verification of the numerical coupling will be conducted for selected simplified test cases.

The events in Fukushima and the subsequent suspension of the new-builds in Switzerland have led, upon ENSI's request, to a change in the fields of application for the PASSPORT project such as to focus more on processes inside the containment of existing reactors instead of Gen III/III+ reactors as was previously planned. This decision has however no bearing on the development and validation of the methodology for the code coupling between TRACE and GOTHIC. Therefore, at the time of writing, detailed specifications for future fields of application remain under preparation.

Publications

- [1] C. Adamsson, Project PASSPORT – A literature survey of passive safety systems, PSI report TM-41-11-20, 2011.
- [2] C. Adamsson, Project PASSPORT – Coupling system codes and field codes, a literature study, PSI report TM-41-11-21, 2011.

References

- [3] D. Lübbesmeyer and S.N. Aksan, ISP42 (PANDA Tests) Blind Phase Comparison Report, NEA/CSNI/R(2003)6, May 2003.
- [4] D. Lübbesmeyer and S.N. Aksan, ISP42 (PANDA Tests) Open Phase Comparison Report, NEA/CSNI/R(2003)7, May 2003.
- [5] M. Zavisca and S. Bajorek, Assessment of the TRACE Reactor Analysis Code against Selected Panda Transient Data, in Proceedings of the 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 14), Miami, FL, USA, July 17–20, 2006.
- [6] D. Paladino, O. Auban, M. Huggenberger, and J. Dreier, A PANDA integral test on the effect of light gas on a Passive Containment Cooling System (PCCS), Nuclear Engineering and Design, vol. 241, no. 11, pp. 4551–4561, November 2011.
- [7] V. Beněk, Analysis of OECD/CSNI ISP-42 Phase A PANDA Experiment using RE-LAP5/mod3.3 and GOTHIC 7.2a Code, in Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe 2009, Bled, Slovenia, September 14-17, 2009.
- [8] M. Andreani, Pretest calculations of Phase A of ISP-42 (PANDA) using the GOTHIC containment code and comparison with the experimental results, Nuclear Technology, vol. 148, pp. 35–47, October 2004.
- [9] M. Huggenberger, C. Aubert, J. Dreier, O. Fischer, S. Lomperski, and H.J. Strassberger, IPSS Project, PANDA Isolation Condenser Steady-State Tests, Test Report, PSI report TM-42-97-04, December 1999.

Thin liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment

Author and Co-author(s)	D. Paladino, J. Dupont, G. Mignot, M. Andreani, H.-M. Prasser
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 43 73, domenico.paladino@psi.ch
Duration of Project	2010 to 2013

ABSTRACT

The physical phenomena, occurring during postulated accident scenarios in the containment of a Light Water Reactor (LWR), associated with liquid film formation by steam condensation and liquid film re-evaporation have safety relevance because they affect the overall containment pressure and the distribution of gases (air, steam, hydrogen) as well as radioisotopes within the containment compartments. The heat/mass transfer processes associated with the flow of the liquid film in the wall are not properly addressed in most of the LWR containment codes, including advanced Lumped Parameters (LP) codes, where the film dynamics is treated in a very rudimentary way using empirical parameters. Moreover, mechanistic treatment of film tracking is still difficult even within the two-fluid model approach used in the modern Computational Fluid Dynamics CFD codes, as thin liquid film flow (and hold-up when the film is thinner than a certain limit), depends on surface irregularities and wetting dynamics, and the numerical res-

olution of a thin film would be computationally too expensive. Indeed, the thickness of the film, its velocity under transient conditions, the partition of the wall between wet and dry portions, the heat transfer between the structures and the film, etc. are all variables which should be included in the physical models for representing the basic phenomena of condensation and re-evaporation. The main objectives of the research program proposed here are to advance the knowledge on liquid film dynamics with condensation and re-evaporation phenomena taking place and to develop physical models suitable for improving advanced LP and CFD codes used for nuclear safety analysis.

The LINX project effectively started in 2011. It includes experimental and analytical investigations designed to advance the knowledge on thin liquid film dynamics under the effect of condensation and re-evaporation phenomena. The project is co-financed by PSI, ENSI and IRSN and the research findings represent the basis for a PhD program at ETHZ.

Project introduction, background and goals

Background

A nuclear power plant's containment is the last barrier in preventing the release of radiological material to the environment. The analysis of thermal-hydraulic processes occurring in an LWR containment building under accident conditions is very complex due to the fact that a large number of interrelated variables have to be taken into consideration. For instance, BWRs and PWRs have specific differences in their design which have to be properly accounted for. The complexity also lies in the modelling of the physical phenomena that occur during the evolution of a transient, e.g. jet and plume (with positive or negative buoyancy), diffuse flow, mixing and stratification, transport induced by density or pressure differences, condensation induced by a wall or the activation of safety systems, and re-evaporation phenomena. To analyze the LWR containment behaviour during postulated design-basis and beyond-design-basis accident scenarios, advanced LP and CFD codes are being applied. Currently, one obstacle in the assessment and validation of computational tools is the lack of adequate experimental data with respect to the representation of the broad range of phenomena and scenarios that may occur in various LWR containments during postulated accident conditions.

Since 2003, the Paul Scherrer Institut has contributed to the creation of experimental database suitable for the assessment of the computational tools used for nuclear safety analysis within the framework of several international research projects. A list of the projects with the type of investigations is presented in Table 1. For the sake of brevity, only the OECD SETH project, which provides the background to the LINX project, will be discussed. The SETH project addressed the basic phenomena of gas mixture transport, mixing, stratification, condensation, re-evaporation, in the containment. These phenomena were induced by basic flow structures such as plumes and jets, expected to form as break flow during a postulated LOCA or a severe accident. To enhance the suitability of the SETH experimental data to validate LP and CFD codes, the PANDA instrumentation has been upgraded by increasing the number of sensors for temperature and mixture composition measurements, by implementing 2D flow velocity measurement with a Particle Image Velocimetry (PIV) system, and by upgrading the auxiliary systems used to establish and control the initial and boundary conditions. The SETH PANDA experimental data have been used to assess the strengths and drawbacks of a large number of advanced computational tools (e.g. GOETHIC (PSI), CFX-4 (PSI), ASTEC (IRSN), GASFLOW (KIT), FLUENT (JNES, US NRC, VTT, NRI), MARS (KAERI), COCOSYS (GRS)) in analyzing the basic phenomena taking place in the PANDA tests.

Table 1:
PSI projects for the creation of CFD-grade experimental database on containment thermal-hydraulics.

Project/type of investing.	Basic phenomena	Components	Fundamental	Systems	Scaled scenarios
OECD/NEA: SETH 2003–2007	Hydrogen stratification build-up, one phase plume, jets				
PSI/ENSI/IRSN: LINX 2010–2013	Wall condensation/re-evaporation		Physical model development		
OECD/NEA: SETH-2 2007–2010	Hydrogen stratification break-up, one phase plume, jets	Spray, cooler heat sources			
EU-ROSATOM ERCOSAM-SAMARA: 2010–2014		Spray, cooler, heat sources			From generic containment to different facilities
OECD-NEA: HYMERES 2012–2015	Diffuse flow by flow-structure interaction	Spray+ cooler; 2 sprays, 2 heat sources		Drywell-Wetwell; Steam generator Compartment.	
Swissnuclear ESPF 2012-2013	Hydrogen concentration build-up			Spent fuel pool degradation	Hydrogen release rate as function of decay heat

The analysis of SETH PANDA tests with condensation/re-evaporation

The SETH PANDA Test 9bis and Test 21bis have been performed to observe the effects of condensation phenomena on the evolution of gas mixing, transport, and stratification into the containment. In these tests, the two upper vessels (~8 m height, ~4 m diameter) were interconnected by a large diameter (~1 m) pipe. These two tests were conducted with different geometrical configurations. In particular, Test 9bis belonged to the «near wall plume- lower injection» series, i.e. the horizontal steam injection was from a pipe with exit near the vessel wall at an elevation of 1.8 m above the bottom of the vessel. Test 21bis belonged to the «Free plume» series, i.e. the vertical steam injection took place from a pipe with an exit in the centre at an elevation of 6 m above the bottom of the vessel. The tests showed major differences in the gas mixing, transport and stratification phenomena. The steam condensation, liquid film formation and re-evaporation phenomena were basically the same in both tests.

At the start of the tests, the vessels were preconditioned with air at a specified pressure and temperature. Steam was injected at a specified flow rate and temperature during the tests. The pressure of the vessels was kept constant during the tests by venting the air-steam mixture from the top of Vessel 2. The condensation started with some delay with respect to the beginning of the tests. It approximately started when the steam partial pressure reached the saturation pressure in the vessel. Since the steam was lighter than air, the filling of the vessel due to the steam injection started from the upper region toward the lower region; therefore, a gradient in the steam partial pressure was formed over the vessel height. The condensation took place at the walls of the vessels. The condensation formed a thin liquid film on the wall, which is then moved by gravity toward the vessel lower region with lower steam partial pressure than in the upper region (the filling of vessel with steam did not reach the lower region due to stratification). This results in the steam becoming superheated and vaporized again. Hence, the vaporization was not driven by temperature differences, but rather by partial pressure gradients. The vaporization caused a fast drop of the fluid temperature which could be measured with thermocouples. Additionally, the condensation and va-

porization phenomena affected the mixture density, which in the multi-compartment geometry of PANDA produced a global inter-compartmental flow transport [2].

The two tests were analyzed at PSI using the GOTHIC code. For Test 9bis, generally good agreement was obtained with respect to variables such as vent flow and steam concentration, as well as distribution of steam in both vessels. A larger discrepancy between simulations and experiment was observed, however, in the time history of the gas temperature in the zone where the phenomena of evaporating liquid film was taking place. It is conjectured that in the simulation, the velocity of the falling film was higher than in the experiment (the liquid film velocity was not measured in the experiment) and the calculated re-evaporation rate was lower than in the experiment (Andreani et al. 2009). As the models implemented in GOTHIC (which are based on general conservation equations) do not consider the detailed physics of thin films, sensitivity studies were performed to clarify the effect of the liquid film on the fluid cooling and mixture transport. The conditions of Test 21bis were much more challenging to simulate due to the specific facility configuration in this test. The correct prediction of condensation and re-evaporation phenomena was critical for the correct prediction of the overall gas flow transport between PANDA vessels. The extensive sensitivity analyses on the effect of various parameters and models resulted in identifying, through the observation of the low temperature of the fluid flowing from one vessel to the other, the ultimate cause of the dramatic discrepancies obtained with the recommended models. These simulations showed that the results were strongly affected by the representation of the heat transfer processes between the wall and the liquid film. The PANDA Tests 9bis and 21bis were also analyzed by other organizations participating to the SETH project using other computational tools (e.g. ASTEC, GASFLOW, MARS, etc.). The main conclusion from these analytical activities was that a better description of the film would be necessary to improve the predictive capabilities of the computational tools under the conditions that were realized in the PANDA tests.

The goals of LINX project

Steam condensation, thin liquid film formation, and re-evaporation phenomena can be expected

to occur during the evolution of postulated accidents in LWR containment (e.g. not only as consequence of jet or plume under condensing conditions, but also during the spray operation or cooler activation). The failure to analyze these phenomena could lead to incorrect temperature predictions in the various regions of the containment during a LOCA scenario and to erroneous gas mixture composition (hydrogen, air, steam) predictions and containment pressure evaluations during a severe accident scenario.

In consideration of the above problems, PSI, IRSN and ENSI have launched a combined theoretical and experimental research project whose goal is to advance the knowledge on liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment. The variables to be studied within the experimental campaign are:

- The thickness and velocity of a liquid film running down an initially dry, temperature-controlled surface. Both average and instantaneous values are planned to be measured.
- Condensation and re-evaporation rates as function of boundary conditions (gas concentrations, wall temperature, pressure, wall inclination).
- Characterization of the film dynamics leading to the formation of dry patches, rivulets, isolated droplets as a function of boundary conditions and wetting characteristics of the surface material.

The data to be obtained will be used for developing detailed models for liquid film under condensing/evaporating conditions. An initial evaluation of the models will be carried on by implementing them in the advanced Lumped Parameter (LP) ASTEC code and by analyzing the experimental cases. The ASTEC code is one of the codes used by IRSN for safety analysis.

Finally, it should be noted that besides the implementation in ASTEC, the findings from this work should be suitable for the improvement of any advanced Lumped Parameter (LP) containment codes and CFD codes including GOTHIC.

Work carried out and results obtained

The LINX project was effectively started in the year 2011. In accordance with the project plan, the initially foreseen preparatory work has been car-

ried out. This included the literature review on the subject of liquid film dynamics (especially for the range of parameters and conditions more directly related to condensation and re-evaporation processes) [3], [4], [5], the evaluation of various instrumentation techniques for the characterization of liquid film thickness [6], [7] and liquid film temperature [8], the purchase of the selected instrumentation, and the design and development of components and auxiliary systems for the overall experimental setup. The second program review meeting has been carried out at IRSN in Paris on September 15th 2011. The following subsections provide further details on the work performed in 2011.

Visualization of steam condensation on a vertical glass plate

Visualization of steam condensation on a vertical glass plate has been carried out through a series of photographic images. These observations enable us to gain a greater understanding of the basic physical phenomena involved. The left side of Figure 1 shows the early stage of condensation, with formation of droplets. The right side of Figure 1 shows a later stage, after the droplets coalesced together to form larger drops. The photo also shows the gravity-driven drop-departure from the original position, on an overall background of small drops. The conditions favorable for liquid film formation were not met in this test.

Visualization of condensation, stripe and rivulet formation

A small scale facility, named LST (LINX Scoping Test), has been designed and built to observe the liquid film formation by condensation, the condensation-evaporation transition, and the re-evaporation phase. The plate and liquid film surface temperatures were measured by thermocouples and a long wave infrared camera, respectively. Figure 2 shows a schematic of the LST facility. A stainless steel plate has been equipped on one side with two baths. The upper bath was filled with ice, while the lower bath was filled with water heated with an electric heater. Steam was injected in the upper region through a perforated tube. As the steam came in contact with the cold plate, condensation was observed. The condensate which wetted the surface could be described as the superposition of growing droplets at the nucleation

sites and falling drops and rivulets. Rivulets and falling drops move down across the region of separation between the cold and hot sections. In the re-evaporation region, the thin film is replaced by dry surfaces. Rivulets and droplets that have detached from the wetted upper-part and flowed down over the hot section could disappear after some distance due to re-evaporation. The minimum wetting rate required to obtain a stable falling film was not reached in this experiment. Under these flow conditions non-uniformities occur, whose characteristics strongly depend on the wetting properties of the surface used. The infrared thermography of three different types of surface treatment (aluminum foil, stainless steel and black paint) showed that besides the wetting of the surface, the surface emissivity characterization is essential for thermal infrared measurements.

Evaluation of optimal measurement techniques for the LINX facility

The most challenging measurement in these experiments is the liquid film thickness. When the minimum wetting rate for an established film [9] has not been reached, local inhomogeneous heat transfer is to be expected; however, these local heat transfer rates need to be evaluated as well. The formation of the falling droplets, the rivulets, and the liquid film are a function of the thermodynamic boundary conditions, which determine the

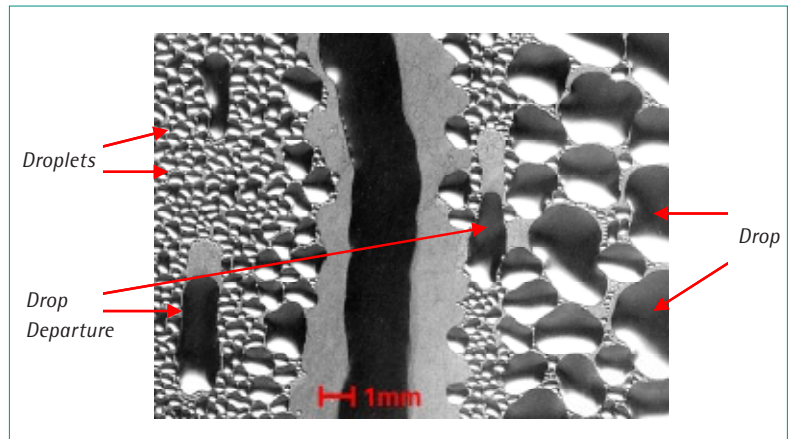


Figure 1: Visualisation of water vapour condensation on a vertical glass plate. Observation: Non-uniform liquid film. Drop wise condensation occurs on glass surfaces.

linear flow rate, and plate surface properties, in particular, the roughness and chemical properties which affect the wettability. For example, in the case of a low wettability surface like epoxy paint used in nuclear containment, developed films will be only observed at high linear flow rates; thus, falling droplets and rivulets can also be expected for numerous scenarios.

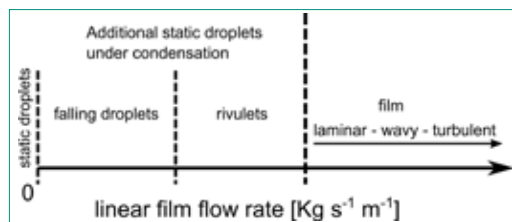


Figure 3: Condensate regime evolution and transitions in function of the water flow rate.

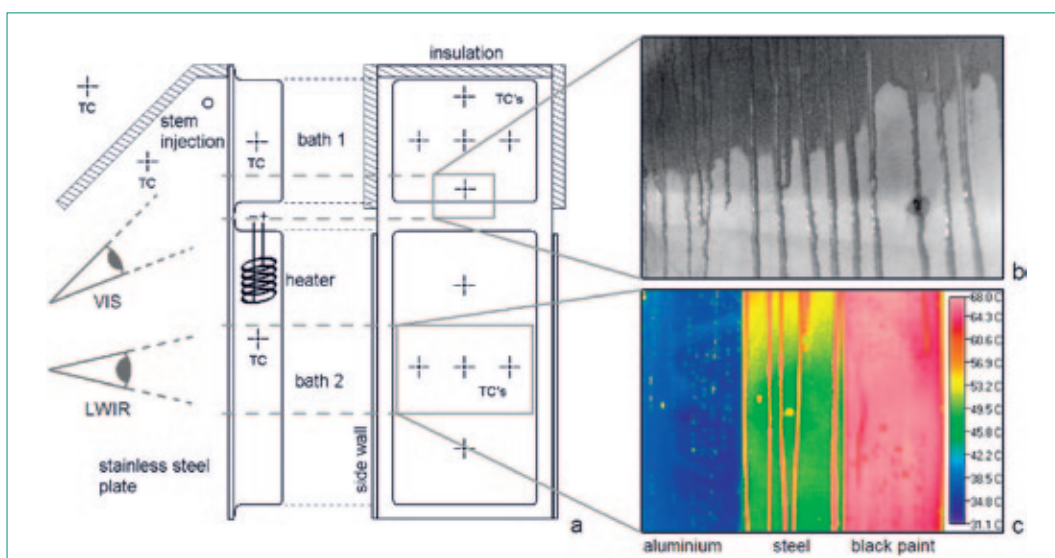


Figure 2: Visualization of the condensate in form of rivulets, static and dynamic droplets. a) LST facility schematic with thermocouple locations. b) Condensation to evaporation transition zone; image performed with a standard visible range camera. c) Droplets and rivulets re-evaporation on three different surfaces; images taken with a microbolometer long wave infrared camera. Observation: Droplets instead rivulets occur for low wettable surface. Temperature measurements are strongly affected by the surface emissivity.

The observations made during the LST tests with insufficient flow rate for liquid film formation reveal that the condensate presents, in this case, a very fine partition of wet and dry surfaces. Figure 3 shows that the partition characteristics (droplets, rivulets, film) are a function of the linear film flow rate [9]. The linear flow rates corresponding to the transition between two regimes are related to the contact angle defined as the equilibrium between the surface tensions at the solid/liquid/gas interface. The contact angle, and thus the transition positions, is affected by the surface's wetting properties. Therefore, sensors based on wire-mesh technology are not suitable for this application as they need a well developed liquid film for optimal performance and because they modify locally the surface wetting properties.

Most of the currently developed experimental techniques for film thickness measurement [6], [7]

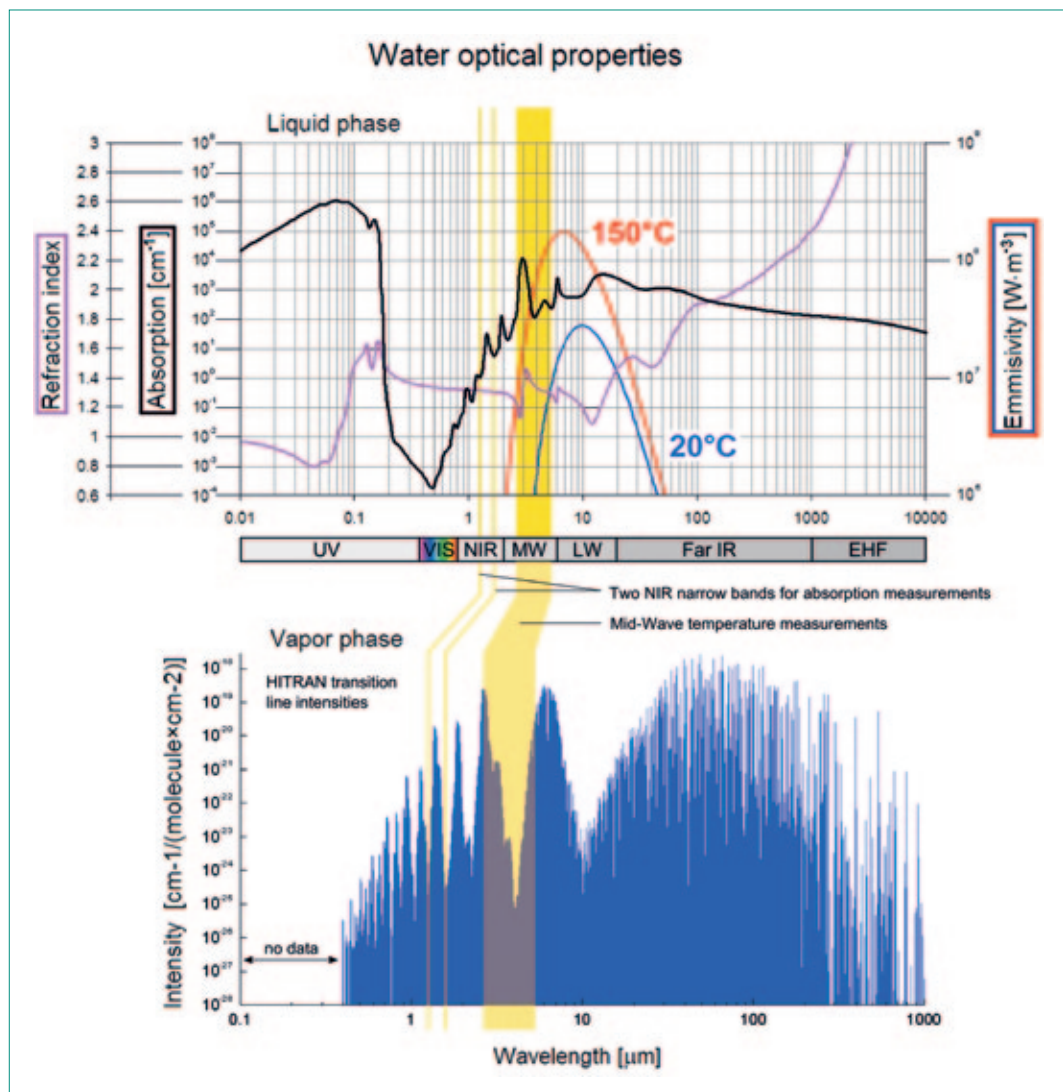
cannot be applied for a free falling condensate film because they either affect the surface and thermal properties of the plate or require a seeding process. The latter solution is not applicable when mass transfer occurs between the liquid film and its surroundings

Infrared cameras

Time resolved liquid film thickness point measurements based on infrared absorption techniques have been performed [8]. Based on the same principle, a concept for spatially resolved measurements (2D) is being developed. To understand the measurement principles, one needs to know, in detail, both liquid and vapour water absorption properties in the visible and infrared (IR) range.

Figure 4 shows the relevant water optical properties for infrared measurements. Liquid water shows very low absorption properties in the visible

Figure 4: Water optical properties of interest for the liquid and gas phases. The HITRAN [10] data base provides the necessary information for water vapour absorption calculations. The wavelength ranges for film thickness and temperature measurements are shown. Two narrow bands in the Near InfraRed (NIR) and one broad band in the mid-wave (MWIR) region are well suited for the desired measurements in accordance with the absorption, refraction and emissivity values.



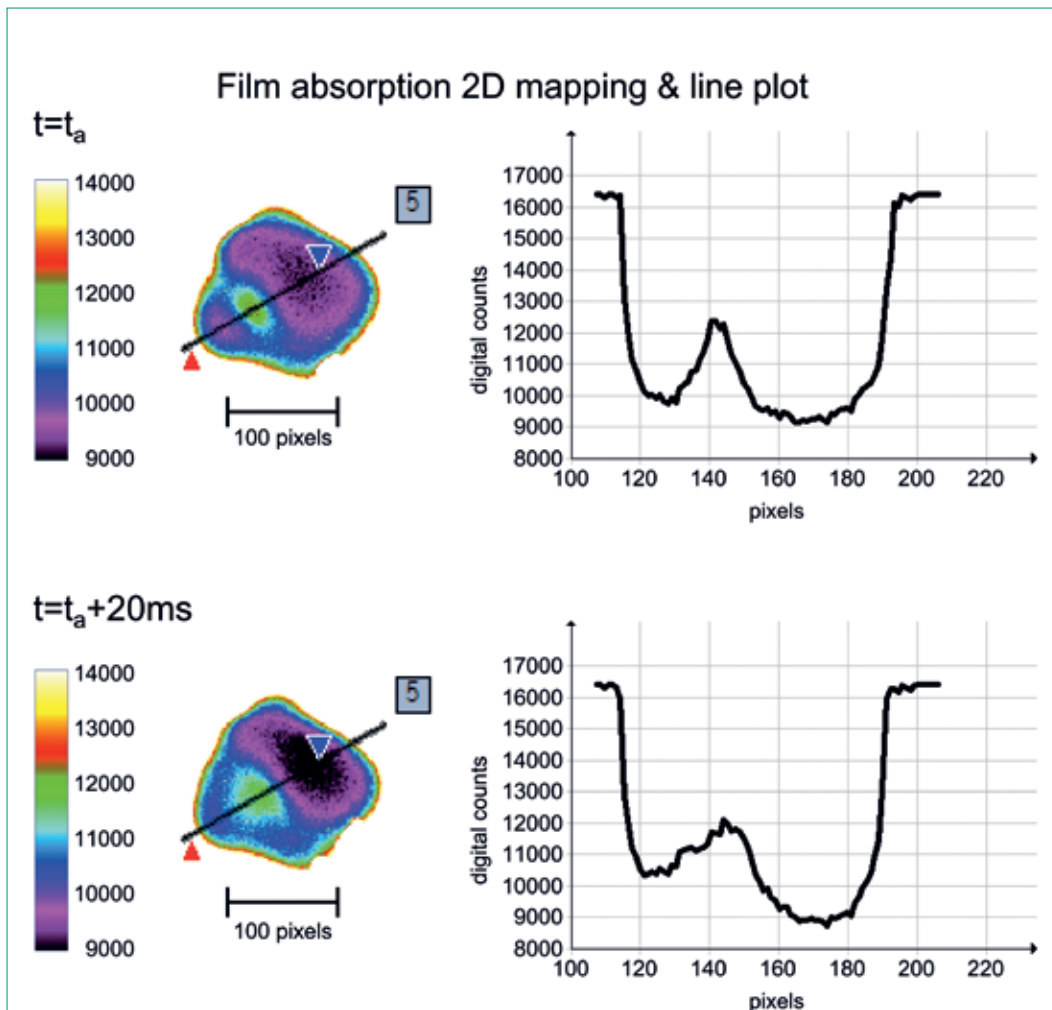


Figure 5: NIR absorption measurements performed at FLIR ATS production centre in Paris. The signal consists of a number of digital counts based on a 14 bits signal. Here a large water drop on a horizontal plate illuminated by a halogen lamp. A narrow band filter has been used.

spectrum of light, whereas it possesses adequate absorption properties for free falling film thickness measurements in the near-infrared (NIR) region. Using a near-infrared light source and corresponding wavelength detector allows for the light absorption measurement in pure water. The infrared absorption technique is required since no absorbing or fluorescent substances can be mixed with the condensate for measurement in the visible range. Figure 5 shows an initial attempt to measure water absorption in a plane (2D). We performed these tests with a NIR camera at the FLIR ATS production centre in Paris. Results show a good correspondence between the film thickness and the photon count acquired by the camera. In addition to a NIR camera, a mid-wave infrared (MWIR) camera has been purchased for film and plate surface temperature measurements. For wavelengths ranging from 2.5 to 5.1 micrometers, the water light absorption is so high that only blackbody emissions from the film surface would be detected. These thermal measurements

will thus provide water film surface and dry area temperatures. Consequently, information on local heat transfer at the border between wet and dry areas would be accessible. Particularly, when droplet or rivulet regimes are dominant, the non-uniform heat transfer at the surface could be spatially and temporally evaluated.

Experimental setup

The experimental setup is shown in Figure 6. The SCARAB module (**S**tudy of **C**ondensation **A**nd **R**evaporation for the **A**nalysis of containment **B**ehaviour) is currently being designed. This new facility aims at performing film tracking, film thickness, and heat transfer measurements of free falling condensate film under condensation or re-evaporation conditions at atmospheric pressure. This module is intended to be used in the LINX facility for future tests conducted under higher pressure. The SCARAB experimental set up will be initially used for new instrumentation development, validation, and calibration.

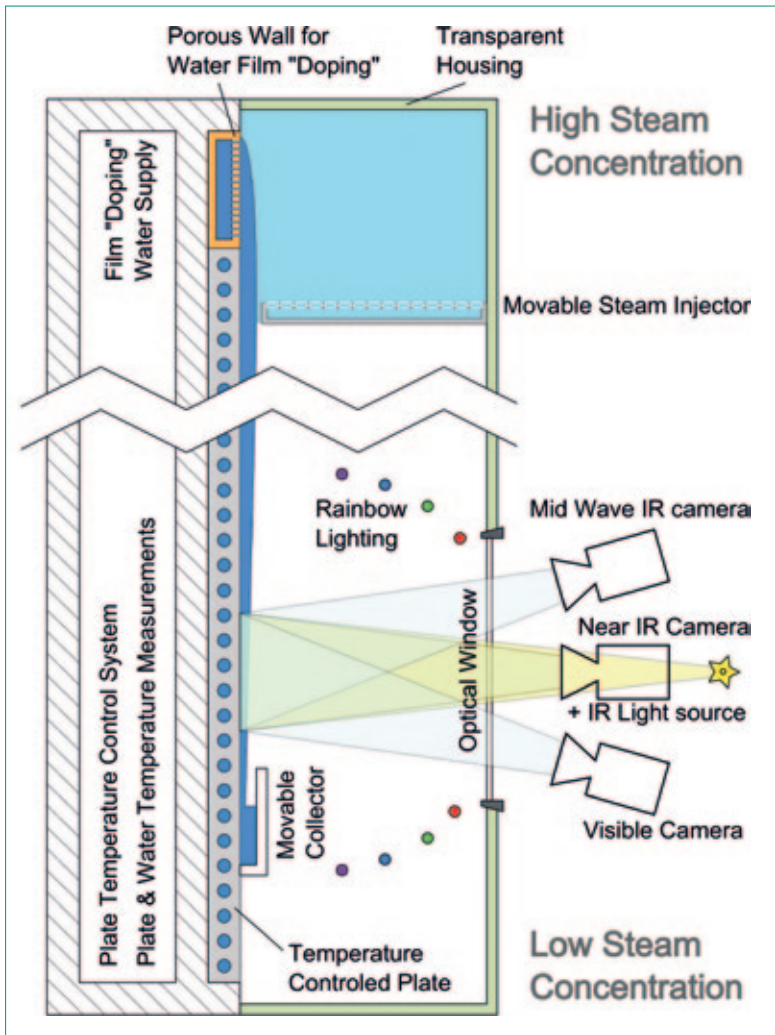


Figure 6:
Schematic of the SCARAB module designed to validate and calibrate the measurement technique and to perform a test series at atmospheric pressure.

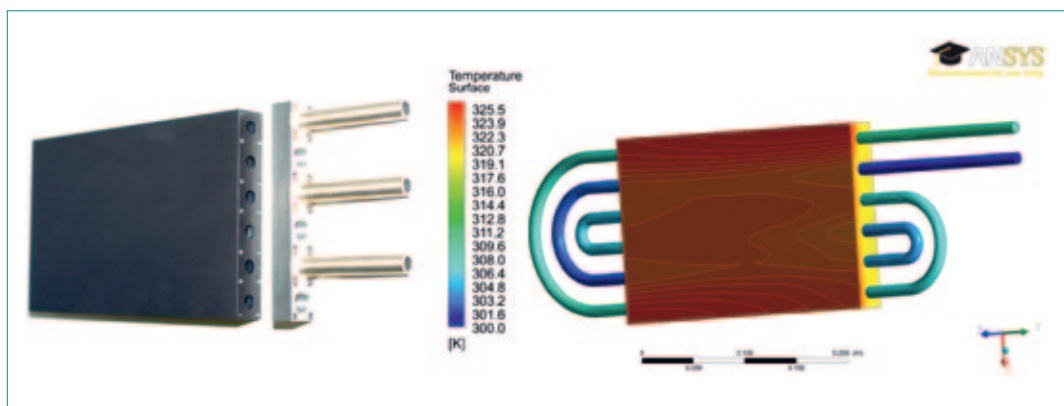
This module consists of a closed system with a central plate and a porous wall film «doping» injector surrounded by insulating materials. Behind the plate there is a temperature control system for the plate and where the film «doping» water supply will be installed. A transparent housing, which will enable direct observations, will be fixed on the front side, sealing the system hermitically

and thermally. A movable steam injector will be placed in the upper part of the module to create a high vapour concentration zone to be condensed on the upper part of the plate. The water injection system can be used in parallel with the steam condensation in order to artificially increase the film flow rate when required. An optical window will be installed for infrared measurements. Beside the IR light source, the MWIR and the NIR cameras, the rainbow technique which consists of circular concentric colored light sources and a visible range camera will be implemented. The rainbow technique allows for spatially resolved measurements of the water surface angle. The angle formed by the plate and the water surface has to be known in order to extrapolate, with precision, the film thickness from the absorption measurements. As shown on Figure 4, the refraction index of liquid water in the NIR region is bigger than one (air refraction index is close to one); therefore the angle has to be measured. Finally, a water film collector will be installed for condensate flow rate measurements. The water film collector will be movable to measure the film flow rates at various heights.

Design for the thermostatic plate

The thermostatic plate is a central element of the SCARAB module which will be used simultaneously as a control device and as a measurement tool. Its first purpose is to control the plate surface temperature vertical profile, while ensuring a uniform surface temperature. Temperature fluctuations can be minimized by choosing the correct spacing between the pipes and pipe arrangement, Figure 7 right. The second purpose is to perform temperature measurements, for the performance of an energy balance in the coolant, and heat flux point

Figure 7:
Design and simulations performed for best designed temperature controlled element. The film flows down the x axis. The special pipe arrangement allows for a low temperature fluctuation across the plate's surface compared to the difference between the inlet and outlet temperatures inside the pipe.



measurements in the plate (thermocouple array). The optimization of the cooling element has been done by simulating different designs and flow conditions with ANSYS/FLUENT code, Figure 7 right. The selected final design is expected to give a homogeneous surface temperature distribution. The machined element, Figure 7 left, underwent a surface treatment to ensure a good diffuse emission of the IR radiation. As it has been done already with one of our previous designs, the surface temperature will be measured with a thermal infrared camera and the surface temperature distribution will be compared to the calculations.

The energy balance can be performed on the whole cooling block as well as in each channel separately. For temperature surface and heat flux point measurements, small thermocouples arrays inserted from behind the plate, similar to those used by Peterson [3], are under development. These global and local measurements will be then correlated with the thermal mid-wave imaging.

Provisional test matrix

The main parameters to be varied during the test campaign are the thermodynamic boundary conditions (plate temperature profile, gas mixture composition, pressure) to vary the condensation rate and the plate surface properties (roughness, wettability) to vary the dynamics of the falling film. Among all the foreseen surface treatments, the use of real containment paint is planned to ensure an accurate reproduction of condensation/re-evaporation processes encountered in a real containment.

National Cooperation

The project is carried out in collaboration with ETH Zurich as a PhD program under the supervision of Prof. H.-M. Prasser. In addition, the research investigating the condensation/evaporation, liquid film transport phenomena in a nuclear power plant containment have synergies with the ESFP (Experiments on spent Fuel Pool) project (2012–2013) (Table 1).

International Cooperation

The LINX project is performed with the participation of IRSN in France. Moreover, the research in-

vestigations addressing condensation/evaporation and liquid film transport phenomena in containment have strong synergies with the ongoing EUROSATOM ERCOSAM-SAMARA projects (2010–2014) (Table 1) which see the participation of several European, Russian and Canadian Organizations and from which PSI is the Project Coordinator. These investigations will also have strong connections with the foreseen OECD/NEA HYMERES project (Table 1) (2012–2015) in which PSI will be an Operating Agent.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The challenging tasks defined for the first year of the project have been completed and the project is on the right track. The literature review, focused on measurement techniques used for the characterization of the liquid film in a condensing and re-evaporating environment, has been completed and methods to be used were identified and tested in scoping tests. The review of the ASTEC code module for the treatment of condensation in containment will be performed in 2012. The design of the experimental module SCARAB is in progress and will be completed in 2012. The construction of the SCARAB module, including the assembly of relevant instrumentation, will be completed in 2012. The experimental series on liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment, for nearly atmosphere pressure are planned for 2012.

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge Dr. Ahmed Bentaib from IRSN for reviewing the work reported in this report.

References

- [1] *D. Paladino, M. Andreani, R. Zboray and J. Dreier*, Toward a CDF quality database addressing LWR containment phenomena, Nuclear Engineering and Design, doi:10.1016/j.nucengdes.2011.08.064.
- [2] *M. Andreani, D. Paladino and T. George*, Simulation of basic gas mixing tests with conden-

- sation in the PANDA facility using the GOTHIC code, Nuclear Engineering and Design, Pages 1528-1547, Volume 240 2010.
- [3] *J. C. De la Rosa, A. Escriva, L. E. Herranz, T. Cicero and J. L. Muñoz-Cobo*, Review on condensation on the containment structures, Progress in Nuclear Energy, Pages 32–66, Volume 51, 2009.
- [4] *J. L. McCormick, and E. Baer*, On the Mechanism of heat transfer in drop-wise condensation, Journal of Colloid Science, Pages 208–216, Volume 18, 1963.
- [5] *S. Vemuri and K. M. Kim*, An experimental and theoretical study on the concept of dropwise condensation, International Journal of Heat and Mass Transfer, Pages 649–657, Volume 49, 2006.
- [6] *W. W. Clark*, Liquid film thickness measurement, Multiphase Science and Technology, Pages 1–74, Volume 14, 2002.
- [7] *M. Damsohn and H.-M. Prasser*, High-speed liquid film sensor for two-phase flows with high spatial resolution based on electrical conductance, Flow Measurement and Instrumentation, Pages 1–14, Volume 20, 2009.
- [8] *H. Yang, D. Greszik, I. Wlokas, T. Dreier and C. Schulz*, Tunable diode laser absorption sensor for the simultaneous measurement of water film thickness, liquid- and vaporphase temperature, Applied Physics B, Pages 21–27, Volume 104, 2011.
- [9] *A. Doniec*, Flow of a Laminar Liquid Film on a Vertical Surface, Chemical Engineering Science Pages 847–854, Volume 43, 1998.
- [10] *L. S. Rothman*, et al., The HITRAN 2008 molecular spectroscopic database, Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer, Pages 533–572, Volume 110, 2009.

Code Assessment Program for MELCOR1.8.6

Author and Co-author(s)	Jon Birchley, Leticia Fernandez-Moguel and Bernd Jaeckel
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 27 24, jonathan.birchley@psi.ch, http://www.psi.ch/
Duration of Project	March 3, 2009 to February 21, 2012 (3 years)

ABSTRACT

The MELCOR code developed at Sandia National Laboratories (SNL) for the USNRC is used in Switzerland for analysis of severe accident transients in light water reactors. One area of concern is that of air ingress, which can lead to accelerated fuel degradation and enhanced release of fission products, especially the highly radiotoxic ruthenium. Existing oxidation models do not fully represent all the relevant physical processes, and cannot be guaranteed to be conservative. A new model has been developed at PSI which captures the essential features of initial parabolic (protective) kinetics, the transition to linear (breakaway) kinetics. The model has undergone developmental assessment against data from separate effects experiments carried out at KIT. Implementation into the SCDAP and MELCOR codes has been performed, and assessment against independent separate-effects and integral data is in progress. In parallel, PSI are participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP), in which a series of experiments is being performed by SNL using prototypic materials and full-scale fuel assemblies arranged in a simulated dried-out storage pond. The project is providing high quality data with which to assess the capability of models to simulate the air oxidation and its potential to trigger a self-propagating fire in an uncovered spent fuel pond. The PSI model, when implemented into MELCOR, will be assessed against the SFP data.

ZUSAMMENFASSUNG

Das MELCOR-Programm, entwickelt von den Sandia National Laboratory für die USNRC, ist in der Schweiz als das bevorzugte Programm für die Analyse von schweren Unfällen vom einleitenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung anerkannt. Ein Gebiet von internationalem Interesse ist das Thema des Lufteinbruchs, welcher zu einer beschleunigten Kernzerstörung und einer erhöhten Freisetzung von Spaltprodukten führen kann, speziell von stark radiotoxischem Ruthenium. Verifizierungen von Programm-Modellen zur Oxidation von Zirkaloy haben gezeigt, dass der momentane Stand der Programme nicht alle relevanten physikalischen Prozesse zur Zufriedenheit beschreibt und deshalb die Konservativität der Ergebnisse nicht unter allen Umständen garantiert werden kann. Am PSI wurde deshalb ein Modell entwickelt, welches die Oxidation von Zirkaloy-4 an Luft beschreibt, basierend auf Experimenten des Karlsruhe Institute of Technology. Dieses Modell befindet sich in der abschliessenden Verifizierungsphase. Zusätzlich zu diesen Experimenten ist das PSI auch eingebunden in das OECD Sandia Fuel Project (SFP), welches in einer Serie von Experimenten Daten liefert über das Verhalten von prototypischen Materialien in einem trocken gefallenen Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente. Dieses Versuchsprogramm wird von SNL durchgeführt. Es wird qualitativ und quantitativ hervorragende Daten liefern für die Verifizierung des am PSI entwickelten Oxidationsmodells. Nach der Implementierung des Modells in MELCOR können diese Versuchsdaten zur Verifizierung herangezogen werden.

Project Goals

The safety impacts of air ingress on nuclear fuel elements at high temperature have been studied for many years, in accident situations involving failure of the reactor pressure vessel (RPV) lower head, shutdown conditions with the upper head removed [1] and with, or in spent fuel ponds after accidental loss of coolant [2]. The presence of air can lead to accelerated oxidation of the Zircaloy cladding compared with 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. Furthermore, the exposure of uranium dioxide to air at high temperatures can lead to increased release of some fission products [3]. The situation is kept under continual review, with experimental and modelling studies performed, notably within the European Union Framework SARNET project [4], and the International Source Term Programme (ISTP) [5], in which PSI takes part.

The MELCOR code is the major tool in use in Switzerland for analysis of severe accidents in light water reactors, from initiating events through to potential release of radionuclide fission products to the environment. Version 1.8.6 [6] is now established as the current production version while MELCOR 2.1 is still undergoing assessment. Use of MELCOR is backed-up by SCDAP-based codes [7], [8], for more detailed treatment of thermal hydraulics and core degradation. The air ingress model is being implemented in both MELCOR and SCDAP/Sim.

The present three-year project running from 2009 to 2012 comprises two complementary activities being pursued in tandem. The first of these is a continuation of the previous PSI-ENSI collaboration [9]. The model is being implemented in MELCOR to enable simulation of integral experiments and plant or spent fuel transients. In the second activity PSI is participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP) [10], which will provide a prototypic dataset under large scale fuel pond loss of coolant conditions for validation of MELCOR code and air oxidation models. The intended result is an improved tool for plant and fuel pond simulation to support PSA investigations and source term studies.

Work Carried Out and Results Obtained

This section is divided into two parts. The first presents a status of modelling activities during the first year of the present PSI-ENSI collaboration [11], which concentrate mostly on its implementation in MELCOR and SCDAP/Sim, the latter to enable validation against PARAMETER-SF4, an air ingress experiment. The second part presents an overview of the SFP project, the experiments planned therein and the sought-for results. An indication is given of further work that could be carried out, including a possible generalisation of the model to advanced cladding materials such as Zirlo™ and M5™, that feature in current new reactors.

Part 1: Air oxidation modelling

Review of state of knowledge

Experimental Activities

The last formal reviews of activities in the experimental area was presented at ERMSAR2008 [12], and TOPSAFE2008 [13]. The status of studies continuing since then has been regularly reported in the present series of annual progress statements. During the last year further separate effects experiments have been performed at KIT [14], concentrating on nitriding of homogenised alpha-Zr(O). The latest air ingress bundle transient experiment, QUENCH-16, was performed in July 2011[15]. It comprised a comparatively minor degree of pre-

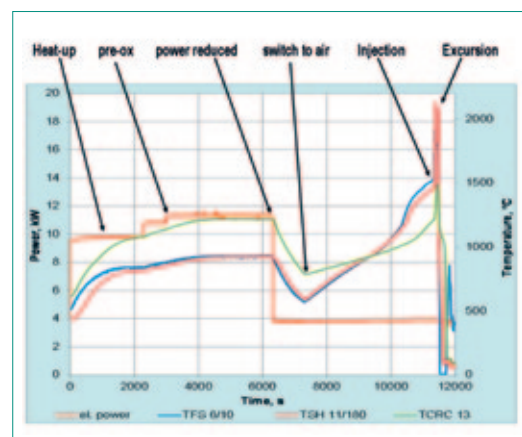


Figure 1: Sample results of QUENCH-16, indicating the main phases of the experiment, the thermal response during air ingress and the oxidation excursion during reflood.

oxidation in steam, followed by a low flow rate of air leading to an extended period of oxygen starvation, in order to examine the interaction between nitrogen with the pre-oxidised bundle. The experiment conduct and results are illustrated in figure 1. QUENCH-16 thus complemented the earlier experiments CODEX-AIT [16], QUENCH-10 [17] and PARAMETER-SF4 [18]. Collectively these experiments examine the effect of air covering the whole spectrum from very low to high levels of preoxidation.

A clearly exhibited feature of QUENCH-16 is nitriding of the cladding, particularly in the upper elevations which were most strongly affected by the oxygen starvation. The oxygen starvation and nitriding lasted about 850 s and may have been the driving force for the strong oxidation excursion during reflood, which did not occur in QUENCH-10 where the starvation period was very short. Pre-test analytical support to QUENCH-16 was provided by PSI, using SCDAP/Sim and MELCOR, EDF using MAAP-4 and GRS using ATHLET-CD. Preliminary post-test analyses have been performed [19].

Current status of model development

Validation of the PSI model has continued. A full implementation in a developmental version of SCDAP/Sim has been successfully completed by Innovative Software Services (ISS). The new code version has been used for further post-test analyses of PARAMETER-SF4 [20, 21] successfully reproducing the air ingress thermal transient (figures 2, 3) and oxygen consumption (figure 4). The same version is also being used for the analysis of QUENCH-16, currently in progress.

In parallel with the above work, the model has been implemented into a special version of MELCOR 1.8.6 by the Russian Academy of Science (RAS). The model is identical to the one successfully implemented in SCDAP. A trial version was provided to PSI for verification of the implementation. Verification of the model as applied to oxidation in steam has been successfully carried out, as shown in figure 5. However, the features needed to simulate the heater rods in QUENCH and PARAMETER are not included in this version and so the model cannot yet be fully validated within the MELCOR code. Efforts to rectify this deficiency are in progress.

An initiative is being planned within the European Framework SARNET-2 Programme to per-

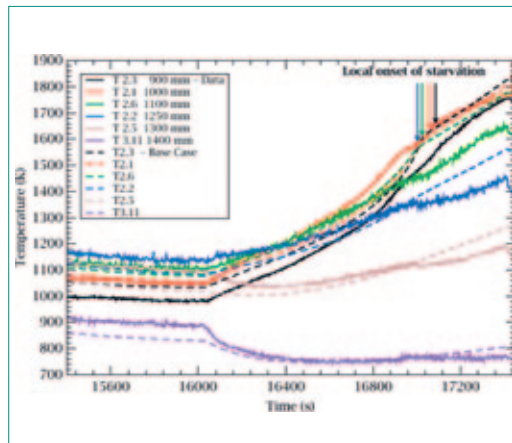


Figure 2: Thermal response in upper elevations of bundle during PARAMETER-SF4 air ingress phase. Change in slope indicates onset of local oxygen starvation.

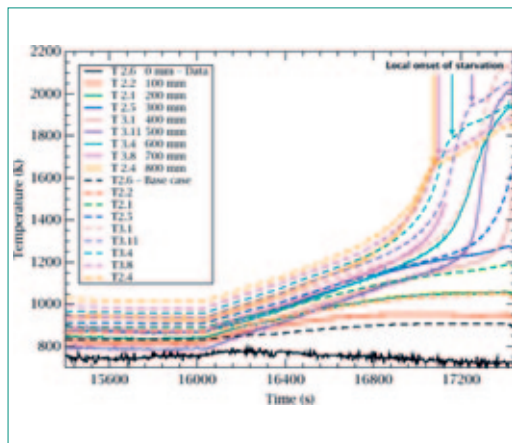


Figure 3: Thermal response in lower elevations of bundle during PARAMETER-SF4 air ingress phase. Change in slope indicates onset of local oxygen starvation.

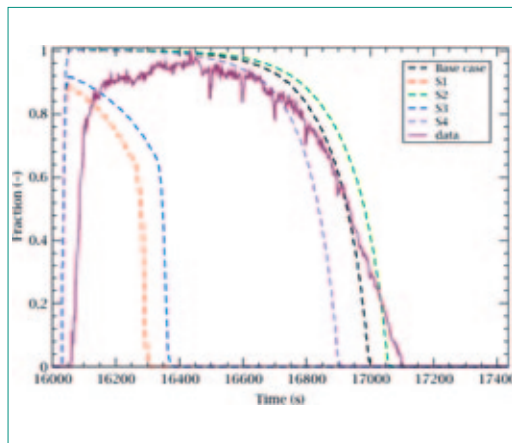


Figure 4: Oxygen consumption during PARAMETER-SF4 air ingress phase. Base case, S1 and S2 used the PSI model and kinetic parameters; S3 and S4 used the Benjamin correlation (MELCOR default parameters) in conjunction with the PSI model.

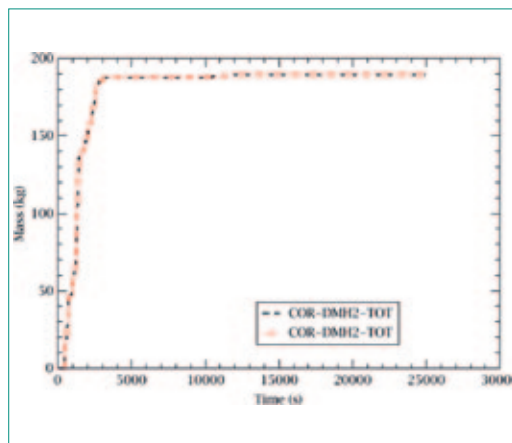


Figure 5: Verification of PSI model implementation in MELCOR 1.8.6: Sample problem comparison for hydrogen production during steam oxidation.

Figure 6:

Reaction in different atmospheres at 1200 °C: from top (i) bare Zry in nitrogen, (ii) pre-oxidised Zry in nitrogen, (iii) oxygen-stabilised α -Zry, (iv) bare Zry in oxygen, (v) pre-oxidised Zry in air, (vi) bare Zry in air.

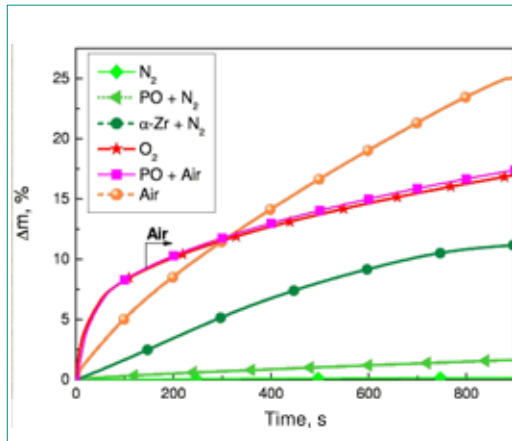


Figure 7:

Calculated and measured cladding temperatures at the 3150 mm elevation. The ignition suggests a breakaway process.

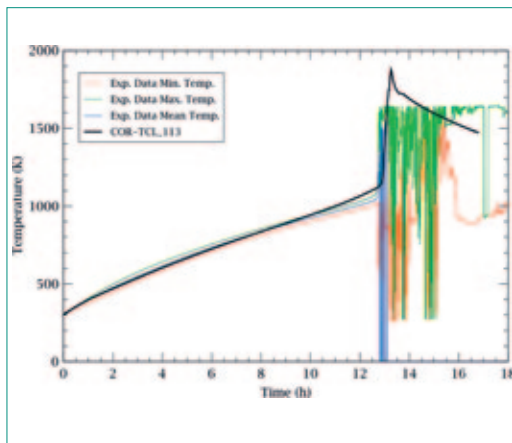


Figure 8:

Calculated and measured oxygen partial pressure at the assembly outlet, showing sudden increase in consumption.

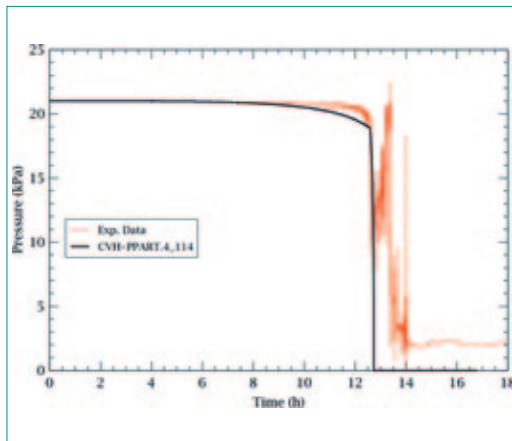
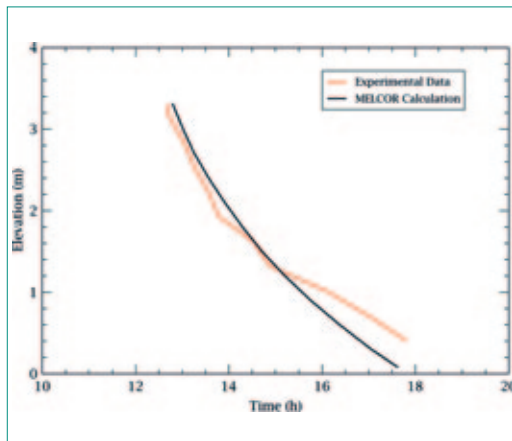


Figure 9:

Calculated and measured downward propagation of flame front in fuel bundle; the change in slope in the experiment is attributed to disruption of geometry.



form a benchmark exercise using the air ingress experiments QUENCH-10 and -16. The aims of the exercise are to compare the various air oxidation models that have been developed and implemented by PSI, GRS and IRSN, and to assess the improved capabilities compared with previously existing models.

Potential model extensions

It was mentioned previously that results of separate-effects tests performed at FZK and IRSN also show a dependence on cladding type of oxidation in steam, oxygen and air. There is therefore a case for extending the model to other zirconium-based cladding alloys.

QUENCH-16 shows clearly the role of nitrogen, not only as a catalyst for the oxidation, but also as an active ingredient. This observation, together with findings from separate effects tests [14] show that formation of zirconium nitride (ZrN) occurs in the absence of oxygen and is particularly strong if the cladding has been preoxidised. The extent of nitriding is illustrated in figure 6. The Zr-nitrogen reaction is exothermic, although not as much as the oxidation. ZrN appears to be susceptible to breakaway, and also reacts exothermically with steam during reflow. There is a case for extending the model to include this reaction. However, the kinetics of this reaction and competition with the oxidation are unclear; the task would be challenging.

Part 2: OECD SFP Project

The OECD SFP project comprises two large scale experiments on full length, commercial 17 × 17 pressurized water reactor (PWR) fuel assembly mock-ups to provide data for the severe accident codes. There are also complementary tests on properties of cladding materials.

The first full scale experiment was performed in March 2011, on a single fuel assembly allowed to heat up under simulated decay heat in a naturally convecting flow of dry air. The heating took place very slowly over a period of about 12 hours, until a maximum temperature of about 1150 K when oxidation began to occur near the top of the bundle. Locally the temperatures increased more rapidly and almost all of the oxygen was consumed. The change in temperature slope and rapid in-

crease in oxygen consumption suggests a possible breakaway oxidation process. The flame front slowly propagated downward, reaching the bottom of the bundle after about a further 6 hours. There was insufficient oxygen to consume all the metallic cladding during this downward propagation, and burning continued for about 4 days at a low air flow rate.

Figure 7 shows the measured and calculated temperature histories in the upper part of the bundle, showing excellent agreement for the initial heat up and ignition. Figure 8 compares the consumption of oxygen, via the outlet partial pressure; the measured residual oxygen is believed to be due to bypass of the air through cooler locations. The downward flame propagation rates is shown in figure 9, again showing good agreement until a departure at about 15 hours, believed to be due to the effect of disruption of the flow paths due to the heater rod degradation.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss projects.

International Cooperation

Cooperation with organisations within European countries and Canada generally was performed under the auspices of SARNET [4] which finished at the end of September 2008. The 7th Framework follow-on project, SARNET2 started early in 2009 and continues for another 4 years. There is a close technical link between work packages WP5 (core behaviour and cooling) and WP8 (source term), via the potential impact of oxygen on ruthenium volatility. The ongoing QUENCH programme is supported also by the German Nuclear industry to address oxidation issues arising from the switch to improved cladding alloys.

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 which provides access to results of those IRSN experiments which are not encompassed within SARNET2. The MELCOR code and early access to the results of USNRC programmes are obtained under

the Cooperative Severe Accidents Research Programme Agreement (CSARP) between ENSI 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 SCDAPSIM code, maintenance and user support via a licence agreement with ISS, Idaho Falls, USA. SCDAPSIM is a derivative of SCDAP/RELAP5 formerly supported by the USNRC. Access to data from the OECD SFP project is obtained under the terms of the project.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

Progress has continued, with implementation into special versions of MELCOR and SCDAP/Sim, and assessment using data from air ingress experiments. Detailed assessment and refining of the model continues into 2012.

A benchmark is planned within the European Framework SARNET-2 Programme using the air ingress experiments QUENCH-10 and -16. The aims of the exercise are to compare the various recently developed air oxidation models, and to assess the improved capabilities compared with previously existing models.

The second large scale test in the SFP project will examine radial progression of a flame across adjacent bundles. It will examine also the impact of rod pressurisation and the consequent cladding deformation on the flame propagation analysis of the SFP experiments will continue. The new model, when fully assessed in MELCOR 1.8.6 will be implemented in a mainstream version of MELCOR 2.

Possible further developments are inclusion of the formation of ZrN and its reaction with steam.

Publications

- *J. Birchley and L. Fernandez-Moguel*, Simulation of Air Oxidation during a Reactor Accident Sequence: Part 1 – Phenomenology and Model development, *Ann. Nucl. Energy*, 40, 163–170, January 2012.
- *L. Fernandez-Moguel and J. Birchley*, Simulation of Air Oxidation during a Reactor Accident Sequence: Part 2 – Analysis of PARAMETER-SF4 Air Ingress Experiment using RELAP/SCDAPSIM, *Ann. Nucl. Energy*, 40, 141–152, January 2012.

- *L. Fernandez-Moguel*, Analytical support to air ingress experiment QUENCH-16, 17th International QUENCH Workshop, Germany, Karlsruhe Institute of Technology, November, 2011.
- *J. Birchley*, Air oxidation of Zircaloy: Phenomenology and modelling, 17th International QUENCH Workshop, Karlsruhe Institute of Technology, Germany, November, 2011.
- *B. Jaeckel*, Spent Fuel Pool Behaviour under Severe Accident Conditions, CSARP Meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 2011.
- *B. Jaeckel*, Post Test Calculation for SFP Phase 1 Cell 2 Experiment, TM-42-11-21, December 2011.

Nomenclature

AEKI	Atomergia Kutatointezet
ANL	Argonne National Laboratories
CSARP	Cooperative Severe Accident Research Programme
EdF	Electricité de France
ERMSAR	European Review Meeting on Severe Accident Research
EU	European Union
GRS	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISS	Innovative Software Services
ISTC	International Science and Technology Centre
ISTP	International Source Term Programme
KIT	Karlsruhe Institute of Technology (formerly FZK)
PSI	Paul Scherrer Institute
PWR	Pressurised Water Reactor
RAS	Russian Academy of Science
SARNET	Severe Accident Research Network
SNL	Sandia National Laboratories
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Russian PWR)

Acknowledgements

The authors gratefully acknowledge M. Steinbrueck from KIT, Germany, and C. Duriez from IRSN, Cadarache, France, for providing valuable information on their experimental and modelling programmes on air ingress, and for giving permission for their illustrations to be used in this report. Thanks are due to staff from IBRAE for invaluable technical input and to USNRC for the most helpful initiative concerning model implementation.

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] *V. L. Sailor, K. R. Perkins and J. R. Weeks*, Severe Accidents in Spent Fuel Pools in Support of Generic Issue 82, USNRC NUREG/CR-4982, BNL-NUREG-52093, Brookhaven National Laboratories, July 1987.
- [3] *A. Auvinen, G. Brilliant, N. Davidovich, R. Dickson, G. Ducros, Y. Dutheillet, P. Giordano, M. Kunstar, T. Kärkelä, M. Mladin, Y. Pontillon, C. Séropian and N. Vér*, Progress on Ruthenium Release and Transport under Air Ingression Conditions, Nucl. Eng. and Design, 238, (12), 3418-3428, December 2008.
- [4] European Commission, SARNET (Severe Accident Research NETWORK) Network of Excellence, in the EU 6th Framework programme «Nuclear Fission: Safety of Existing Nuclear Installations», contract number FI6O-CT-2004-509065, 2004.
- [5] *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, 5–8 September, 2005.
- [6] *R. O. Gauntt et al.*, MELCOR Code Manuals – Version 1.8.6, USNRC NUREG/CR 6119 Rev. 3, SAND2005-5713, Sandia National Laboratories, September 2005.
- [7] *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.

- [8] Innovative Systems Software, RELAP/SCDAP-SIM/MOD3.4 Code Manual, Idaho Falls, USA, 2003.
- [9] *J. Birchley, B. Jaeckel*, Code Assessment Programme for MELCOR1.8.6, Contribution to ENSI 2009 Annual Research and Experience Report – Erfahrungs- und Forschungsbericht, HSK-AN-6502, ISSN 1661-2884, April 2010.
- [10] OECD/NEA, Agreement on the OECD-NEA SFP Project: An Experimental Programme and Related Analyses for the Characterization of Hydraulic and Ignition Phenomena of Prototypic Water Reactor Fuel Assemblies, January 2009.
- [11] *U. Schmocker, P. Meyer, J. Mesot and J.-M. Cavedon*, MELCOR further development in the area of air ingress und Beteiligung an dem OECD NEA Projekt SFP, ENSI-PSI MELCOR Assessment Vertrag, December 2008.
- [12] *M. Steinbrueck, M. Grosse, L. Sepold, J. Stuckert, J. Birchley, T.J. Haste, A.V. Goryachev, Z. Hózer, N. Vér, A.E. Kisselev, M.S. Veshchunov, V.I. Nalivaev, V.P. Semishkin*, Status of Studies on High-temperature Oxidation and Quench Behaviour of Zircaloy-4 and E110 Cladding Alloys, The 3rd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERM-SAR-2008), Nesseber, Bulgaria, 23–25 September 2008.
- [13] *M. Grosse, L. Sepold, M. Steinbrueck and J. Stuckert*, Comparison of the Severe Accident Behaviour of Advanced Nuclear Fuel Rod Cladding Materials, Proc. TOPSAFE, Dubrovnik, Croatia, 30 Sept.–3 Oct. 2008, European Nuclear Society, ISBN 978-92-95064-06-5, 2008.
- [14] *M. Steinbrueck and M. Jung*, New results on the mechanism of Zircaloy-4 oxidation in air, 16th International QUENCH Workshop, Karlsruhe, 16–18 November 2010.
- [15] *J. Stuckert*, Experimental results of the QUENCH-16 bundle tests on air ingress, performed within the framework of the LACOM-ECO project, 17th International QUENCH Workshop, Germany, Karlsruhe Institute of Technology, 22–24 November, 2011.
- [16] *Z. Hózer, et al.*, CODEX-AIT-1 Experiment: Core Degradation Test under Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-02/G, 2002.
- [17] *G. Schanz et al.*, Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7087, 2006.
- [18] *T. Yudina*, Pre- and post-test calculations of PARAMETER-SF4 test, 16th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 16–18 November, 2010.
- [19] *L. Fernandez-Moguel*, Analytical support to air ingress experiment QUENCH-16, 17th International QUENCH Workshop, Germany, Karlsruhe Institute of Technology, 22–24 November, 2011.
- [20] *J. Birchley and L. Fernandez-Moguel*, Simulation of Air Oxidation during a Reactor Accident Sequence: Part 1 – Phenomenology and Model development, Ann. Nucl. Energy, 40, 163–170, January 2012.
- [21] *L. Fernandez-Moguel and J. Birchley*, Simulation of Air Oxidation during a Reactor Accident Sequence: Part 2 – Analysis of PARAMETER-SF4 Air Ingress Experiment using RELAP/SCDAPSIM, Ann. Nucl. Energy, 40, 141–152, January 2012.

ARTIST II

Aerosol Trapping in the Steam Generator

Author und Co-author(s)	T. Lind, D. Suckow, A. Dehbi, S. Guntay, S. Danner, S. Deshpande
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI, Switzerland
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 21 11, terttaliisa.lind@psi.ch, www.psi.ch
Duration of project	September 1, 2008 to August 31, 2011

ABSTRACT

A steam generator tube rupture (SGTR) in a pressurized water reactor (PWR) has a potential of causing release of radioactivity into the environment due to the possibility of the radionuclides by-passing the containment. The release may take place as droplets of primary coolant containing dissolved iodine during design basis accident phase, or as aerosols (particles and gas phase compounds) containing fission products if the accident develops into a severe accident.

For severe accidents, generally, no credit is taken for the retention of aerosols inside the steam generator, and consequently, the release fraction of the activity associated with SGTR may be overestimated. In addition, under design basis accident conditions in the dry steam generator secondary side with no recirculation, no data exist for droplet retention. Therefore, no retention of radioactivity in the steam generator secondary side may be accounted for under these conditions.

Based on the need for aerosol and droplet retention data during a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) accident, Paul Scherrer Insti-

tut (PSI) established an international cost share project called Aerosol Trapping In a Steam Generator (ARTIST), with a continuation project ARTIST II. In ARTIST II, experimental and analytical work were carried out to complement the work carried out in ARTIST. The main topics of ARTIST II were:

- determination of aerosol retention in the break vicinity where most of the retention takes place
- determination of the aerosol retention in the flooded steam generator secondary side, and improvement of the existing models for pool scrubbing to be applicable to flooded bundle conditions
- determination of the droplet retention in the steam generator dryer and the effect of the droplet size on retention.

In addition, several topics were investigated as PhD work: i) determination of particle agglomerate break-up upon impaction, ii) particle transport in turbulence, both analytical and experimental approaches, and iii) determination of flow hydrodynamics in tube bundles.

In this report, we present the main conclusions from the ARTIST II project.

Project goals

Despite improvements in steam generator (SG) design, manufacturing and modes of operation, SG tube rupture (SGTR) events occasionally occur during PWR operation, which underlines the need to pay particular attention to SGTR sequences. A particular safety challenge arises from an SGTR in combination with other failures, e.g., a stuck-open safety valve, in which case the released radioactivity by-passes the containment and the release to the environment may be significant. The scenario may develop into a severe accident in which case a core melt may occur and the radioactive fission products can be transported to the environment. Sequences of this kind are referred to as containment bypass and, despite their low probability, represent a significant or even dominant contribution to the overall public risk.

The release of radioactivity during SGTR may take place as droplets of primary coolant containing dissolved iodine during design basis accident (DBA) phase, or as aerosols (particles and gas phase compounds) containing fission products if the accident develops into a severe accident. For severe accidents, generally, no credit is taken for the retention of aerosols inside the steam generator. However, ARTIST experiments showed that considerable retention of aerosols takes place under SGTR conditions. Consequently, the release fraction of the activity associated with SGTR will be overestimated if no retention is accounted for. In addition, under design basis accident conditions in the dry steam generator secondary side with no recirculation, no data exist for droplet retention. Therefore, no retention of radioactivity in the steam generator secondary side may be accounted for under these conditions.

Based on the need for aerosol and droplet retention data during an SGTR, Paul Scherrer Institut (PSI) has built a model steam generator called ARTIST (Aerosol Trapping In a Steam Generator), which allows the gathering of data both at the separate effect and integral levels, as well as simulation of selected accident management procedures [i]. The ARTIST facility is a scaled-down model of the FRAMATOME 33/19 type SG in operation at the Swiss power Plant Beznau (KKB).

An international collaboration project ARTIST was carried out in 2002–2007 to perform SGTR-related tests in the ARTIST facility. A continuation proj-

ect ARTIST II was initiated to address issues raised in the ARTIST project, and investigate certain phenomena not addressed in ARTIST. ARTIST Project showed that significant aerosol retention takes place inside the steam generator. ARTIST II project concentrates on topics that needed more attention based on the results of the ARTIST project, as well as on analytical work for application of the experimental data to the assessment of the source term from the SGTR incidents.

The most important topics in the ARTIST II project were:

- determination of aerosol retention in the break vicinity; both analytical and experimental work as well as model development for calculation of the retention
- determination of the aerosol retention in the flooded steam generator secondary side; experimental and analytical work as well as improvement of the existing pool scrubbing models to be applicable to flooded steam generator secondary side conditions
- determination of the droplet retention in the steam generator dryer and the effect of the droplet size on retention under design basis accident conditions.

Work carried out and results obtained

Aerosol retention in the dry steam generator

The aerosol retention is the net effect of particle deposition and release. Particle deposition by inertial impaction and turbulent deposition can be calculated if the flow field is known. However, in the presence of the high flow velocity and the complex steam generator secondary side structures, the flow field cannot be accurately simulated using present tools. In addition, due to high flow velocities, particle bounce from the tube surfaces and re-suspension of the deposit layers play a significant role. Therefore, experimental determination of the aerosol retention is necessary.

Aerosol retention inside the steam generator can be described by a decontamination factor DF which is defined as the aerosol particle mass flux at the steam generator inlet $MF_{\text{aerosol,inlet}}$ divided by the mass flux at the steam generator outlet $MF_{\text{aerosol,outlet}}$:

$$DF = \frac{MF_{aerosol, inlet}}{MF_{aerosol, outlet}} = \frac{C_{aerosol, inlet}}{C_{aerosol, outlet}} \times \frac{Q_{gas, inlet}}{Q_{gas, outlet}} \quad (1)$$

Here $C_{aerosol, inlet}$ is the aerosol mass concentration at the steam generator inlet and $C_{aerosol, outlet}$ the aerosol mass concentration at the SG outlet, $Q_{gas, inlet}$ and $Q_{gas, outlet}$ are the gas flow rates at the SG inlet and outlet, respectively.

Aerosol deposition in the steam generator under dry conditions was found to be significant. Aerosol retention took place both inside the steam generator tube and in the bundle after the aerosol particles were released from the broken tube in the high velocity jet.

Aerosol retention inside a steam generator tube was found to depend on the tube geometry (U-tube or straight tube), particle concentration and on the particle type (liquid or solid). It was highly dynamic, with periods of high retention and lower retention. As analytical investigations have shown [ii] that at the test conditions, in the 9 m long straight tube, all the particles would be deposited on the tube walls by turbulent deposition, it can be concluded that particle bounce and resuspension play a significant role in determining the aerosol retention inside the tube. This is shown in Fig. 1 for a U-tube where DF increases in the beginning of the test due to deposit formation inside the tube, and then decreases rapidly due to the release, or resuspension, of the deposit. Even after the presumed deposit release, significant aerosol retention takes place as the DF stays well above one for the whole test.

Highest aerosol retention potential was measured in the bundle area in the vicinity of the tube break where a high velocity jet is released from the break to the bundle carrying aerosol particles with it. The retention was found to depend on the particle size, gas flow rate through the break, i.e., break size and primary side pressure, as well as the break geometry, Fig. 2. Inertial forces were mainly responsible for the retention, as can be seen in Fig. 2, where an increasing DF with particle Stokes number is shown. Particle Stokes number is defined as [iii]:

$$Stk = \frac{C_c \rho_p d_p^2 U_g}{9 \mu D_j} \quad (2)$$

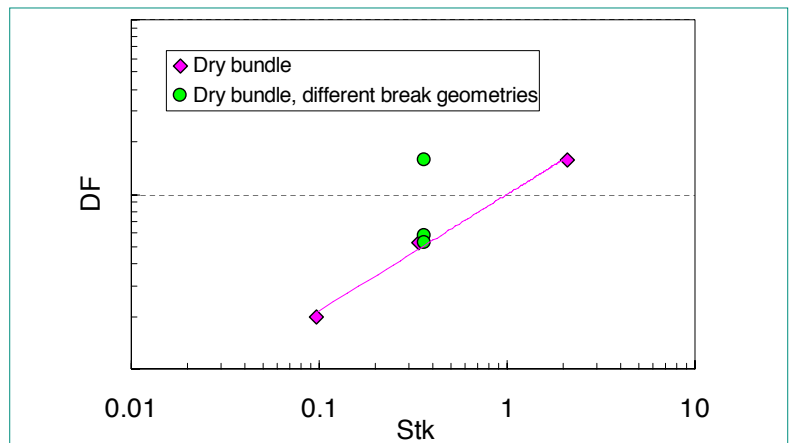
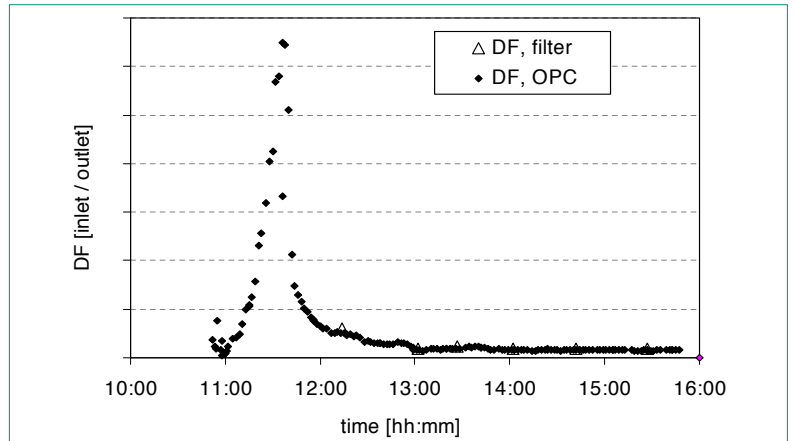


Figure 1 (above):
Decontamination factor for aerosols inside a steam generator U-tube.

Figure 2 (below):
Decontamination factor for aerosols in the steam generator bundle in the vicinity of the tube break.

Here C_c is the slip correction factor, ρ_p particle density, d_p particle diameter, U_g gas velocity, μ gas viscosity and D_j the jet diameter.

Resuspension and bounce were significant in the tubes closest to the tube break, seen as totally particle-free areas on the tube surfaces facing the break, Fig. 3. In these areas, particle velocities were too high for deposition, and after hitting the tubes, particles bounced off and were carried with the flow further into the bundle where they were again available for deposition.

The effect of the breach shape on the aerosol retention within the break stage of a dry SG was investigated in a separate experimental campaign [iv]. A set of 5 experiments under different conditions were conducted with a «fish-mouth» breach and were compared to a previous campaign in which a guillotine breach was used. Based on these results, a general observation can be made: retention efficiencies measured are over 75 % for SiO_2 particles and gas injection Reynolds number of around 10^5 . When compared to the previous guillotine test results, it seems that retention efficiency is not heavily sensitive to the breach shape.

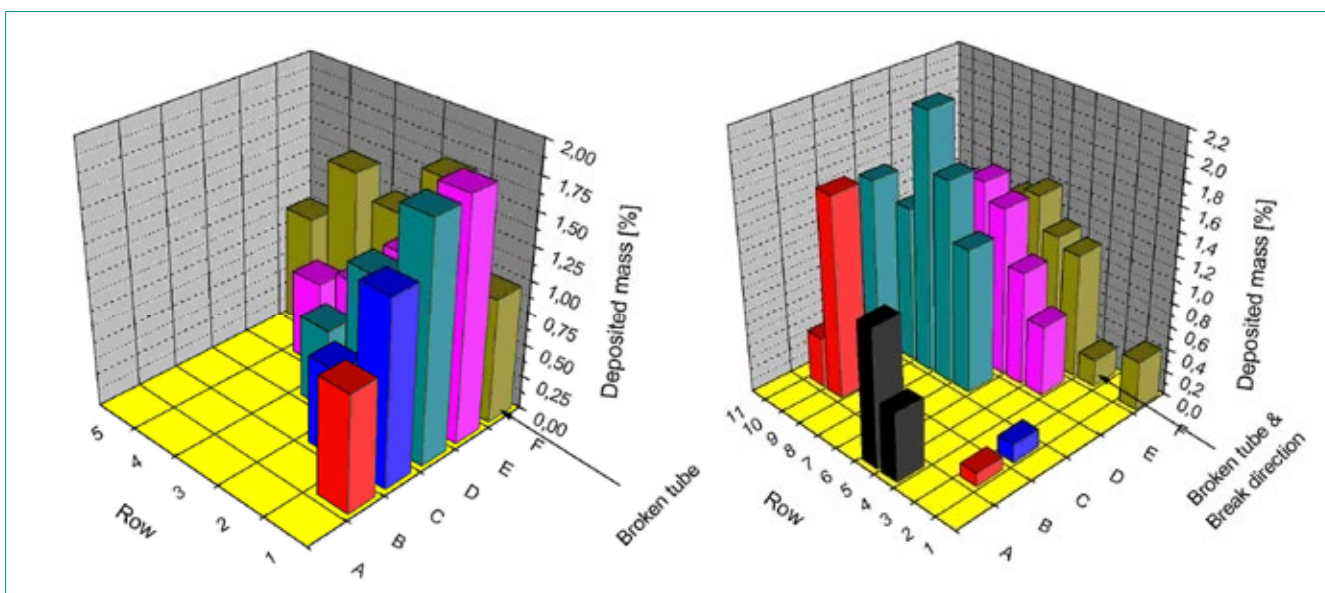
Figure 3:
A photograph of the break and the tubes showing thick deposits, and particle-free areas in the closest tubes facing the break.



However, noticeable differences were observed in the mass size distributions and in-bundle mass pattern to the previous guillotine test, Fig. 4.

Modeling aerosol retention in the secondary side of a SG requires understanding of both gas aerodynamics and aerosol governing mechanisms through the tube bundle. In the ARTIST II project, a simplified, semi-empirical model ARI3SG (Herranz et López, 2012) based on the «filter concept» was developed: a particle laden gas flows through a bundle of obstacles, where it is submitted to forces that tend to clean it up by removing particles onto obstacle surfaces. The three major elements of the model are: i) deposition phenomena, ii) resuspension, and iii) hydrodynamics. A thorough description of the equations and structure of ARI3SG has been reported elsewhere [v]. The model has been validated against data available and fit out with an uncertainty analysis that allows estimating the uncertainty of collection ef-

Figure 4:
Guillotine (left) and Fish-mouth (right) breach deposition patterns in the break stage.



ficiency. Further development of the model will be carried out in the ARTIST-extension project.

Aerosol retention in the flooded steam generator

The presence of water in the secondary of a failed steam generator during a postulated severe accident SGTR sequence is one of the most influencing factors on the capability of the secondary side to retain particles carried by the incoming gas. As experimentally demonstrated [vi], water drastically enhances the decontamination efficiency. This is a result of the substantial differences between physics underneath dry and wet scenarios in the steam generator (SG).

In ARTIST II experiments, the decontamination factor in the flooded bundle was found to increase with both the gas flow rate through the break and the particle size. The decontamination factor was relatively independent of time and fed aerosol mass in the low flow rate tests. Particle inertial effects clearly had a large influence on the retention in the flooded bundle as can be seen from Figure 5, where decontamination factor increases with increasing particle Stokes number Stk . It must be noted that in Fig. 5, the break submergence is larger in the tests with the agglomerate particles than in the tests with the spherical particles.

According to the experimental results, following summary of the aerosol retention in flooded bundle can be made:

1. Increasing particle inertia, i.e., particle size and velocity, increases retention. Inertial mecha-

nisms determine the particle retention close to the break where major retention takes place.

2. Even with a very low submergence significant aerosol retention takes place. With high flow rate and large spherical particles, aerosol transport efficiency through the flooded bundle is very low underlining the importance of the jet – bundle interactions close to the tube break on the aerosol retention in the flooded bundle.
3. Droplets are entrained from the water surface with high gas flow rates. They carry aerosol particles with them and once the droplets evaporate, aerosol particles are released to the gas flow. However, compared to particle retention in the water due to inertial effects close to the tube break, the effect of droplet entrainment on particle transport is small. However, further work would be recommended to determine this effect when the aerosol loading in the water is high at the later stages of the accident progression when cumulative released aerosol mass is high.
4. Based on these tests as well as earlier data [vii], the increasing submergence of the break increases the particle retention in the water, and the effect is much stronger in the flooded bundle than in bare pools. This is presumably due to the jet – bundle interactions, creating very complex two-phase flows. This indicates that models developed for bare pools should be adapted for calculation of aerosol retention in the flooded bundle even in the regions far away from the tube break.

When the steam generator secondary side was filled with water up to the dryer section inlet (Phase VIII, flooded separator), aerosol retention was even higher than in the flooded bundle. The effect of different gas flow rates and particle sizes was investigated. The decontamination factor in the flooded separator was found to be very high in all the tests. No significant difference in DF was measured with different flow rates or different particle sizes. The high aerosol retention in the flooded separator was mainly due to the large water submersion of the break, combined with the complex flow pattern inside the flooded separator. Modeling of aerosol retention by pool scrubbing in a wet SG faces two challenging conditions: gas injection under the jet regime and the presence of tube surfaces. The approach adopted to extend the current capabilities of estimating pool scrubbing DFs (Decontamination Factors) has been to

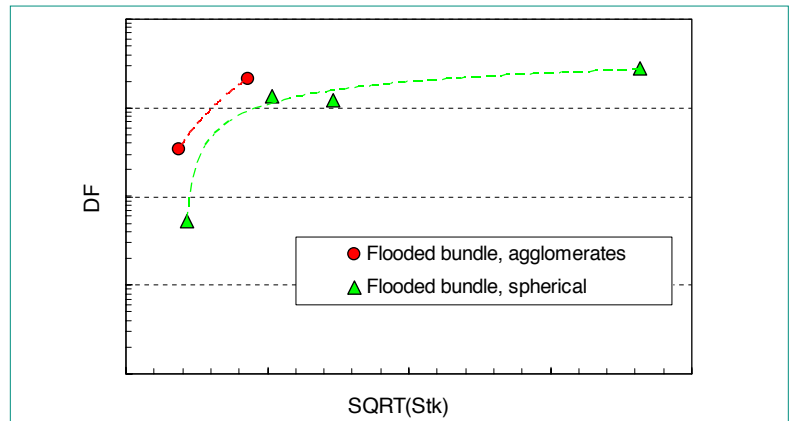


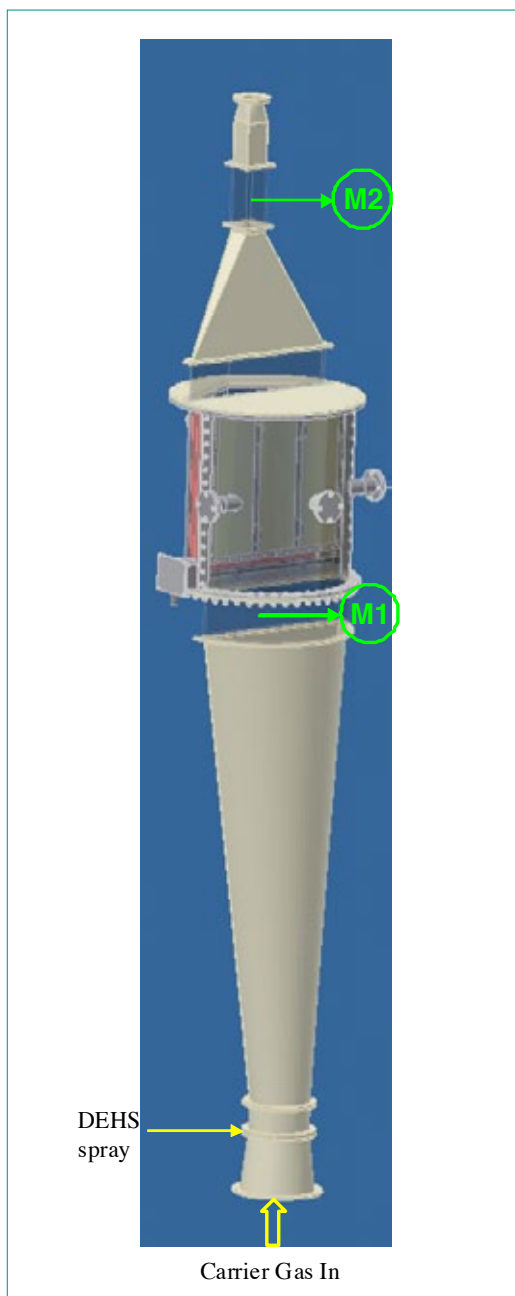
Figure 5:
The decontamination factor *DF* in the tests in the flooded bundle.

extend a previous developed tool to accommodate the specific features of the SGTR scenario: SPARC90 [viii]. So far the major progress has been achieved in the adaptation of the particle trapping as a consequence of water droplets entrained within the gas jet at the inlet point. Decontamination by droplet entrainment is strongly dependent on droplet features such as the number of droplets entrained, their diameter and the relative velocity. The equations embedded within SPARC90 have been reviewed and, when necessary, updated with alternative equations better fitted to the conditions expected in the SGTR scenario. Presently this work is still in progress and will be continued in the ARTIST-extension project.

Droplet retention in the steam generator dryer, DBA accident conditions

Rupture of one or more steam generator tubes results in leakage of primary coolant to the secondary side, and consequently, pressure increase in the secondary side of the steam generator. The pressure increase may be sufficient to cause a pressure relief valve to open thereby providing a direct pathway for the radioactive primary coolant to the environment. The radioactivity release resulting from such incidents depends strongly on the conditions in the primary and secondary side of the steam generator. For most of the conditions, radioactivity release can be calculated based on existing data [ix], however, under non-recirculating conditions in the dry secondary side, no experimental data are available to assess the retention of radioactivity in the steam generator. Under these conditions, release takes place mainly in the form of droplets formed when the primary coolant is released to the secondary side as a flashing jet. The retention of droplets in the upper structures

Figure 6:
Test facility for droplet size measurements. M1 is the dryer inlet measurement location and M2 the outlet measurement location.

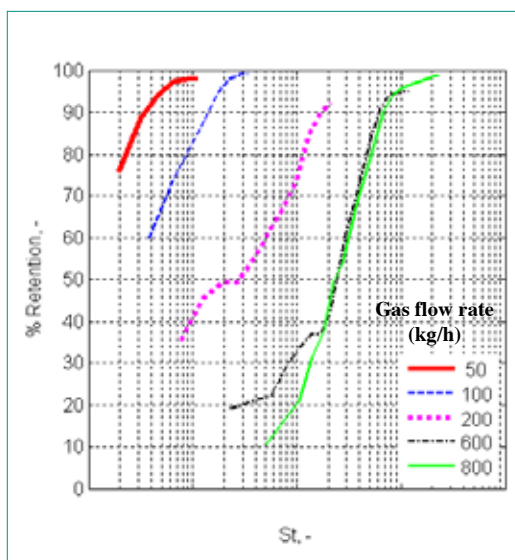


of the steam generator has not been determined for realistic steam generator geometries. Due to the lack of data for these conditions, source term assessments assume no retention of radioactivity in the steam generator secondary side under dry nonrecirculating conditions.

To fill this data need for the source term assessment, ARTIST project investigated droplet retention in the upper structures of the steam generator. The results showed significant retention of droplets that was dependent on the carrier gas flow rate and droplet size. Due to high retention of droplets in the separator, in ARTIST project it was not possible to determine the retention in the dryer section. Therefore, in ARTIST II, tests were carried out to determine the droplet retention in the steam dryer. For this, a simplified inlet geometry was designed for the 1:1 replica of a steam dryer used in FRAMATOME 33/19 type SG in operation at the Swiss power Plant Beznau (KKB), Figure 6. Droplet size and mass flow rates were determined using shadowgraphy and phase Doppler anemometry (PDA) at the entrance and exit section of the dryer unit. Droplet retention in the dryer was determined based on these measurements.

The measurements showed significant retention of droplets in the dryer section of the steam generator, Figure 7. The retention depends on the carrier gas flow rate and the droplet size. Based on these tests, a full set of data now exists to determine droplet retention in the steam dryer to be used in the source term assessment, as long as droplet size of the coolant from the flashing jet can be evaluated.

Figure 7:
Droplet retention as a function of Stokes number for all carrier gas flow rates.



Open issues

The EU-SGTR, ARTIST and ARTIST II projects have provided us with broad understanding of the aerosol transport phenomena during SGTR incidents. We now know that a considerable fraction of the aerosols is deposited in the steam generator, and that the release to the environment is significantly smaller than previously estimated.

However, there are still issues that are not entirely resolved, and in addition, new phenomena have been observed that need to be taken into account regarding aerosol transport. Some of the open issues still remain:

- Application of the data to source term analy-

sis. Only limited resources have been available to use the ARTIST data in the source term analysis of SGTR scenarios. More efforts will be dedicated to this work in the future in the ARTIST-extension project.

- Improvement of the pool scrubbing models based on the ARTIST and ARTIST II data. Existing pool scrubbing models calculate decontamination factors that are much lower than the measured ones, especially with high break flow rates. The flow – bundle interactions are not taken into account.
- Modeling aerosol retention in the break vicinity. Simple models are not able to capture differences due to different particle materials, morphology and break geometry.
- Particle break-up during SGTR and other potentially high velocity/high turbulence accident scenarios [x]. ARTIST tests showed that agglomerate particles de-agglomerate in the high velocity, high turbulence jets at the break. An on-going PhD work investigates particle de-agglomeration and will provide us with more profound understanding of the governing phenomena.
- Particle bounce upon impaction. Upon impact at high velocities, particles bounced off from the surfaces both inside the tube and in the break vicinity. The effect of particle and surface characteristics (material, roughness) and the impaction angle on the bounce at the conditions corresponding to SGTR has not been investigated. Since particle bounce may occur at relatively low flow velocities, particle bounce cannot be excluded from other accident scenarios.
- Resuspension and the effect of vibration on particle release from the surfaces.

National Cooperation

ARTIST II is an international collaboration research program. Swiss nuclear power plants Beznau and Gösigen, as well as ENSI are partners in the program by co-funding the project.

In support of the ARTIST II project, collaboration with Swiss Universities is carried out in the form of three PhD theses: i) during the second project year, a PhD work titled «Numerical investigation of particle-laden thermally driven turbulent flows in enclosure» was completed at EPFL with Prof. M.O. Deville as the supervisor, ii) a PhD work ti-

led: «Large eddy simulation of particle dynamics inside a differentially heated cavity» was completed 2011 with Professors M.O. Deville (EPFL) and L. Kleiser (ETHZ) as supervisors, and iii) during the last project year, a new PhD work was started at ETH in Zürich with Prof. H.-M. Prasser as a supervisor; the subject of the work is: «Bubble hydrodynamics in tube bundles».

International Cooperation

PSI is the coordinator of the project as well as the operating agent for conduction of the ARTIST II tests. The following international organizations are partners in the ARTIST II program: CIE-MAT (Spain), CSN (Spain), JNES (Japan), NRG (The Netherlands), US NRC (USA), SNL (USA), Fortum (Finland), STUK (Finland), University of Eastern Finland (Finland) and VTT (Finland). These organizations co-fund the ARTIST II project as well as provide technical contributions in form of model development, simulations, and experimental work. In 2011, four international PhD students were working in support of ARTIST II project at universities in Spain (2) and Finland (2).

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

ARTIST II project has ended 31.12.2011. All the planned experiments were carried out in the ARTIST facility and related separate effect facilities. The test reports were released to the partners in due time. A synthesis report of ARTIST and ARTIST II was issued 31.03.2012. The main part of the experimental work in 2011 was determination of decontamination factors for droplets in the steam generator dryer. This work was successfully completed by the end of 2011.

Based on ARTIST II project, **source term assessment for SGTR sequences can now be carried out more accurately than earlier using ARTIST experimental data.** In addition, retention of droplets (DBA non-recirculating conditions) and aerosols (BDBA) in the steam generator can now be evaluated under different accident scenarios. **The application of the ARTIST data for models to be incorporated in the system codes is still on-going.**

ARTIST will continue as an international collaboration information sharing project for three years, 2012–2014. The aim of this continuation project, called ARTIST-extension, is:

- to apply the data provided by the ARTIST program for plant analysis and improved source term evaluation, and to reach a consensus about the treatment of SGTR source term analysis
- to carry out analytical work for better understanding of the governing phenomena and for interpretation of the experimental data
- to further develop models for implementation in system codes.

Publications

- C. Bosshard, Large Eddy Simulation of Particle Dynamics inside a Differentially Heated Cavity. PhD thesis, accepted in 2012, ETH Zürich.
- M. Ihalainen, T. Lind, T. Torvela, J.K. Jokiniemi, A novel method to study agglomerate break-up and bounce during impaction. Accepted to Aerosol Sci. Technol.
- T. Lind, A. Dehbi, S. Güntay, Aerosol retention in the flooded steam generator bundle during SGTR. Nucl. Eng. Des. 241 (2011), 357–365.
- R. Puragliesi, A. Dehbi, E. Leriche, A. Soldati, M.O. Deville. DNS of buoyancy-driven flows and Lagrangian particle tracking in a square cavity at high Rayleigh numbers. International Journal of Heat and Fluid Flow, Volume 32, 2011, Pages 915–931.
- Y. Ammar, A. Dehbi, M. Reeks, Break-up of aerosol agglomerates in highly turbulent gas flow. Submitted to Flow, Turbulence and Combustion, 2011.
- T. Lind, S. Güntay, L. Herranz, M. Ogino, E. Komen, D. Powers, The results of the ARTIST projects – aerosol retention in a steam generator during SGTR. ERMSAR 2012, Cologne, Germany, March 21–23, 2012.
- T. Lind, S. Güntay, Aerosol retention in the steam generator – conclusions from the ARTIST project. CSARP2011, Bethesda, USA, September 20–23, 2011.
- M. Ihalainen, T. Lind, S. Güntay, J.K. Jokiniemi, Break-up of agglomerated TiO₂ particles due to impaction. 2011 European Aerosol Conference, September 4–9, 2011, Manchester, UK.
- J. Kalilainen, T. Lind, A. Auvinen, P. Rantanen, A. Dehbi, S. Güntay, J.K. Jokiniemi, Experimental work on particle motion inside a differentially heated cavity. 2011 European Aerosol Conference, September 4–9, 2011, Manchester, UK.

References

- [i] S. Güntay, D. Suckow, A. Dehbi, R. Kapulla, ARTIST: introduction and first results. Nucl. Eng. Design, 231, pp. 109–120, 2004.
- [ii] P. Longmire, 2007, Computational fluid dynamics (CFD) simulations of aerosol in a U-shaped steam generator tube. PhD Thesis, Texas A&M University, USA.
- [iii] W. Hinds, Aerosol Technology: Properties, Behavior, and Measurement of Airborne Particles, Wiley-Interscience, 1999.
- [iv] R. Delgado, L.E. Herranz, Experimental investigation on the aerosol retention during severe accident SGTR sequences: Influence of the shape of tube break. 37 Reunión Anual de la SNE Burgos, 28–30 Septiembre 2011.
- [v] L.E. Herranz, R. Delgado, C. Lopez, Aerosol retention during SGTR meltdown sequences: experimental insights into the effect of size and shape of the breach. To be presented at the ICAPP 2012 meeting, Chicago, June 24–28, 2012.
- [vi] T. Lind, A. Dehbi, S. Güntay, Aerosol retention in the flooded steam generator bundle during SGTR. Nucl. Eng. Des. 241 (2011), 357–365.
- [vii] A. Dehbi, D. Suckow, S. Güntay, 2001. Aerosol retention in low-subcooling pools under realistic accident conditions. Nucl. Eng. Design, 203, 229–241.
- [viii] P.C. Owczarski and K.W. Burk, SPARC-90: A Code for Calculating Fission Product Capture in Suppression Pools. NUREG/CR-5765, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA, October 1991.
- [ix] L. Dutton, C. Smedley, B.J. Handy, S.R. Herndlhofer, Realistic methods for calculating the release of radioactivity following steam generator tube rupture faults. EU Report EUR 15615 (1994).
- [x] T. Lind, Y. Ammar, A. Dehbi, S. Güntay, 2010. Break-up mechanisms of TiO₂ aerosol agglomerates in PWR steam generator tube rupture conditions. Nucl. Eng. Des. 240 (2010), 2046–2053.

Melt-Structure-Water Interactions During Postulated Severe Accidents in LWRs

Author and Co-author(s):	W.M. Ma, P. Kudinov, L.X. Li, W. Villanueva, R.C. Hansson, A. Karbojian, S. Yakush, L. Manickam, S. Thakre, A. Konovalenko
Institution	Royal Institute of Technology (KTH)
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Tel, E-mail, Internet address	46-8-5537 8821, ma@safety.sci.kth.se, www.safety.sci.kth.se
Duration of the Project	January 1, 2011 to December 31, 2011

ABSTRACT

The MSWI project at KTH is to create new data to reduce the uncertainties in quantification of corium coolability and steam explosion energetics during a postulated severe accident of a boiling water reactor (BWR) using cavity-flooding as a SAM measure. Toward the objective, the research activities of the project are divided into four topical areas: **INCOSAM** (in-vessel coolability with potential SAM measures), **DEFOR** (characterization of debris beds formed in fuel coolant interactions), **POMECO** (coolability assessment of particulate beds with prototypical characteristics), and **SERA** (steam explosion risk assessment).

During 2011 substantial advances and insights were achieved for (i) the instrumentation guide tube failure of a BWR under thermo-mechanical attacks; (ii) the prediction of debris agglomeration; (iii) the coolability of particulate beds packed with multi-sized irregular particles under top/bottom-flooding condition; and (iv) the effect of melt properties on debris morphology in steam explosion.

The results of the coupled thermo-mechanical creep analysis for the lower head with an instrumentation guide tube (IGT) close to its bottom center revealed that the dominant vessel failure mode is IGT melt-through for a melt pool depth of 1.9 m and it happens 1 hour before the global vessel failure. The conservative-mechanistic approach to predict the mass fraction of agglomerated debris has been further developed and used for development of an agglomeration mode map at different plant accident conditions. POMECO-HT experimental data suggest that given the effective particle diameters of particulate beds packed with multi-sized irregular particles, the dryout heat fluxes of the top-flooding beds can be predicted by the Reed model, and enhanced significantly by downcomers. The steam explosion experiments using the melt of WO_3 -CaO at superheat 100 °C show an apparent difference in debris size distribution between the eutectic and non-eutectic compositions: the eutectic WO_3 -CaO produced more fine fragments (38–150 μ m) than the non-eutectic one.

Project goals

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) 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 SSM and Swedish utilities), ENSI, Nordic Nuclear Safety Research (NKS) program and European Union (SARNET2 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. During the period 2009–2011, the project activities comprise the following topical areas.

- **INCOSAM** (IN-vessel COolability and Severe Accident Management)
- **DEFOR** (DEbris in- and ex-vessel FORmation)
- **POMECO** (POrous MEdia in- and ex-vessel COolability)
- **SERA** (Steam Explosion Risk Assessment)

The focus is to identify the limiting mechanisms in corium risk and to reduce uncertainties in quantification of (i) in-vessel corium coolability which provides the limiting boundary conditions (reactor vessel failure mode and timing, corium melt ejection characteristics – composition, total mass and release rate) for steam explosion and debris coolability in ex-vessel scenarios, (ii) characterization of debris beds formed in fuel-coolant interactions, (iii) coolability assessment of the debris beds with prototypical characteristics, and (iv) micro interactions of steam explosion which provide limiting mechanisms for steam explosion energetics.

Substantial progress has been achieved in each topic during 2011. Due to space constraint, the present report just summarized some selected activities and the corresponding results. More detailed description of project achievements can be found in the publications [1–16] supported by the MSWI project.

Work carried out and results obtained

1. Progress in INCOSAM Activity

The objective of the INCOSAM study is to quantify the vessel failure modes, timing, and the melt discharge characteristics, with consideration of severe accident management (SAM) measures such as Control Rod Guide Tubes (CRGT) cooling and external cooling of the vessel.

One-way coupling between PECM model for melt pool heat transfer and ANSYS thermo-structural mechanics was employed to analyze the vessel creep for different melt pool configurations with corresponding depths of 0.7 m, 1.1 m, 1.5 m, and 1.9 m [1] in the lower head. The results revealed two different modes of vessel failure: a «ballooning» of the vessel bottom for the 0.7 m and 1.1 m cases, and a «localized creep» concentrated within the vicinity of the top surface of the melt pool for the deep pool (1.5 m and 1.9 m cases).

The coupled thermo-mechanical creep analysis approach was extended to investigate the Instrumentation Guide Tube (IGT) failure in case of severe core melt accident in a Nordic BWR (see [2] for more details). Two succeeding calculations were performed, a thermo-mechanical creep analysis for lower-head of the vessel wall and subsequently for an IGT section (see Figure 1). We have considered the maximum melt pool depth of 1.9 m and one location of the IGT that is closest to the center of the lower plenum. Details of the computational treatment and results can be seen in [2]. In the first calculation, we have found a localized creep mode of global vessel wall failure where creep strains are concentrated in the vicinity of the uppermost region of the melt pool. Results of global vessel deformation and timing of failure from this calculation as well as local transient thermal load from PECM calculations are then used for the next analysis of the IGT section.

There are two attributing factors that can affect the displacement of the flow limiter area: (i) thermal expansion due to local thermal load, and (ii) applied displacement (normal to the right curved-surface boundary) as consideration of the global displacement of the vessel lower head. Figure 2 shows that the displacement of the IGT housing pointing in a horizontal cross section of the flow limiter is parallel to the applied displacement, which indicates that the global displacement of the lower

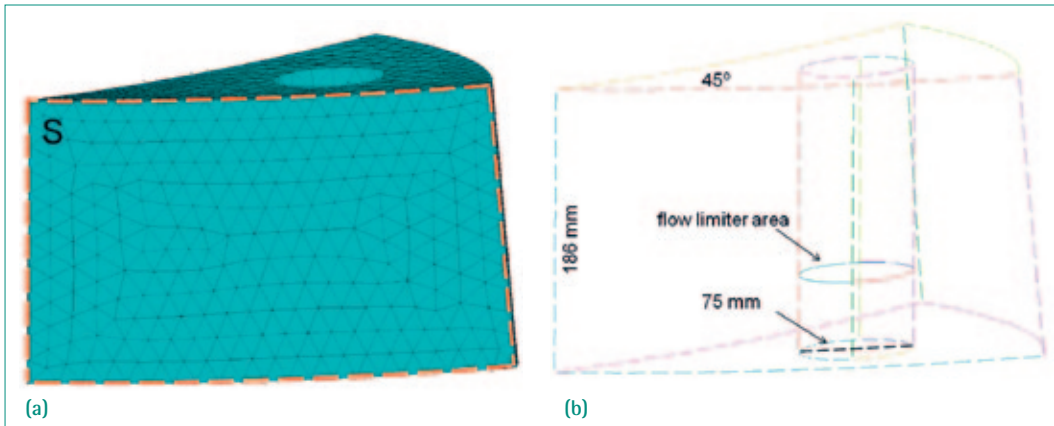


Figure 1:
 (a) Mesh of the IGT section with 11553 tetrahedral elements and 18435 nodes, and (b) geometry with the location of the flow limiter.

head dominates over thermal expansion in the flow limiter area. In Figure 2b the change in distances between the points with respect to time. The maximum distance between the edge of the flow limiter and the IGT casing is given at 0.25 mm. Thus, clamping is defined as $\Delta D_i(t) \leq -0.5$ mm, for any pair i at any time $t > 0$ but before the nozzle welds fail. Analysis of results presented in Figure 2b suggests that at given melt pool depth of 1.9 m and a location of the IGT close to the bottom center, the IGT is not clamped in its housing during the entire time until global vessel wall failure takes place. This result suggests that in the considered case of 1.9 m melt pool, the dominant vessel failure mode is IGT failure and it happens at least 1 hour before the global vessel failure. Other melt pool depths and/or other locations of the IGT might result otherwise, but are not covered here and will be the subject of further inquiry. In another piece of work the effect of low fluid Prandtl number (Pr) on heat transfer

from a melt pool to the vessel wall has been examined [3]. The integral effect of the local heat transfer enhancement due to corium melt low Prandtl number is found to be significant, and the vessel wall temperature is considerably increased. However, we also found that this effect occurs later than the rapid acceleration of vessel creep in considered case of 0.7 m deep melt pool. Thus global vessel failure is not sensitive to the local heat transfer enhancement caused by fluid low Pr .

2. Progress in DEFOR Activity

A conservative-mechanistic approach to predict the debris agglomeration is proposed, based on simulations of the VAPEX FCI code and validated by the DEFOR-A experimental data (see Figure 3). It is assumed that mass fraction of agglomerated debris is proportional to the mass fraction of completely liquid droplets and thin-crust particles («liq-uid» or «glue» particles).

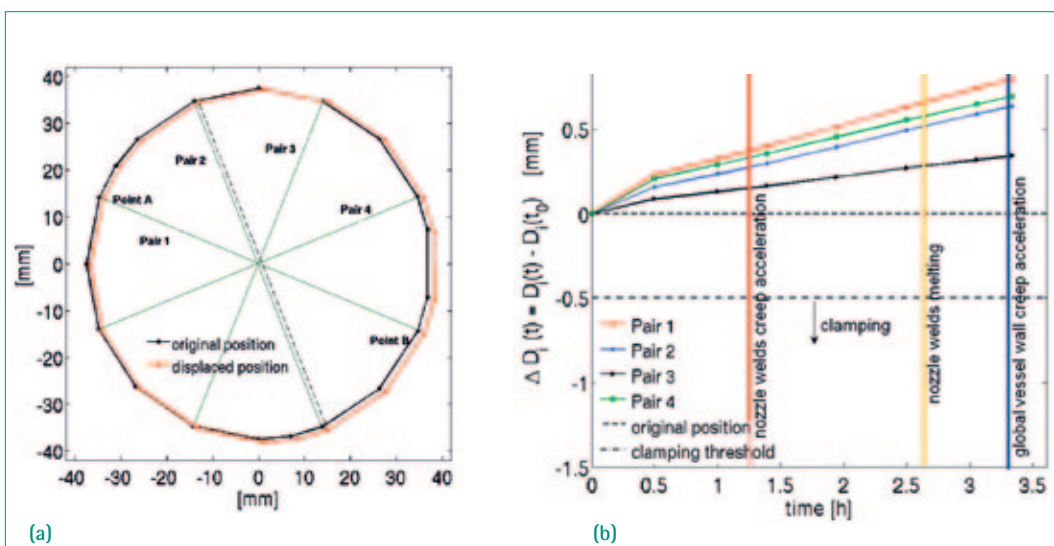


Figure 2:
 (a) Displacement of points along the flow limiter area and four pairs of points for which the distances between points are measured with respect to time; (b) The change in distances $\Delta D_i(t) = D_i(t) - D_i(t_0)$ for each pair i and time t where $D_i(t_0)$ is the distance between the points in pair i at time $t = 0$. The vertical lines correspond to the estimated time of nozzle welds creep acceleration, nozzle welds melting, and global vessel wall creep acceleration.

$$m_{aggl} = \alpha \cdot m_{liq} \quad (1)$$

where m_{aggl} is mass fraction of agglomerated debris, m_{liq} is mass fraction of liquid particles (with relative crust thickness less than 0.1), $\alpha = \alpha(m_{liq})$ is coefficient of agglomeration, which is a function of mass fraction of the liquid particles.

The following enveloping assessment for the coefficient α is used in:

$$\alpha(m_{liq}) = \begin{cases} 4 \cdot m_{liq}, & m_{liq} \leq 0.5 \\ 1/m_{liq}, & m_{liq} > 0.5 \end{cases} \quad (2)$$

We also consider formula (3) to assess how sensitive is predicted mass fraction of agglomerated debris in experimental scale problem and in plant scale analysis to variations in enveloping assessment of α .

$$\alpha(m_{liq}) = \begin{cases} 25/4 \cdot m_{liq}, & m_{liq} \leq 0.4 \\ 1/m_{liq}, & m_{liq} > 0.4 \end{cases} \quad (3)$$

The approach was employed to develop an agglomeration mode map for accident conditions of a Nordic BWR [4]. Main parameters for the calculations are presented in Table 1. In addition, we use following assumptions in the modeling:

- the size distribution of the DEFOR-A debris was used in the modeling in order to reduce the influence of epistemic uncertainty in the modeling of melt droplet fragmentation;
- according to the realistic geometry of a Nordic BWR the distance from the bottom of the reactor vessel to the floor of reactor cavity was kept

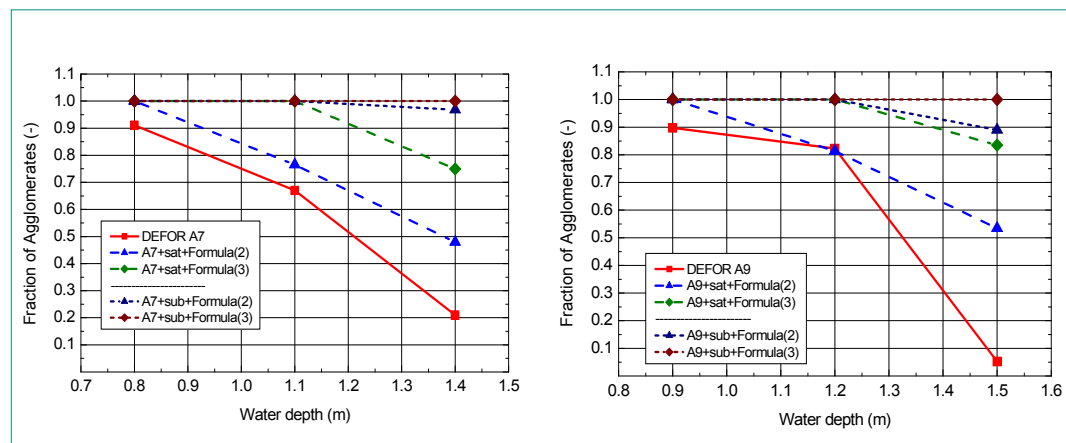
equal to 13 m. Thus the height of the melt jet free fall decreases when the depth of the pool is increasing;

- the prototypic geometry of the vessel lower head is taken into account in assessment of the melt pool depth (1.75 m) according to the total mass of the pool (180 tons).

The influence of melt superheat on the fraction of agglomerated debris in reactor accident conditions was considered. Apparently, the influence of melt superheat on pre-deposition state of the debris and eventually on the fraction of agglomerates is not as big as in the DEFOR-A experimental conditions. The main reason is that in the plant accident conditions the ratio of solidification length to jet breakup length is considerably smaller than that for the DEFOR-A test conditions. Therefore, the effect of increase in the solidification length is much more visible in DEFOR-A tests, and less important for the plant.

Taylor correlation and Saito correlation were considered as a lower bound and an upper bound, respectively. Taylor correlation suggests that non-dimensional jet breakup length depends only on the ratio of the densities: $L/D = 5.3\sqrt{\rho_m/\rho_w}$, while Saito correlation takes into account the velocity of the jet at the entrance to the coolant: $L/D = 2.1\sqrt{Fr}\sqrt{\rho_m/\rho_w}$, where L is jet breakup length, D the diameter of the jet at the entrance to the coolant, ρ_m the density of the melt, ρ_w the density of the coolant, $Fr = u^2/gD$ the Froude number, and u the jet velocity at the entrance to the coolant. Taylor correlation provides constant dimensionless length of the jet breakup for the plant accident conditions: $L/D \sim 14$. Saito correlation predicts jet breakup length $L/D \sim 54, 45$ and 32 for the jets reaching the bottom of 7, 9 and 12 m deep pools respectively. The

Figure 3:
Validation against
experimental data:
a) DEFOR-A7;
b) DEFOR-A9.



difference between jet lengths calculated according to these correlations is about 6 m in case of 12 m pool. On the other hand, the distance between the leading edge of the jet and the depth at which agglomeration becomes negligible, for the plant accident conditions is about 1.5–2.0 m (Figure 4). It becomes obvious that epistemic uncertainty in jet breakup length is dominating. The main implication of the present results is that melt superheat has less significant contribution to the uncertainty in the debris agglomeration than jet breakup length. Liquid droplets, once formed, solidify quite fast. No significant agglomeration is expected if there is more than 2 meters between the leading edge of the melt jet and the top of the debris bed. Results of the plant accident analysis obtained with Saito correlation are summarized in the form of the agglomeration mode map in Figure 4.

For the Nordic BWR design, one of the severe accident scenarios to be considered is the gradual melt release, when the molten corium is released over a long time (hours). The DECOSIM code was employed to address formation of a debris bed from gradually release corium particles in an initially subcooled water pool [5]. Clarification of the overall effect of pool subcooling on particle spreading efficiency is the primary focus of the work. Debris bed formation in DECOSIM simulations is governed by two mechanisms, namely, by particle avalanching and by lateral spreading of particles by the convective flows. While in a saturated pool the latter mechanism plays the pre-dominant role (at least for particle sizes below 5 mm), both mechanisms can contribute to particle spreading in a subcooled water pool.

3. Progress in POMECO Activity

The objective of the POMECO study is to assess the coolability of a debris bed formed in fuel coolant interactions (FCI) during a postulated severe accident of LWRs, where the debris particles have the features of being multi-sized and irregular.

Two test facilities, dubbed POMECO-FL and POMECO-HT, were employed to determine the friction laws and the dryout heat fluxes of particulate beds packed with multi-sized and irregular particles, respectively. For a particulate bed packed with multi-diameter spheres, the POMECO-FL data show that the frictional pressure drop of two-phase flow in the bed can be predicted by

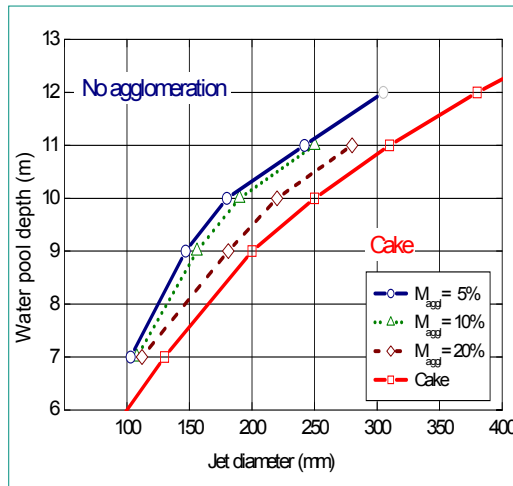


Figure 4: Agglomeration mode map.

Pool parameters	Value
Diameter, m	9
Depth, m	7–12
Initial pressure, bar	1
Water temperature, K	373
Melt parameters	
Composition	Eutectic corium
Total mass, t	180
Initial temperature, K	3000–3200
Initial met superheat, K	200–400
Jet diameter, mm	50–300
Jet release height, m	1–6

Table 1: Plant accident conditions.

the Reed model using the Sauter mean diameter of the spheres [6]. For a bed packed with through-hole spheres or cylindrical particles, the effective particle diameter fitting to the friction law is comparable with the product of Sauter mean diameter and shape factor of the particles in each bed [7].

The experiment performed on the POMECO-HT facility revealed that under the top-flooding condition the dryout heat flux of a particulate bed packed with multi-sized particles could be predicted by the Reed model, given the effective particle diameter from the POMECO-FL experiment [7–10]. The effect of natural circulation on coolability was investigated by adding a downcomer which connects the bottom of the bed to the water pool atop. Two downcomers with the diameter of 8 mm and 12 mm internal diameter were employed in the POMECO-HT facility separately. Compared with the pure top-flooding case, the dryout heat fluxes were enhanced significantly by the downcomers [9]. The effect of debris ag-

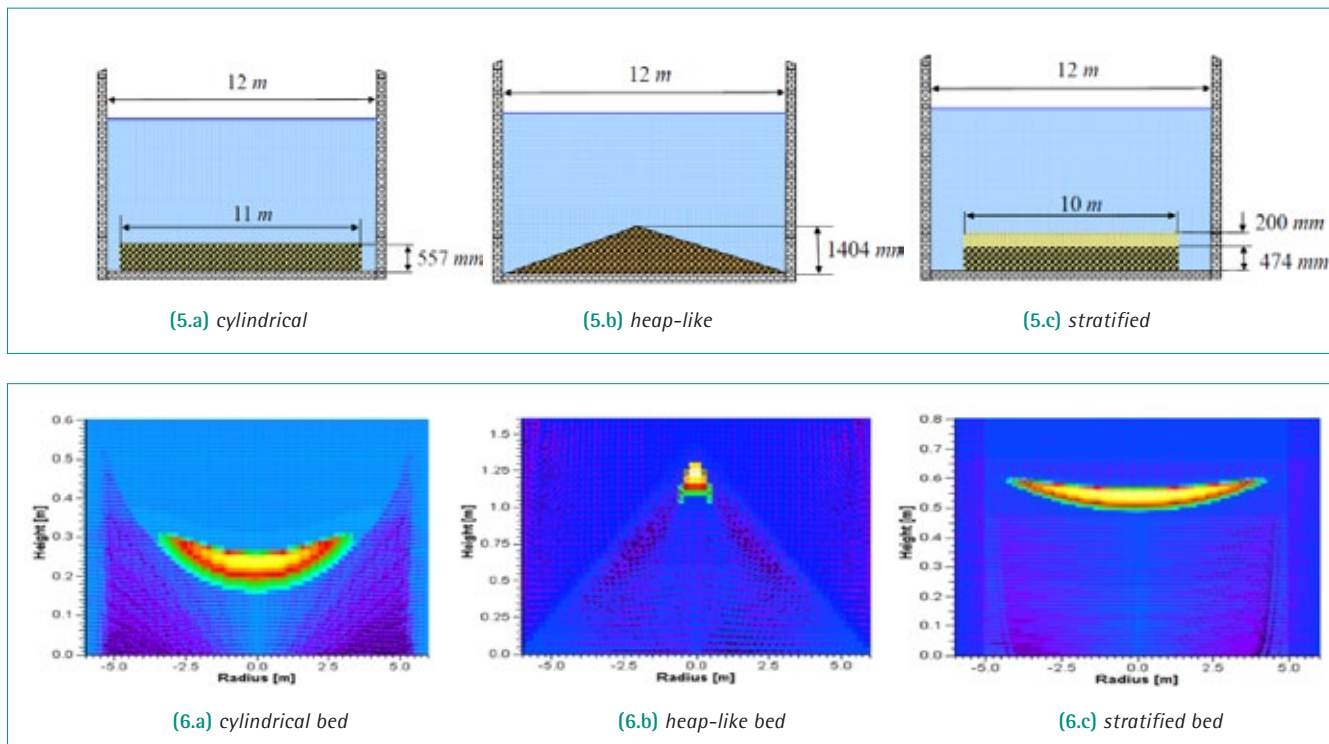


Figure 5:

Configurations of an ex-vessel debris bed.

Figure 6:

Temperature profiles of the various debris beds as shown in Fig. 5.

glomeration and cake formation on debris coolability was studied by embedding a cake-simulant in a particulate bed [10]. The cake-simulant was formed by a fine-particle (<0.5 mm) layer surrounded from the top and the bottom by an aluminum foil. The thickness of the cake was 30 mm with the cross-sectional area of $160 \times 160 \text{ mm}^2$. The dryout heat flux was significantly decreased for the case with the cake-simulant [10].

The MEWA code was employed to calculate the experiments performed on the POMECO-HT facility, with the objective to interpret the experimental data and validate the code. The dryout heat fluxes measured in the POMECO-HT tests were predicted by the code with differences within an acceptable range (< 5 %), for the bed with a downcomer and the bed with a simulant cake as well as top-flooding beds [11].

The MEWA code was then applied to coolability assessment for ex-vessel debris beds related to severe accident scenarios of a boiling water reactor [11]. The characteristics of a prototypical debris bed, such as multidimensionality and higher porosity were emphasized in the study. The analysis is performed for an ex-vessel debris bed formed in the reactor cavity flooded with water. The reactor has the thermal power of 3900 MW and the cavity diameter of 12 meters (cf. Figure 5). The mass of the corium melt ejected to the reactor cavity

was assumed to be 256 000 kg, and assumed to be well fragmented in the water pool.

Based on the existing knowledge on debris beds, the effective particle diameter and the porosity of the ex-vessel debris beds were assumed as 1 mm and 0.45, respectively. If the pressure in the containment is 1 bar and the water in the cavity is assumed to be saturated, the dryout power density of top-flooding such bed is 910 kW/m^3 predicted by the MEWA code. Since the decay heat is within the range of 0.5~1 % the thermal power of the reactor, which is $375\text{--}750 \text{ kW/m}^3$ in term of the debris bed volume, the debris bed is coolable by only top-flooding (i.e., the debris particles evenly spread over the entire floor of the cavity, to form a bed with one-dimensional counter-current flow in it). The coolability margin is getting smaller for the higher decay case.

What if other configurations of the debris beds are formed to allow multi-dimensional flow? A few of representative beds are as shown in Figure 5. Figure 5a represents a scenario where the debris does not occupy the entire floor of the cavity, leading to an annular gap between the bed and the cavity wall. In this case, the dryout power density is 956 kW/m^3 , which is about 9 % higher than that of the top-flooding bed, due to water supply from the annular to the bottom of the bed. The gain in coolability appears marginal since the large diame-

ter of the bed prevents the side coolant from flowing into the center of the bed. For the bed with a heap-like shape (cone) as shown in Figure 5b, the dryout power density is 535 kW/m³. Surprisingly, instead of increase in dryout power density, it decreases by 41 %, compared with the value of the top-flooding bed (910 kW/m³). This is because the heap-like bed has the height of around three times the top-flooding bed, given the same mass of the debris. The special geometry results in a high void zone near the tip of the cone, where dryout occurs first. Notably, due to the high rate of steam flow through the tip, the dryout zone and its temperature do not vary rapidly with increasing power load. In other words, the steam flow plays a role in coolability. An axially stratified debris bed with a fine-particle layer settle atop a larger-size particle layer is considered (see Figure 5c). The coolability of such bed is determined by the top layer in top-flooding scheme, since the capillary force across the interface of the two layers prevents coolant from reaching the lower layer. Such a barrier, however, can be alleviated if coolant is supplied from the bottom through the annular gap as shown in Figure 5c where it is assumed that a 200-mm-thick layer with 0.5-mm-diameter particles sits atop a 474-mm-thick layer with 1-mm-diameter particles. The porosity is 0.45 for both layers. The dryout power density is calculated to be 356 kW/m³, which is 63 % higher than the values (218 kW/m³) of the top-flooding bed packed with the 0.5-mm-diameter particles. The dryout positions for the three beds can be seen in Figure 6. The co-current two-phase flow in the multi-dimensional beds raises the vulnerable location of dryout upward. Extensive sensitivity-uncertainty analysis has been

performed for 1D debris bed coolability [12]. Calibrated «classical» model has been proposed based on the optimization with regards to available experimental data. Comprehensive sensitivity analysis suggests that up to 70 % of the uncertainty in the debris bed coolability is due to the uncertainty in the particle size distribution.

4. Progress in SERA Activity

The SERA study was focused on physical mechanisms and material effects on triggerability and energetics of single droplet steam explosion.

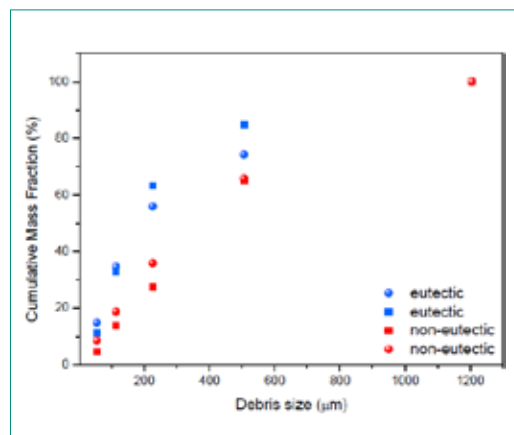


Figure 7: Debris size distribution of eutectic and non-eutectic WO₃-CaO melt droplets, with a 100 °C superheat, which underwent a steam explosion.

The MISTEE experiment [13] using WO₃-CaO mixture as corium simulant provided data on the processes in which the eutectic and non-eutectic compositions affect steam explosion energetics of a single droplet. At lower superheat (100 °C) a noticeable differences in preconditioning and conversion ratio between the eutectic and non-eutectic melts were observed. Such observations can be rational-

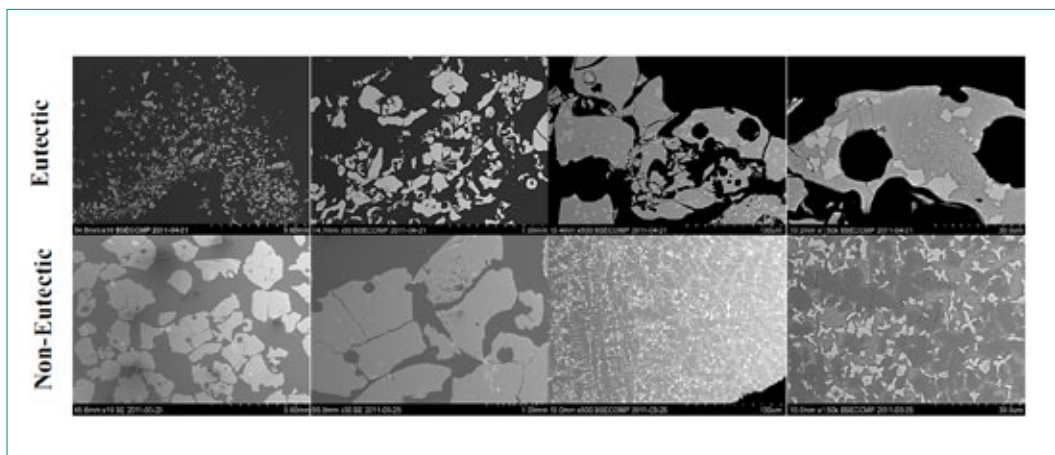


Figure 8: Morphology of the fragmented debris.

ized by considering the phase change of a non-eutectic melt droplet. If the droplet superheat is high enough the material will be kept in liquid phase during the interaction for both melt compositions. In the case of low superheat, the melt temperature may fall between the liquidus and solidus line for the non-eutectic one, and bring the melt into a mushy state. Once in this regime, the droplet is resilient to deformation and fragmentation. Correspondingly, the non-eutectic $\text{WO}_3\text{-CaO}$ melt droplet results in a mild steam explosion energetics. The solidification difference between the eutectic and non-eutectic compositions can be further explored from the morphology of the debris particles collected in the MISTEE experiment, obtained by means of sieving and physical and chemical analysis of Scanning Electron Microscopy (SEM). The debris size distribution is presented in Figure 7. Generally speaking, eutectic $\text{WO}_3\text{-CaO}$ melt produced mostly fine fragments (38–150 μm), while the non-eutectic produced mostly larger ones (300–1700 μm); thus, indicating different fragmentation rates between the materials. The morphology of debris may help understand the solidification characteristics of droplets, as shown in Figure 8. With the purpose to understand the preconditioning of the single droplet steam explosion and its influential factors, a study [14] is performed to simulate the deformation of droplets by using the commercial CFD code ANSYS FLUENT through the Volume of Fluid (VOF) method. The preliminary results of separate-effect calculations demonstrate the importance of droplet velocity and melt properties to the pre-conditioning of a droplet.

International Cooperation

The activities in the MSWI Project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Authority SSM and Swedish nuclear power companies), ENSI, European Union (SARNET2 Project) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The three-year research task entitled «Towards risk-informed severe accident issues resolution»

of the MSWI project was accomplished in 2011, and significant progress was made and important findings were obtained during the period 2009–2011 (also see the Annual Reports [17–18] for the years 2009 and 2010).

In summary, substantial progress has been achieved in the project to help quantify severe accident risks in light water reactors (LWRs). The IN-COSAM study developed the capability of coupled thermo-mechanical creep analysis for the lower head of a BWR with penetrations (instrumentation guide tubes), so as to quantify the vessel modes timing, and melt discharge (jet size, melt mass and melt compositions and superheat). The DEFOR study gained the size distribution and morphology of debris particles formed from melt coolant interactions, influenced by water subcooling. The DEFOR study also obtained the dependency of mass fraction of agglomerated debris on water pool depth, which was used to develop and validate a conservative-mechanistic approach to predict the debris agglomeration by using the VAPEX FCI code. The DECOSIM code is further developed and applied for investigation of feedbacks and self-organization processes in the debris bed formation and coolability, and self-spreading of the bed in a gradual melt release mode. The PO-MECO study provided an approach to determine friction laws and dryout heat fluxes of particulate beds packed with multi-sized and irregular particles. The MISTEE experiment in the SERA study by using corium simulant ($\text{WO}_3\text{-CaO}$) provides data on the processes that the eutectic and non-eutectic binary mixture affects the steam explosion energetics, and it reveals noticeable differences only at lower superheat.

As we enter 2012, the goal of the MSWI project at KTH remains to help resolve the issues of ex-vessel debris coolability and steam explosion, and the topics with high uncertainties will be chosen as the research focus. These include (i) initial and boundary conditions of the corium melt for ex-vessel phase; (ii) further validation of simulation tools for debris formation; (iii) effect of debris bed inhomogeneity and multidimensionality on coolability; (iv) material (corium/simulant) effects on steam explosion; and (v) development and maturing of methodologies/tools for steam explosion risk assessment. The compass for the MSWI research is still excellence, manifested in basic understanding of risk-important phenomena. However, the de-

terministic safety analysis alone could not resolve the issues of ex-vessel coolability and steam explosion, since it does not systematically consider the influence of severe accident scenarios. To account for all possible accident scenarios, probabilistic safety analysis has to be brought into the picture together with the ongoing emphasis on deterministic principles (the key physics of phenomena). Thus, development of an efficient approach to combine deterministic/probabilistic safety analysis is the key to resolve the severe accident issues. The Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM) is the best framework we can get for this purpose, including the treatments of aleatory (accident scenario) and epistemic (physical phenomenon) uncertainties. Accordingly, the next phase (2012–2016) of the MSWI project will be focused to development of «Risk-oriented framework for safety analysis of severe accident issues in Nordic BWRs». The research activities in the new phase are divided into four sub-tasks, tightly interconnected with each other: (1) risk evaluation and synthesis (RES); (2) melt ejection mode (MEM); (3) debris coolability map (DECO); and (4) steam explosion impact map (SEIM). Guidelines for experimental and analytical activities in the MEM, DECO and SEIM sub-tasks as well as integration of developed methods and produced data in ROAAM frameworks will be provided in RES (risk evaluation and synthesis).

Publications

- [1] *W. Villanueva, C.T. Tran and P. Kudinov*, Assessment with coupled thermo-mechanical creep analysis of combined CRGT and external vessel cooling efficiency for a BWR, Proc. NURETH-14, Toronto, Canada, Sept. 25–29, 2011.
- [2] *W. Villanueva, C.T. Tran and P. Kudinov*, A Computational study on instrumentation guide tube failure during a severe accident in boiling water reactors, Proc. of NURETH-14, Toronto, Ontario, Canada, September 25–29, 2011.
- [3] *C.T. Tran and P. Kudinov*, Local heat transfer from the corium melt pool to the boiling water reactor pressure vessel wall, Proc. of NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–29, 2011.
- [4] *P. Kudinov and M. Davydov*, Prediction of mass fraction of agglomerated debris in a LWR severe accident, Proc. of NURETH-14, Toronto, Ontario, Canada, September 25–29, 2011.
- [5] *S. Yakush and P. Kudinov*, Effects of water pool subcooling on the debris bed spreading by coolant flow, Proc. of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2011), Nice, France, May 2–5, 2011.
- [6] *L.X. Li and W.M. Ma*, Experimental characterization of effective particle diameter of a packed bed with multi-diameter spheres, Nuclear Engineering and Design, vol. 241, pp. 1736–1745, 2011.
- [7] *L.X. Li and W.M. Ma*, An experimental study on the effective particle diameter of a packed bed with non-spherical particles, Transport in Porous Media, vol. 89, pp. 35–48, 2011.
- [8] *L.X. Li and W.M. Ma*, Experimental investigations on friction laws and dryout heat flux of particulate bed packed with multi-size spheres or irregular particles, Proc. of ICONE19, Chiba, Japan, May 16–19, 2011.
- [9] *L.X. Li, S. Thakre and W.M. Ma*, An experimental study on two-phase flow and coolability of particulate beds packed with multi-size particles, Proc. of NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–29, 2011.
- [10] *L.X. Li, A. Karbojian, P. Kudinov and W.M. Ma*, An experimental study on dryout heat flux of particulate beds packed with irregular particles, Proc. of ICAPP2011, Nice, France, May 2–5, 2011.
- [11] *W.M. Ma*, Prediction of dryout heat flux of volumetrically heated particulate beds packed with multi-size particles, Proc. NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–29, 2011.
- [12] *S. Yakush, P. Kudinov and N.T. Lubchenko*, Sensitivity and uncertainty analysis of debris bed coolability, Proc. of NURETH-14, Toronto, Ontario, Canada, September 25–29, 2011.
- [13] *R.C. Hansson, L.T. Manickam and T.N. Dinh*, The effect of binary oxide materials on a single droplet vapor explosion triggering, Proc. NURETH-14, Toronto, Canada, September 25–29, 2011.
- [14] *S. Thakre, L.X. Li and W.M. Ma*, A numerical analysis on the hydrodynamics of heavy molten droplets in a water pool, Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2–5, 2011.

- [15] Proceeding of the 32th Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-32), KTH, Stockholm, Sweden, June 15, 2011, 118 p.
- [16] Proceeding of the 33rd Review Meeting for Project «Melt-Structure-Water Interactions in a Severe Accident» (MSWI-33), KTH, Stockholm, Sweden, December 15, 2011, 138 p.
- [17] *W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran, R.C. Hansson, L.X. Li, F. Cadinu*, Melt-structure-water interactions during postulated severe accidents in LWRs, ENSI Research and Experience Report, 2009.
- [18] *W.M. Ma, P. Kudinov, A. Karbojian, R.C. Hansson, L.X. Li, W. Villanueva, F. Cadinu, L. Manickam*, Melt-structure-water interactions during postulated severe accidents in LWRs, ENSI Research and Experience Report, 2010.

Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, I. Heese, H. Hödlmoser, M. Jäggi, Ch. Schuler
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Sektion Messwesen
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2010 bis 31. Dezember 2012

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung» verschiedene Projekte bearbeitet, die Weiterentwicklungen auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen:

Thema der Doktorarbeit an der Sektion Messwesen ist die Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden, welches Topographie und Gebäude des PSI berücksichtigen sowie turbulente Strömungen mit hoher Auflösung berechnen soll. Nach grundlegendem Wechsel zu besser geeigneten Rechencodes und dem Einsatz vereinfachter Modelle der PSI-Topographie konnten signifikante Fortschritte in der Simulation erzielt werden.

Zum Vergleich mit den im Rahmen der Dissertation erstellten Modellrechnungen sind Messungen der Aktivitätskonzentration von durch das PSI kontinuierlich abgegebenen gasförmigen Positronenstrahlern geplant. Ein ers-

ter Prototyp einer gammaspektrometrischen Messstation mit einem Natrium-Iodid-Detektor wurde im Messfeld PSI-OASE in Betrieb genommen.

Experten der Sektion Messwesen wirkten weiterhin aktiv in verschiedenen internationalen Arbeitsgruppen der Technischen Kommission 85 der Internationalen Standardorganisation ISO sowie in EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») mit. Dabei wurde an wesentlichen Revisionen der Normenwerke, an der Erschaffung neuer Normen sowie an der Erstellung von internationalen Berichten gearbeitet.

Die Radioanalytik nahm im Berichtsjahr wiederum an verschiedenen nationalen und internationalen Ringvergleichen teil (BFS-Berlin, PROCORAD-Paris, IAEA-Wien, IRA-Lausanne), wobei alle Messresultate innerhalb der Toleranzintervalle lagen.

In der Radioanalytik wurde ein neues LS-Spektrometer mit TDCR-Elektronik kalibriert, mit dem auch Absolutmessungen möglich sind.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung wurden für 2011 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(11/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

(11/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit (Begleitung)

(11/3) Fachbegleitung der Doktorarbeit (Aufbereitung Daten im geografischen Informationssystem, Konstruktion und Tests Messstationen, Wartung und Datenaufbereitung Messstationen)

(11/4) Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen

(11/5) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

(11/6) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

(11/7) Kalibrierung des neuen LS-Spektrometers Hidex 300 SL mit der Triple/Double-Koinzidenz-Messtechnik

(11/8) Aufarbeitung und Dokumentation der Studien in n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

(11/9) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

(11/10) Ad-hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

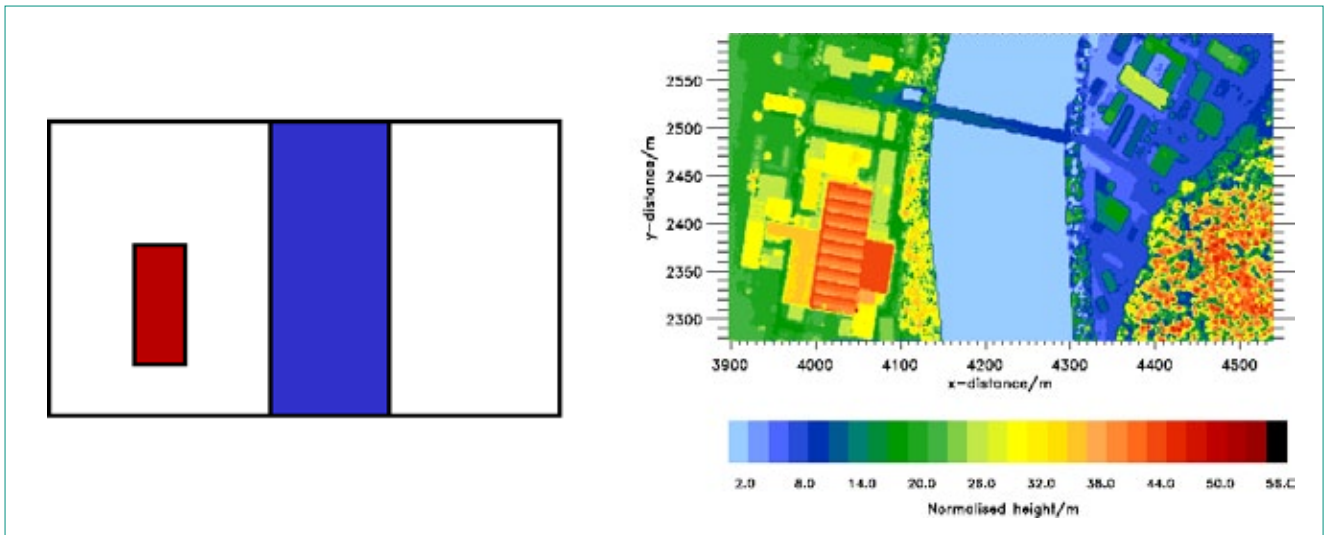
(11/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

Im Rahmen der Doktorarbeit wird ein hochauflösendes Modell zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden entwickelt. Zunächst sollte ein geeignetes Simulationsprogramm gefunden werden, daher wurden im Jahr 2010 verschiedene Computermodelle verglichen. Anfang 2011 fiel die Wahl auf das Modell EULAG, welches nun für die Doktorarbeit verwendet wird. EULAG kann geophysikalische Strömungen mit hoher Auflösung unter Berücksichtigung komplexer Geometrien berechnen, ausserdem sind thermodynamische Prozesse bereits standardmässig implementiert. Mitte des Jahres wurde die Arbeit im 2. PhD-Interview dem PhD-Komitee vorgestellt und von diesem positiv bewertet.

Zu Beginn wurde mit einem seriellen EULAG-Code gerechnet, der auf jedem Standard-PC verwendet werden kann. Dieser Code ist geeignet für einfache Tests, stösst aber bei aufwendigeren Simulationen aufgrund der hohen Rechenzeit an seine Grenzen. Es erfolgte daher ein Umstieg auf den parallelen EULAG-Code, der auf Hochleistungsrechnern verwendet werden kann. Nach Beseitigung der technischen Hindernisse sind EULAG-Simulationen nun auf den Supercomputern CSCS und DKRZ möglich.

In der zweiten Hälfte des Jahres wurde der Wechsel auf eine aktualisierte EULAG-Version vorgenommen. Neben grundsätzlichen Verbesserungen im Programmcode können die Daten nun während des Laufs im Dateiformat NetCDF herausgeschrieben werden. Im Gegensatz hierzu musste bei Verwendung der alten Version ein weiterer serieller Analyselauf durchgeführt werden, der bei grossen Datenmengen zeitintensiv war und ab einer gewissen Datengrösse unmöglich wird. Insofern war der Wechsel trotz des zusätzlichen Zeitaufwandes sinnvoll. Der neue Code wurde dahingehend ergänzt, dass statistische Variablen, die für eine Analyse der Simulationsergebnisse notwendig sind, berechnet werden können. Zu den wichtigsten Variablen zählen neben der turbulenten kinetischen Energie der turbulente Wärmefluss und der turbulente Impulsfluss.

Gegen Ende des Jahres wurde ein vereinfachter Aufbau des PSI erstellt (Fig. 1 links), mit dem Simu-

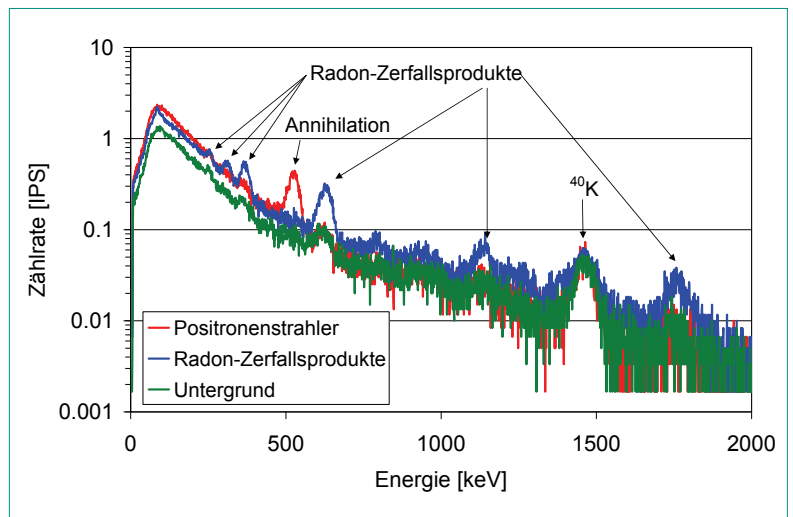


Figur 1: Dargestellt sind eine vereinfachte Geometrie des PSI mit Gebäude und Aare (links) sowie ein Ausschnitt des PSI, der für weitere Simulationen verwendet wird (rechts).

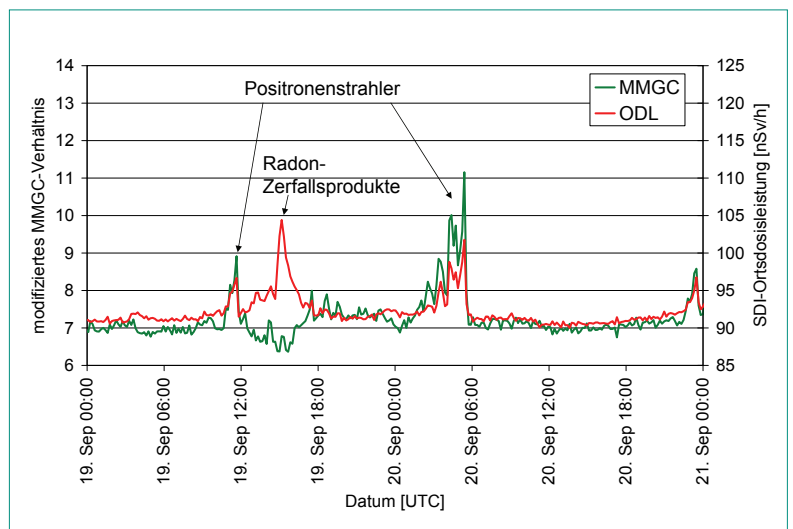
lationen für unterschiedliche Schichtungsstabilitäten durchgeführt werden. Ebenfalls simuliert wird die Ausbreitung von masselosen Teilchen, welche dem Wind zunächst als passiver Tracer übergeben werden. Es erfolgt eine statistisch-physikalische Auswertung der Ergebnisse, bevor in einem weiteren Schritt die reale PSI-Topographie (Fig. 1 rechts) eingelesen wird. Die Ergebnisse der Analyse dienen somit als Grundlage für weitere Simulationen, da mit erhöhter Komplexität mögliche Fehlerquellen schwieriger zu analysieren sind. Mit den ersten Resultaten der Auswertung ist Anfang 2012 zu rechnen.

(11/3) Fachbegleitung der Doktorarbeit (Aufbereitung Daten im geografischen Informationssystem, Konstruktion und Tests Messstationen, Wartung und Datenaufbereitung Messstationen)

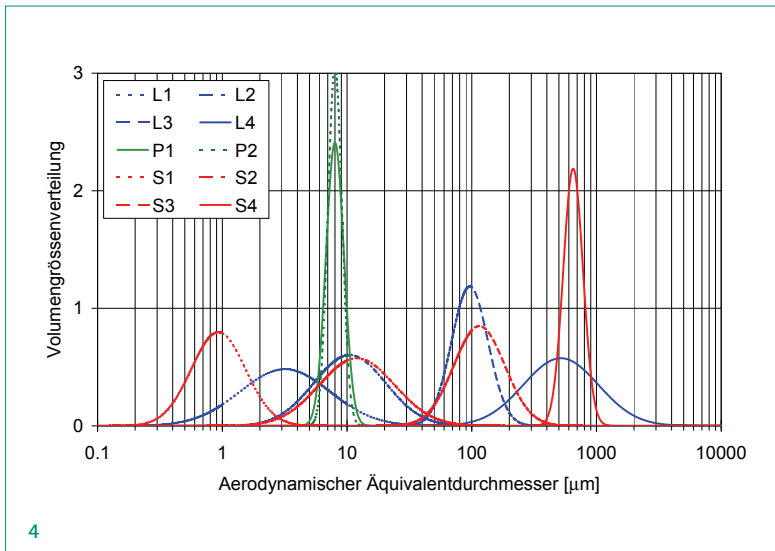
Zum Vergleich mit den im Rahmen der Dissertation erstellten Modellrechnungen sind Messungen der Aktivitätskonzentration von durch das PSI kontinuierlich abgegebenen gasförmigen Positronenstrahlern geplant. Ein erster Prototyp einer gammaspektrometrischen Messstation mit einem 3 x 3-Zoll-Natrium-Iodid-(NaI/Tl)Detektor wurde im Messfeld PSI-OASE in Betrieb genommen. Die in Figur 2 dargestellten Spektren zeigen den Einfluss verschiedener Photonen-Strahler auf das Messergebnis. Als gemeinsamer Faktor der drei gezeigten Spektren lässt sich das im Boden befindliche natürliche Radionuklid ^{40}K identifizieren. Dessen Photonen-Emission bei 1460 keV



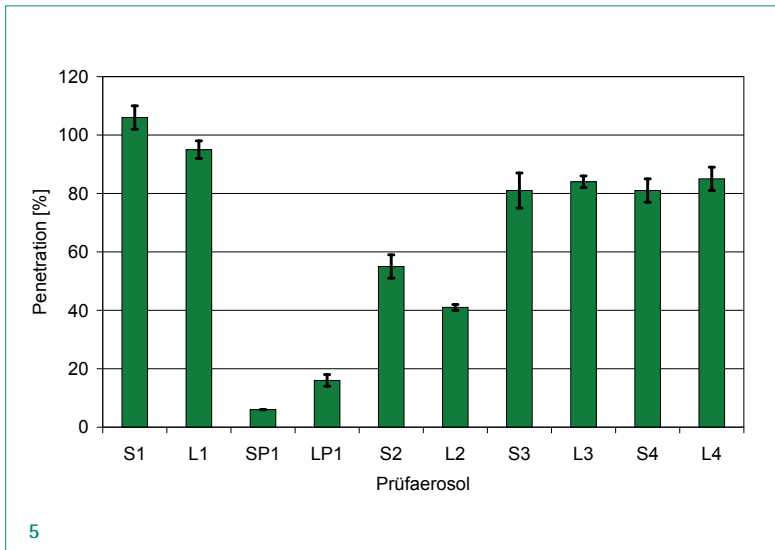
Figur 2: Photonen-Spektren der Prototyp-Messstation bei verschiedenen Wetterbedingungen.



Figur 3: Zeitlicher Verlauf des modifizierten MMGC-Verhältnisses und der Ortsdosisleistung im Messfeld PSI-OASE.



me über die Produkte zwischen Energie und Zählrate der Kanäle des Spektrums ein Mass für die Ortsdosisleistung. Figur 3 zeigt den zeitlichen Verlauf der so berechneten Ortsdosisleistung, wobei der Kalibrierfaktor zwischen Ortsdosisleistung und SDI durch einen Vergleich mit der am gleichen Standort betriebenen NADAM-Sonde abgeleitet wurde. Im betrachteten Zeitintervall sind verschiedene Erhöhungen der Ortsdosisleistungen erkennbar. Eine weitere Kenngrösse, das MMGC (Man Made Gross Counts)-Verhältnis, bildet den Quotienten der Zählraten niederenergetischer Photonen (Energie kleiner 550 keV) und höherenergetischer Photonen (Energie grösser 550 keV). Das MMGC-Verhältnis bleibt für eine Erhöhung der Ortsdosisleistung durch Radonzerfallsprodukte konstant, während es für einen Anstieg durch 511 keV-Photonen der Annihilationsstrahlung ebenfalls zunimmt (Fig. 3). So kann eine Erhöhung der Ortsdosisleistung klar der jeweiligen Quelle zugeordnet werden.



(11/4) Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen

Die Penetration von Aerosolpartikeln durch den Testaufbau des neuen Probenahmesystems des Hochkamins PSI-Ost wurde durch zwei auf die Prüfung von Probenahmesystemen in Kernanlagen spezialisierte Firmen geprüft. Hierbei wurden polydisperse Prüfaerosole im Durchmesserbereich zwischen 0.3 µm und 3000 µm (Fig. 4) verwendet. Eine Analyse der Messergebnisse zeigt eine gute Übereinstimmung zwischen den beiden Prüfern (Fig. 5). Sowohl für kleine Partikel (Prüfaerosole L1, S1) als auch für grosse Partikel (Prüfaerosole L3, S3, L4, S4) wurden Penetrationen von der Probenahmesonde zum Filter des Aerosolmonitors grösser 80 % gemessen. Lediglich die Prüfaerosole im Durchmesserbereich von 3 µm bis 30 µm weisen geringere Penetrationen auf.

Durch eine Modellrechnung der Abscheidung mit Hilfe des Programms DEPO2001 (AT&T University, USA) kann eine Penetrationskurve (Fig. 6) des Probenahmesystems vorhergesagt werden. Durch Faltung dieser Penetrationskurve mit der Grössenverteilung des Prüfaerosols kann weitergehend ein Modellwert für die Penetration des jeweiligen Prüfaerosols berechnet werden (Fig. 7). Die modellierte Penetration stimmt weitgehend mit den Messwerten für die Prüfaerosole L1, S1, L2 und S2 überein.

Figur 4:
Grössenverteilungen
der verwendeten
Prüfaerosole.

Figur 5:
Gemessene Penetrationen
der verwendeten
Prüfaerosole.

wird dazu verwendet, durch Temperaturschwankungen verursachte Änderungen der Energiekalibrierung zu kompensieren. Durch Niederschläge werden in der Atmosphäre stets vorhandene Radon-Zerfallsprodukte ausgewaschen und auf dem Boden (und auch auf der Messstation) deponiert. Die Photonen-Emissionen der verschiedenen Radonzerfallsprodukte liegen über das gesamte Spektrum verteilt vor (blaue Kurve in Fig. 2). Die von der zentralen Fortluft PSI-West emittierten gasförmigen Positronenstrahler können im Spektrum durch die Annihilationsstrahlung bei 511 keV identifiziert werden.

Für eine automatische Auswertung der Spektren werden zwei Kenngrössen definiert, welche ähnlich seit langem für die Auswertung von aeroradiometrischen Spektren verwendet werden. Der Spectrum Dose Index (SDI) bestimmt aus der Sum-

Eine Kalibrierung von Durchflussmessern auf unterschiedliche Referenzbedingungen lässt eine Überschätzung der Penetration um sieben Prozent durch die Messungen beider Prüfer erwarten. Die mittlere Abweichung zu den Modellwerten beträgt 8 %.

Die Penetration der durch das PSI zur Verfügung gestellten Prüfaerosole LP1 und SP1 liegt deutlich unter den erwarteten Werten. Dies legt die Hypothese einer zusätzlichen Abscheidung durch elektrostatische Kräfte nahe, auch weil keiner der beiden Prüfer, bedingt durch die verwendete Prüfmethode, Massnahmen zur Neutralisation der Aerosolpartikel anwendete.

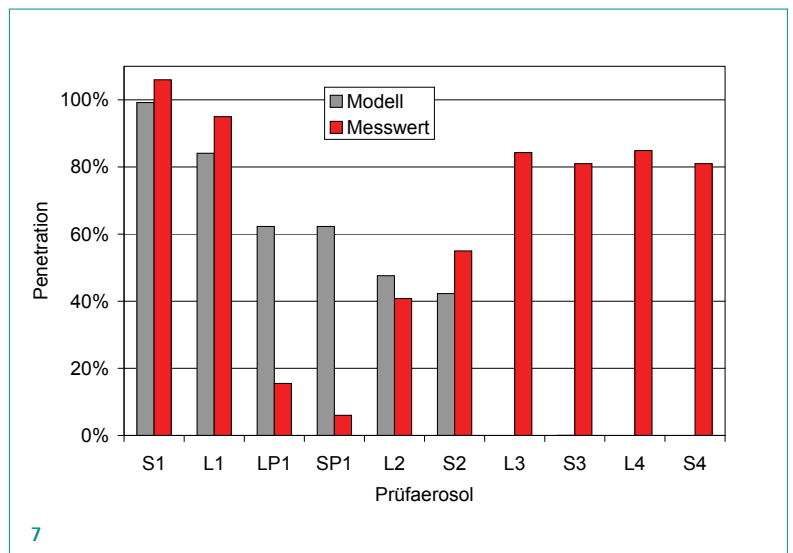
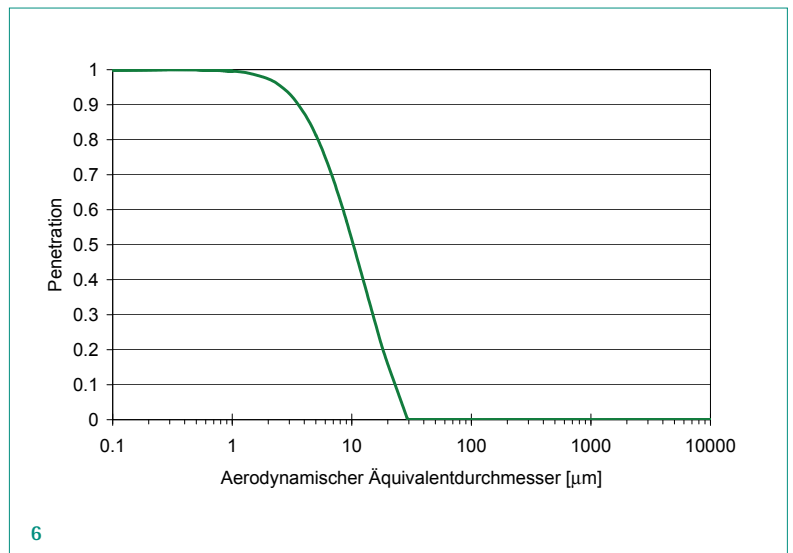
Das in DEPO2001 verwendete Modell geht von «klebrigen» Partikeln aus. Eine Resuspension einmal abgelagerter Partikel wird nicht berücksichtigt. Die Messergebnisse für die Prüfaerosole mit grossen Partikeldurchmessern (L3, S3, L4 und S4), für welche durch das Modell eine verschwindende Penetration vorhergesagt wird, zeigen deutlich den Resuspensionseffekt auf.

(11/5) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

Als «Preliminary work items» (PWI) wurde in der ISO-Arbeitsgruppe 14 «Air Monitoring and Control» des ISO TC85/SC2 die Raumluftüberwachung am Arbeitsplatz sowie die Raum- und Fortluftüberwachung von Beschleunigern zur Herstellung von Radionukliden zur Positronen-Emissionstomographie (PET) in die Agenda der Arbeitsgruppe aufgenommen. Die Haltung zum letztgenannten Normungsprojekt wird eng mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) abgesprochen.

Der Entwurf der Neufassung von ANSI N13.56 sowie Elemente aus der Norm ISO 2889 bilden die Grundlage der neu zu erstellenden ISO-Normen. Für beide Normentwürfe hat das PSI in Zusammenarbeit mit der Universität Hannover (Deutschland) Beispiele zur Unsicherheitsabschätzung gemäss Norm ISO 11929 erstellt, welche als informativer Anhang den Normen beigefügt werden. Es ist geplant, dass die beiden Normentwürfe Ende Dezember dem ISO-Sekretariat zur Verfügung gestellt werden. Anfang 2012 werden beide New Work Item Proposals (NWIP) zur internationalen Abstimmung gestellt.

Die innerhalb der Arbeitsgruppe 17 des ISO TC85/SC2 stattfindende Revision des aus den drei Tei-



Figur 6: Mit dem Modell DEPO2001 berechnete Penetrationskurve.

Figur 7: Vergleich zwischen modellierten und gemessenen Penetrationen der Prüfaerosole.

len «Evaluation of surface contamination: Part 1: Beta-emitters (maximum beta energy greater than 0,15 MeV) and alpha-emitters», «Evaluation of surface contamination: Part 2: «Tritium surface contamination» und «Evaluation of surface contamination – Part 3: Isomeric transition and electron capture emitters, low energy beta-emitters ($E_{\beta_{max}} < 0,15 \text{ MeV}$)» zusammengesetzten Standards ISO 7503 ist unter der Führung des ISO-Sekretariats einem Revisionsplan unterworfen worden. Mit Einverständnis des ISO-Sekretariats sollen die drei Teile unter den neuen Titeln *Part 1: «Practical Surface Contamination Monitoring»*, *Part 2: «Indirect evaluation of surface contamination»* und *Part 3: «Calibration of instruments for surface contamination evaluation»* gemeinsam editiert und den entsprechenden Länderabstimmungen unterworfen werden.

Tabelle 1 (oben):
Aktiniden in Stuhlasche:
PSI-Resultate und
Vergleich mit den
Labor-Mittelwerten
(L.M.). Die Aktivitäten
beziehen sich auf die
gesamte Probe von 2.5 g
(Messunsicherheiten 2σ).

Probe	^{234}U [mBq]	PSI / L.M.	^{238}U [mBq]	PSI / L.M.	^{238}Pu [mBq]	PSI / L.M.	^{241}Am [mBq]	PSI / L.M.	^{244}Cm [mBq]	PSI / L.M.
A	17 ± 2	0.98	15 ± 2	1.02	150 ± 15	0.99	< 1		< 1	
B	19 ± 2	1.08	15 ± 2	1.00	< 1		53 ± 6	0.91	18 ± 3	0.99

Tabelle 2 (unten):
Aktiniden in Stuhlasche:
Referenzwerte
und Vergleich PSI/
Referenzwerte. Die
Aktivitäten bezie-
hen sich auf die ge-
samte Probe von 2.5 g
(Messunsicherheiten 2σ).

Probe	^{238}Pu [mBq]	PSI / Referenzwert	^{241}Am [mBq]	PSI / Referenzwert	^{244}Cm [mBq]	PSI / Referenzwert
A	158 ± 7	0.94	< 1		< 1	
B	< 1		56 ± 2	0.95	19 ± 1	0.95

(11/6) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

Im Jahr 2011 nahm die Radioanalytik an folgenden Vergleichsmessungen teil: (1) BFS-Reaktorwasser, Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin (γ -Strahler, PSI Code Nr. 45). (2) Aktiniden in Stuhl 2011, PROCORAD (CEA), Frankreich (α -Strahler, Pu, Am, U). Die Resultate sind den Tabellen 1 und 2 zu entnehmen. Der Ringvergleich ergab innerhalb der Messunsicherheiten eine zufriedenstellende Übereinstimmung mit den Mittelwerten der Teilnehmer und den Referenzwerten vom Veranstalter des Ringversuches (Tab. 1 und Tab. 2).

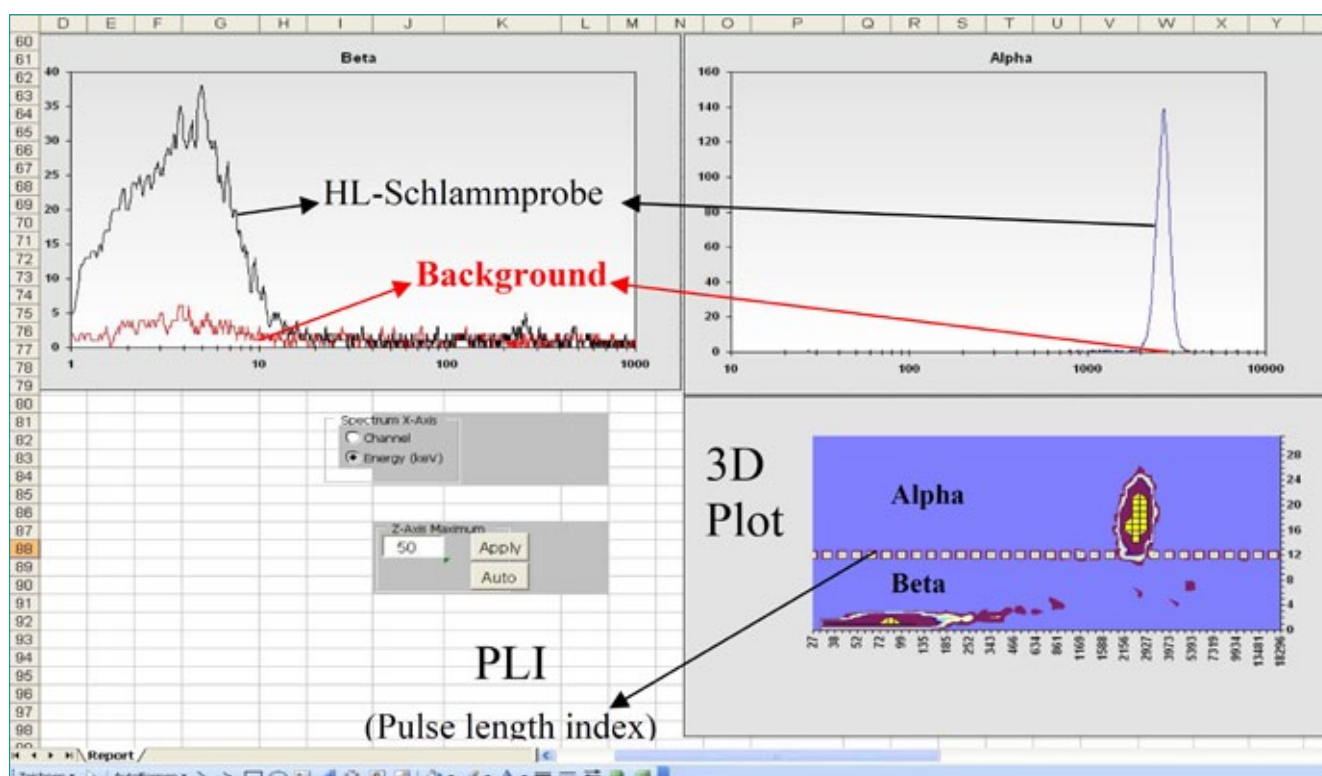
Des Weiteren wurde noch an folgenden Ringvergleichen teilgenommen: (3) Uran und Radium in

Wasser 2011, IAEA, Wien (^{234}U , ^{238}U , ^{226}Ra), (4) Gamma-Strahler und ^{90}Sr in Milchpulver, IRA, Lausanne (^{40}K , ^{137}Cs , ^{90}Sr) sowie (5) ^{14}C und Uran in Urin 2011, Bundesamt für Strahlenschutz, Berlin. Bei den Vergleichsmessungen 1–4 waren alle Messwerte innerhalb der Messunsicherheiten identisch zu den Labormittel- und Referenzwerten. Die Resultate von Vergleichsmessung 5 sind noch ausstehend.

(11/7) Kalibrierung des neuen LS-Spektrometers Hidex 300 SL mit der Triple/Double-Koinzidenz-Messtechnik

Mit dem im Dezember 2010 installierten LS-Spektrometer Hidex 300 SL wurde für die Nuklide ^{241}Pu (β -Emitter), ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{242}Pu (α -Emitter) in radioaktiven Schlammproben die α/β -Separation

Figur 8:
In der Beta- und Alphagrafik ist in Schwarz, resp. Blau der Probenpeak und in Rot der Untergrund einer Hotlabor-Schlammprobe dargestellt. Im 3D-Plot wird die Alpha-Beta-Separation grafisch durch den PLI angedeutet.



getestet. Die α/β -Separation beim Hidex 300 SL basiert auf Folgendem: Sowohl der α - als auch der β -Puls bestehen je aus einem Anstieg, der nur 1-10 ns dauert. Der Zerfall der beiden Pulse ist jedoch eindeutig unterschiedlich; der α -Puls weist eine längere Verweilzeit als der β -Puls auf. Beim Hidex 300 SL wird das Verhältnis von Zerfall und Anstieg der Pulse berechnet und als Puls-längenindex (PLI) dargestellt. Wird ein PLI gesetzt, dann werden alle Punkte oberhalb der PLI-Linie als α -Pulse betrachtet und die Werte darunter als β -Pulse. Mit der z-Achsenfunktion kann man den 2D-Plot in der «Höhe» verstellen und somit kann im Bild die Basis bis zu der Spitze des Peaks betrachtet werden (siehe «Z-Axis Maximum» in Figur 8). Liegen die α - und β -Peaks nahe beieinander, so besteht unter Verwendung der Gain-Funktion eine weitere Möglichkeit, die Peaks optisch deutlicher auseinanderzuhalten. Somit kann die Einstellung des PLI-Wertes optimiert werden (Fig. 8).

Bei der TDCR-Technik (triple to double coincidence ratio) werden statt der üblichen zwei drei Photomultiplier für die Szintillationsmessung verwendet. Gemessen werden die Trippel-Koinzidenzereignisse aller drei Photomultiplier im Vergleich zu den Doppel-Koinzidenzereignissen von jeweils zwei Photomultipliern (also insgesamt 3 Doppelkoinzidenzereignisse). Die TDCR-Technik hat nun den Vorteil, dass leichte Quencheffekte nicht mit einer separaten Quenchkurve korrigiert werden müssen. Da sich Quencheffekte bereits bei den Double- und noch stärker bei den Trippel-Ereignissen bemerkbar machen, wird als Funktion des Quenching der TDCR-Wert geringer und damit die Zählausbeute kleiner. Solange die Zähleffizienz 20 % übersteigt, besteht ein linearer Zusammenhang zwischen dem TDCR-Wert und der Zähleffizienz.

(11/8) Aufarbeitung und Dokumentation der Studien in n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

Im Rahmen dieses Teilprojektes wurde ein Industriepraktikant des NE-Masterkurses der ETHZ betreut, der CR-39-Detektor-Materialien von drei verschiedenen Herstellern (Thermo Electron, TASL und Chiyoda Technol Corporation) miteinander verglich. Die Studie konzentrierte sich einerseits auf Untergrunddetektoren und andererseits auf Detektoren, die vorgängig mit 3 mSv bestrahlt wurden. Die Ergebnisse der Studie sollen bei der

IRPA2012 in Glasgow präsentiert werden. Dazu wurde ein Abstract im Herbst 2011 eingereicht. Im Weiteren wurde an der Vergleichsmessung für Neutronen-Personendosimeter der PTB teilgenommen und die Ergebnisse in der AN-96-11-72 [1] zusammengefasst.

Nationale Zusammenarbeit

Ein reger wissenschaftlicher Austausch findet mit dem Institut de Radiophysique (IRA) statt, der einmal jährlich mit dem PSI-IRA-Kolloquium abgerundet wird, in dem eine Reihe der wissenschaftlichen Projekte vorgestellt wird. Das diesjährige Kolloquium wurde jedoch aus zeitlichen Gründen auf das Frühjahr 2012 verschoben.

Internationale Zusammenarbeit

Die Sektion Messwesen ist in mehreren Arbeitsgruppen von EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») vertreten, die die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Dosimetrie ionisierender Strahlung im europäischen Raum fördert. Anfang des Jahres veranstaltet EURADOS immer die Jahresversammlung, diesmal in Prag, bei der alle Arbeitsgruppen zusammenkommen. Während des Jahres tagen die einzelnen Arbeitsgruppen an unterschiedlichen Orten.

Bewertung 2011 und Ausblick 2012

Die Projektziele 2011 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Für das Jahr 2012 sind die Weiterführung der Doktorarbeit und deren Fachbegleitung, teils Weiterführungen von bereits bestehenden Projekten und teils neue geplant, die gemeinsam mit dem ENSI definiert werden.

Publikationen

- M. Jaeggi, S. Roellin, J. Alvarado-Cortez and Eikenberg, J. Determination of ^{241}Pu in nuclear waste slurries: a comparative study using

LSC and ICP-MS. Appl. Radiation Isotopes (in press). On-line available: doi:10.10.16/j.apradi-so.2011.10.005, 2011.

- *N. Thiollière, L. Zanini, J.-Ch. David, J. Eikenberg, A. Guertin, Yu. Konobeyev, S. Lemaire and S. Panebianco*, Gas production in the MEGAPIE spallation target. Nucl. Science & Engineering 169, 178-187, 2011.

Referenzen

- [1] *M. Boschung*, Vergleichsmessung an Neutronen-Personendosimetern bei der PTB im Jahr 2011, PSI AN-96-11-72, 2011.

Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, I. Heese, H. Hödlmoser, M. Jäggi, Ch. Schuler
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Sektion Messwesen
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2010 bis 31. Dezember 2012

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr wurden im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung» verschiedene Projekte bearbeitet, die Weiterentwicklungen auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen:

Die im Zeitraum zwischen 19. und 23.9.2011 durchgeführte Aeroradiometrie-Messübung 2011 wurde wiederum von einem Experten der Sektion Messwesen begleitet. Die erzielten Resultate werden in einem wissenschaftlichen Bericht zusammengefasst.

Die Charakterisierung der n-Bestrahlungseinrichtungen der PSI-Kalibrierstelle machte im 2011 sehr wesentliche Fortschritte. So wurden

die Felder der ^{241}Am -Be- und der ^{252}Cf -Quelle ohne und mit D_2O -Moderator ausgemessen und modelliert. Zudem konnte der Photonenanteil der genannten Quellen abgeschätzt werden, und es wurde der Einfluss des ISO-Wasserphantoms, welches zur Kalibrierung von Dosimetern verwendet werden muss, auf die Streustrahlung im Raum über Simulation und Messung untersucht.

In der Radioanalytik wurden drei Methoden entwickelt und erfolgreich getestet:

- Mikrowellenaufschluss von Beton,
- Schnellmethode für Aktiniden in Abwasser, und
- Bestimmung von Pb- und Ra-Radionukliden in Mineralwasser.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung wurden für 2011 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(11/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

(11/2) Charakterisierung der n-Bestrahlungseinrichtungen (Messung und Simulation)

(11/3) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

(11/4) Entwicklung von Mikrowellenaufschlüssen mit aktiven Betonproben sowie Bestimmung des Nuklidvektors von Hotlabor-Schlammproben

(11/5) Optimierung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben

(11/6) Einführung einer Analyseverfahren zur Bestimmung von Pb-210/Po-210 und Ra-226/Ra-228 in Trink- und Mineralwässern

(11/7) Charakterisierung des PSI-Ganzkörperzählers mittels Messung und Simulation

(11/8) Ad-Hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(11/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

Die Ergebnisse der Aeroradiometrie-Übung 2010 wurden als PSI-Bericht 11-02 veröffentlicht.

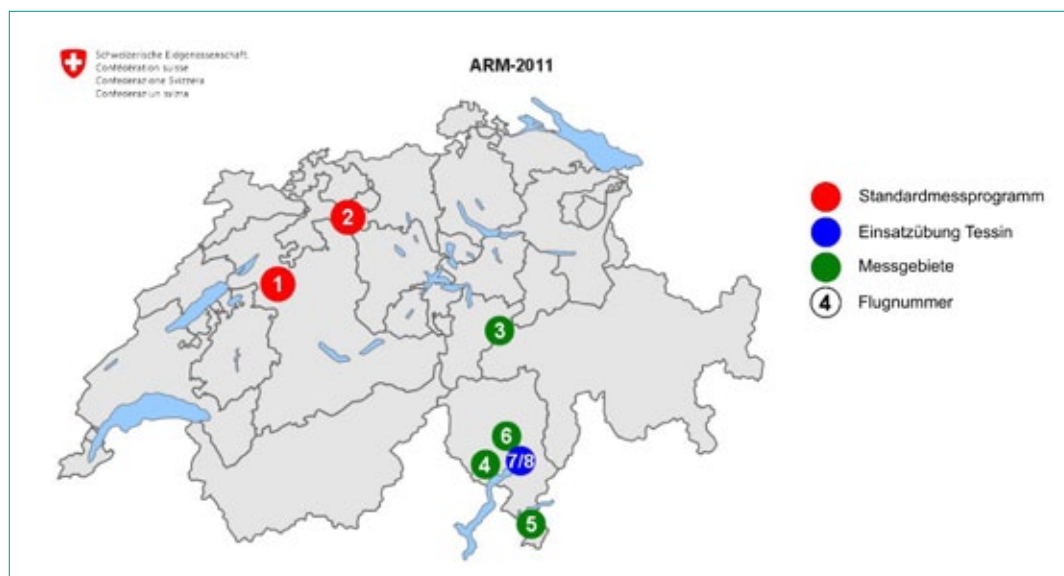
Das Programm der im Zeitraum zwischen 19. und 23.9.2011 durchgeführten Aeroradiometrie-Messübung 2011 enthielt Messungen in den Routine-Messgebieten KKM und KKG, im Reuss-Delta und vor allem im Kanton Tessin (Fig. 1). Gemeinsam mit Einsatzkräften des Kantons Tessin wurde eine Einsatzübung mit einem simulierten Transportunfall durchgeführt. Figur 2 zeigt das für die Einsatzübung gestellte Unfallszenario.

Teile der Übung wurden durch Gäste der Dänischen Emergency Management Agency begleitet. Diese Agentur betreibt die dänischen Aeroradiometrie-Systeme, so dass ein willkommener Erfahrungsaustausch möglich war.

(11/2) Charakterisierung der n-Bestrahlungseinrichtungen Messungen und Modellfunktionen

Zur Eichung und Kalibrierung von Neutronenmessgeräten oder -dosimetern stehen in der Eichstelle eine Bestrahlungsbank mit einer ^{241}Am -Be- und einer ^{252}Cf -Quelle samt D_2O -Moderator zur Verfü-

Figur 1:
Messaufgaben der
Aeroradiometrie-
Messübung 2011.





Figur 2: Gestelltes Unfallszenario für die Einsatzübung im Tessin.

gung. Die Neuvermessung und Simulation der n-Bestrahlungsanlagen stellen ein langfristiges Projekt dar, zu dem bereits 2010 Vorarbeiten durchgeführt wurden. 2011 wurden umfangreiche Messungen aller Quellen mit dem im Dezember 2010 bei der PTB neu kalibrierten Sekundärnormal (LB6411) abgeschlossen. Mithilfe der Messergebnisse wurden Modellfunktionen zur Beschreibung der Dosisleistung ($dH^*(10)/dt$ und $dH_p(10)/dt$) als Funktion der Distanz zur den verschiedenen Quellen definiert, die in der Routinekalibrierung zur Bestimmung der Messpositionen verwendet werden. Ausserdem wurde für die hergeleiteten Modelle eine Unsicherheitsbestimmung durchgeführt, die die Angabe der erweiterten Unsicherheit ($k=2$) der Dosisleistung in einer Kalibrierung als Funktion der Distanz von den Quellen erlaubt. Figur 3 zeigt sowohl die gemessenen Umgebungs-Äquivalentdosisleistungen als auch die Modellfunktionen samt 95 %-Konfidenzintervallen für die drei Quellen. Die relativen Unsicherheiten sind in Figur 4 zusammengestellt.

Monte-Carlo-Simulationen

Zur genaueren Charakterisierung der Neutronenfelder wurde ein aufwendiges geometrisches Modell des Bestrahlungsraums in der MCNPX-Simulationsumgebung erstellt. Die Simulationen erlauben die Bestimmung des Streuanteils an der gemessenen Neutronendosisleistung sowie die Rückführung der Streustrahlung auf verschiedene Streuobjekte im Bestrahlungsraum. Ausserdem liefern die Rechnungen Spektren für alle Bestrahlungssituationen. Die simulierten Gesamtdosisleistungen für die drei Strahlenqualitäten, die ebenfalls in Figur 3 dargestellt sind, zeigen eine sehr

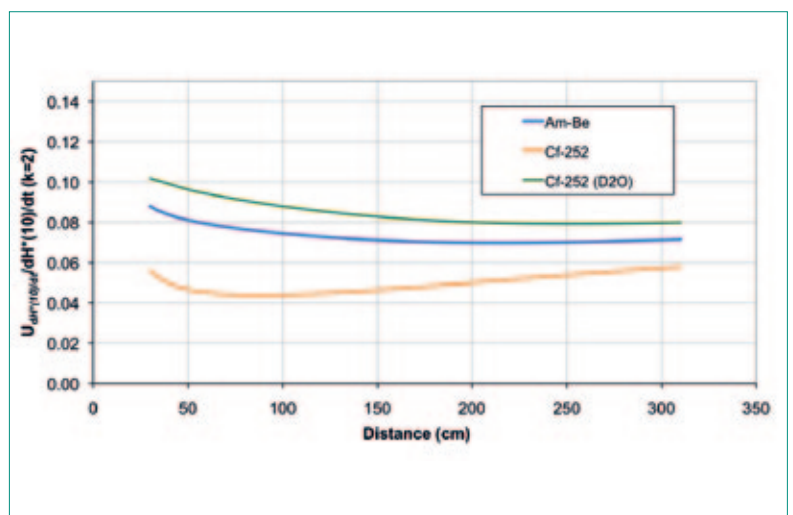
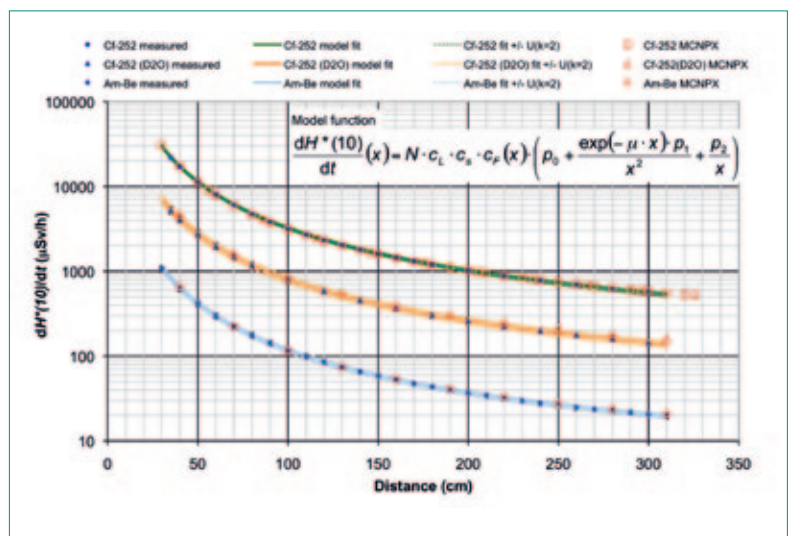
gute Übereinstimmung mit den Messwerten. Alle Messergebnisse, detaillierte Simulationsergebnisse sowie genaue Beschreibungen der Messverfahren, Modellfunktionen und der Simulation wurden in den Technischen Mitteilungen TM-96-11-02 [1] und TM-96-11-15 [2] zusammengestellt.

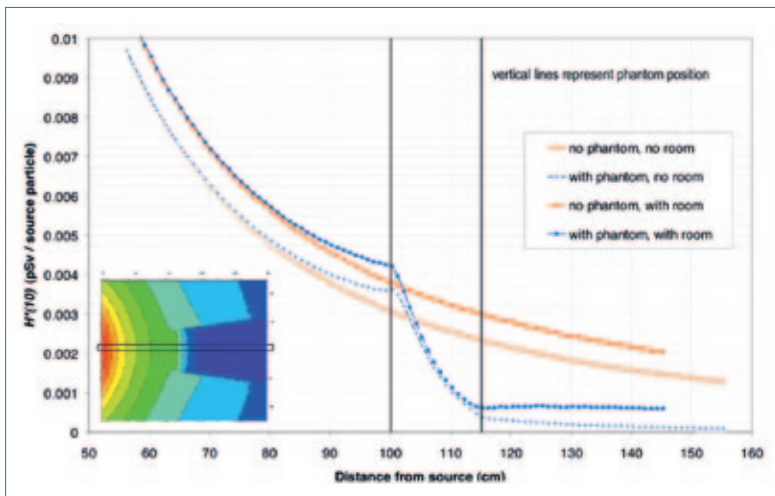
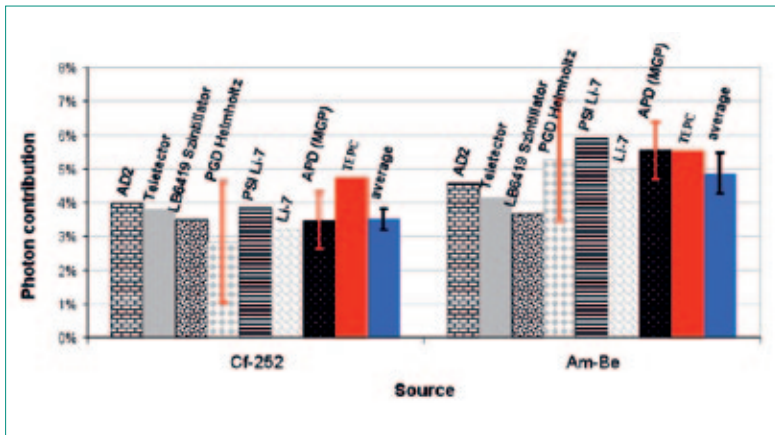
Bestimmung des Photonenanteils im Neutronenfeld

Im Rahmen der Charakterisierung der Neutronenfelder wurden auch Messungen zum Photonenanteil der Neutronenquellen durchgeführt. Die Quantifizierung des Photonenanteils an der von der ^{252}Cf - und $^{241}\text{Am-Be}$ -Quelle stammenden Umgebungs-Äquivalentdosisleistung ist notwendig, um z.B. die Neutronenempfindlichkeit eines Photonenmessgerätes abschätzen zu können. Die Messung der von einer Neutronenquelle stammenden Photonen ist experimentell relativ schwierig. Dazu werden Photonenmessgeräte mit einer

Figur 3 (oben): Umgebungs-Äquivalentdosisleistung als Funktion der Distanz von den drei Neutronenquellen der Eichstelle. Gezeigt werden Mess- und Simulationsergebnisse sowie abgeleitete Modellfunktionen und 95 %-Konfidenzintervalle.

Figur 4 (unten): Erweiterte Unsicherheit ($k=2$) der Dosisleistung als Funktion der Messposition für die drei Strahlenqualitäten.





Figur 5 (oben):
Bestimmung des
Photonanteils der
 ^{252}Cf - und $^{241}\text{Am-Be}$ -
Quellen der Eichstelle
durch verschiedene
Photonendetektoren.

Figur 6 (unten):
Dosisaufbau durch
rückgestreute Neutronen
in Anwesenheit des
ISO-Wasserphantoms.

idealerweise verschwindend kleinen Neutronenempfindlichkeit verwendet, die aber in der Praxis nie gleich Null ist. Da die Photonendosisleistung von den Quellen nur ca. 3–5 % der Neutronendosisleistung beträgt, kann in dem starken Neutronenfeld durch die nicht verschwindende Neutronenempfindlichkeit der Photonengeräte ein Falschsignal in der Größenordnung des Photonensignals hervorgerufen werden, was gemeinsam mit der Energieabhängigkeit der Messgeräte zu grossen Unsicherheiten führt. Daher wurde die Messung mit insgesamt sieben verschiedenen Photonengeräten durchgeführt. Die Ergebnisse sind in der Figur 5 zusammengefasst und wurden in der TM-96-11-19 [3] dokumentiert. Zusätzlich zu den dort beschriebenen Experimenten wurde in der Zwischenzeit noch eine Messung in Zusammenarbeit mit der österreichischen Seibersdorf Labor GmbH mit einem Tissue Equivalent Proportional Counter (TEPC) durchgeführt. Insgesamt wurde für die ^{252}Cf -Quelle ein mittlerer Photonenteil von 3.7 % und für die $^{241}\text{Am-Be}$ -Quelle ein solcher von 5 % bestimmt.

Einfluss des ISO-Quaderphantoms auf das Neutronenfeld

Das Monte-Carlo-Modell der Bestrahlungsanlagen wurde dazu benutzt, den Einfluss des ISO-Wasserphantoms auf das Neutronenfeld der ^{252}Cf -Quelle zu simulieren. Dabei wurden der Dosisaufbau nahe der Oberfläche des Phantoms durch rückgestreute Neutronen, die Homogenität des Dosisverlaufs entlang der Oberfläche und die Modifikation des Neutronenspektrums in Anwesenheit des Phantoms untersucht, jeweils unter Berücksichtigung des Einflusses des vom Bestrahlungsraum zurückgestreuten Neutronenanteils. In einem Meter Entfernung von der Quelle beträgt der Dosisaufbau an der Phantomboberfläche im Bestrahlungsraum 10 % verglichen mit 16 % bei einer Simulation ohne den Einfluss der Rückstreuung des Raumes – siehe Figur 6. Die 10 % Dosisaufbau konnten in einer Messung mit MGP DMC 2000 GN-Aktivdosimetern experimentell annähernd reproduziert werden. Die Messungen und Simulationsergebnisse sind in der TM-96-11-24 [4] zusammengefasst.

(11/3) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

Arbeiten zu diesem Teilprojekt betrafen im Berichtsjahr die ^{137}Cs -Bestrahlungsanlage im KKM und Personenausgangsmontore im KKG. Seit 1999 wird die Erstkalibrierung der ^{137}Cs -Bestrahlungsanlage für die Überprüfung von D- und DL-Messinstrumenten im KKM auf Wunsch des Betreibers konsequent alle drei Jahre durch die akkreditierte Kalibrierstelle des PSI überprüft. Diese Überprüfung mit PTB-kalibrierten Ionisationskammern zeigte die gewohnten Toleranzen relativ zu den PSI-Sollwerten. Parallel zu dieser Überprüfung sind jeweils anlagenspezifische Probleme zu lösen, wie etwa der Übergang von schwachen zu stärkeren Quellen. Dieser Übergang wird notwendig, sobald eine bestimmte, einer der Bestrahlungsquellen der Anlage zugeordnete Photonendosisleistung infolge des radioaktiven Zerfalls nicht mehr zur Verfügung steht. Im KKG wird die durch die Aufsichtsbehörde geforderte Thorax-Triagemessung nicht in dem durch die DoV geforderten Intervall durchgeführt, sondern für jeden KKG-Mitarbeiter beim Verlassen der Zone beim Durchgang durch den End-Personenmonitor. Die entsprechenden betastrahlungsempfindlichen Personenmonitore sind deshalb im Be-

reich des Thorax mit speziellen Grossflächen-Dektoren für Photonenstrahlung ausgerüstet. Wegen der werkseitig fehlenden Einrichtung für diese Triagemessung war die PSI-Kalibrierstelle bei der Kalibrierung des Monitors mit dem Blockphantom IGOR vor allem mit Problemen seitens der implementierten Software konfrontiert.

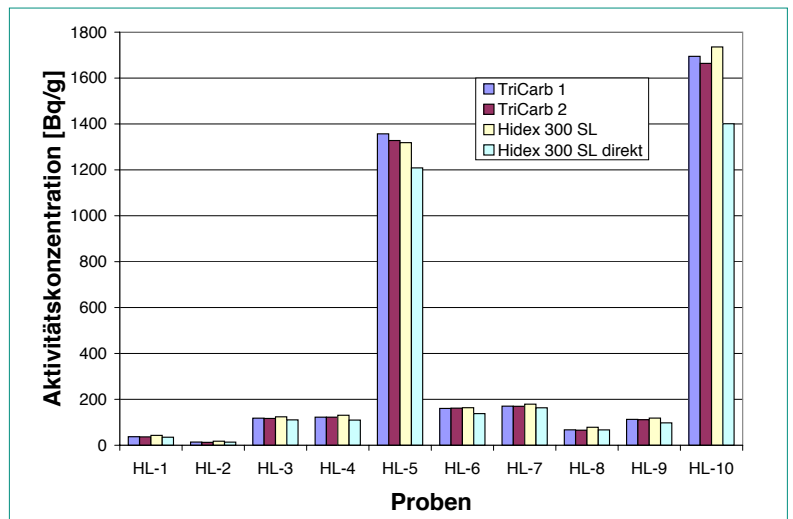
(11/4) Entwicklung von Mikrowellenaufschlüssen mit aktiven Betonproben sowie Bestimmung des Nuklidvektors von Hotlabor-Schlammproben

Mikrowellenaufschlüsse mit aktiven Betonproben

In einer Zusammenarbeit mit dem Labor für Radiochemie sollten sieben verschiedene neutronenaktivierte Betonproben mit der Mikrowelle aufgeschlossen und die Aktivität der Aktiniden ^{241}Am , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{234}U , ^{238}U , ^{230}Th und ^{232}Th bestimmt werden. Unter Zugabe von 30 ml conc. HNO_3 , 12 ml conc. HF und 6 ml conc. H_2O_2 konnten 0.6 g Beton aufgeschlossen werden. Um die HF zu komplexieren, wurden in einem zweiten Mikrowellengang 60 ml H_3BO_3 (5 %) zugegeben, was sich zuvor für eine inaktive Betonprobe als optimal zeigte. Beim Normal- und Marmorbeton (5 von 7 Proben) waren die Rückstände $< 0.1\%$, was als Totalaufschluss bezeichnet werden kann. Zwei der Proben bestehen aus Barytkies, welcher sich nur zum Teil mit der Mikrowelle aufschliessen liess. Ein Zusatzversuch mit einer Na-Karbonat-Fusion führte ebenfalls nicht zu einem Totalaufschluss, weswegen diese Proben nicht weiter verfolgt werden konnten. Die aufgeschlossenen Proben wurden abfiltriert und mit demin. H_2O gespült. Daraus entstand ca. 170 ml Lösungsmenge. Die Aktinidentrennung folgte nach der Arbeitsvorschrift AARA51 (Arbeitsanweisung: Bestimmung von Aktiniden in RHB-Schlammproben), also Pu über BIO-RAD AG-1-X2-Säule, U und Th über die UTEVA-Säule und Am über die TRU-Säule. Die Mikrowellenmethode erspart den offenen Aufschluss mit HF in der Kapelle bei Normal- und Marmorbeton und der Aufschluss kann in einem halben Tag gemacht werden.

Bestimmung des Nuklidvektors von Hotlabor-Schlammproben

In diesem Jahr wurden die ^{241}Pu -Aktivitätskonzentrationen am geglähten Schlamm (bei $500\text{ }^\circ\text{C}$) gemessen. Dazu wurden die Elektrolyseplättchen der Plutoniumfraktion verwendet, weiteres Vorgehen



Figur 7: Vergleich der ^{241}Pu -Aktivitätskonzentrationen gemessen mit dem TriCarb (violett und weinrot) und dem Hidex 300 SL (gelb: korrigiert mit ^{241}Pu -Quench und ^{241}Pu -Verunreinigungen; türkis: ohne Korrektur).

siehe Jäggi et al. 2011. Das Ziel war es, eine Vergleichsmessung zwischen dem TriCarb und dem neu erworbenen LSC-Messgerät, Hidex 300 SL, zu machen.

Die Grafik in Figur 7 zeigt sehr schön, dass die korrigierten Daten von TriCarb und Hidex (Korrektur von ^{241}Pu -Verunreinigungen und derjenigen mittels ^{241}Pu -Quench) sehr gut übereinstimmen. Die ^{241}Pu -Ausbeute bei TriCarb liegt bei ca. 34 % und der TDCR (Tripple to Double Coincidence Ratio), welcher der Ausbeute meist gleichgesetzt wird, liegt hier bei 56 %. Die türkisfarbenen Säulen zeigen, dass auch in einem Notfall mit dem Hidex-Gerät direkt mit den Rohdaten die Grössenordnung der Aktivitätskonzentration, unter Berücksichtigung des Startgewichts der Probe, abgeschätzt werden kann. Im Falle der zehn Hotlabor-Schlammproben beträgt die Unsicherheit 9 % bis 30 %.

Ebenso wurden die ^{14}C - und ^3H -Aktivitätskonzentrationen aus dem organischen Material bestimmt (Schlamm bei $40\text{ }^\circ\text{C}$ getrocknet). Diese Arbeiten haben gezeigt, dass alle Methoden, welche an den RHB-Schlammproben erarbeitet wurden, auch bei den zehn Hotlabor-Schlammproben funktionierten. Somit ist nun das RHB-Nuklidinventar erstellt und das Projekt abgeschlossen.

Bestimmung der Aktiniden aus Boden mit dem Resin DGA als Vorkonzentrationsschritt

In Zusammenarbeit mit der Firma Triskem International, Frankreich, welche unter anderem Säulen für die radiochemische Trennung von Nukliden vertreibt, wurde eine neue Methode zur Aktinidentrennung in Bodenproben erarbeitet. Nach

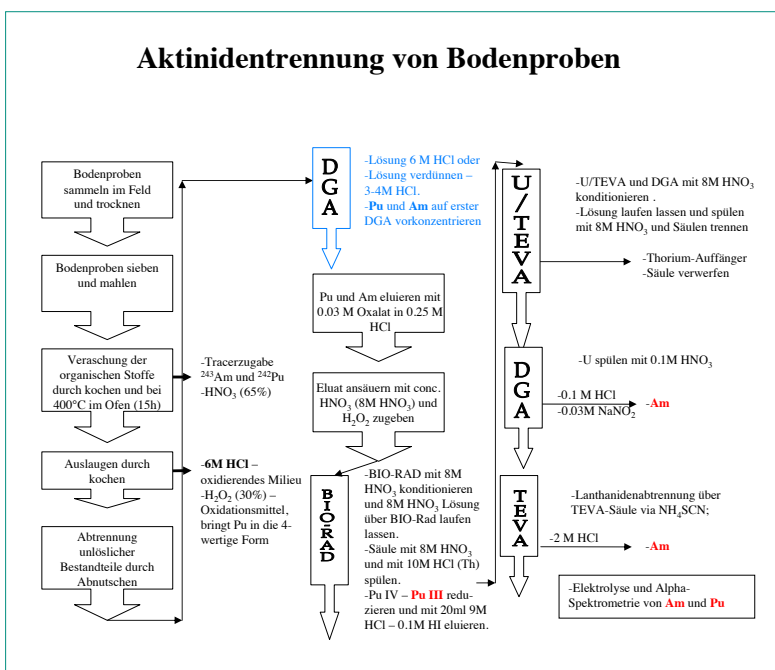
Probe	⁹⁰ Sr [Bq/g] (separate ⁹⁰ Sr-Methode)	Ausbeute [%]
Zwilag-Mischprobe 1999	5.97 (5.82)	83.63 (-)
Bezau 2011	1.23 (1.32)	66.01 (88.04)
Ukraine 2011	2.47 (2.19)	81.60 (90.86)
BAG Diesse 2011	3.62 2.48	47 47
BAG Fahrni 2011	3.79 3.50	76 74
BAG Allmendhubel 2011	9.53 8.69	46 50

Tabelle 1:
Vergleich der
Aktivitätskonzentrationen
und ⁸⁵Sr-Ausbeuten,
erzielt mit der
praktizierten und der
neuen Methode zur
Sr-Bestimmung.

dem Auslaugen einer Bodenprobe mit 100 ml 6M HCl wurde nach dem Filtrationsschritt die Lösung über 0.6 g offenes DGA-Harz laufen gelassen. Dieser Schritt bewirkt eine Vorkonzentration der Aktiniden, welche sehr stark auf der DGA adsorbieren (siehe Figur 8). Die Anwendung dieser Methode resultierte in Ausbeuten von > 80 % für ²⁴²Pu bei sieben verschiedenen Böden. Für ²⁴³Am gab es in der Tracerausbeute weiterhin grosse Schwankungen, und weitere Schritte zur Optimierung werden noch getestet.

Es wurde zusätzlich mit ⁸⁵Sr-Tracer getestet, ob aus der gleichen Probe auch noch eine ⁹⁰Sr-Bestimmung möglich wäre. Die 6M-HCl-Lösung wurde nach der DGA aufgefangen und eingedampft. Der Rückstand musste mit 5 ml conc. HNO₃ (65 %) gelöst und nochmals vorsichtig eingedampft werden. Danach wurde der Rückstand in 20 ml 8M

Figur 8:
Trennungsgang
von Plutonium und
Americium aus
Bodenproben mit
dem neuen DGA-
Vorkonzentrationschritt,
blau markiert.



HNO₃ gelöst und filtriert und mit 10 ml 8M HNO₃ gespült. In eine 1-cm-Ø-Bio-Rad-Säule wurde 1 g Sr-spec-Harz eingewogen und mit 5 ml 8M HNO₃ konditioniert. Die Säule wurde danach mit den 30 ml Filtratlösung beladen und mit 20 ml 8M HNO₃ gespült. Strontium wurde danach mit 10 ml 0.05M HNO₃ eluiert, eingedampft, mit 2 ml Toluolsulfonsäure gelöst, mit 18 ml Ultima Gold LLT gemischt und die Proben gemessen. Tabelle 1 zeigt deutlich, dass mit 30 g Boden die Aktiniden ^{239,240}Pu, ²³⁸Pu und ²⁴¹Am gleichzeitig mit ⁹⁰Sr bestimmt werden können, was bisher bei Bodenproben nicht möglich war.

(11/5) Optimierung einer radiochemischen Schnellmethode für die simultane Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Abwasserproben

Drei Typen von Experimenten wurden nach der Batch-Adsorption der Aktiniden an das für die Aktinidenelemente sehr selektive Adsorptionsharz ACTINIDE RESIN™ (Fa. Triskem Europe) und anschließender Filtration der wässrigen Phase durchgeführt:

- Transfer des Filters mit dem Filtrerrückstand in ein LSC-Vial, in dem 18 ml der Szintillationsflüssigkeit Ultima Gold™ vorgelegt wurden. Konsekutive Spülung des Randes der Filtrationsapparatur mit 2 ml Wasser, um das noch am Rand haftende Extraktionsharz quantitativ in das LSC-Vial zu transferieren. Vor der Messung wurde die Probe dann über Nacht stehen gelassen, damit sich das Filtermaterial (Cellulose) und die stationäre Phase vollständig auflösen konnten. Nach Homogenisierung des LS-Cocktails dann Messung im α/β-TriCarb-Spektrometer mit zuvor aufgenommener α/β-Spill-Over-Kurve für optimierte α/β-Separation. Diese Versuche ergaben durchwegs quantitative Ausbeuten, allerdings ergaben sich für trübe, gefärbt Abwasserproben Quencheffekte, die neben einer Energieverschiebung der α-Peaks mitunter auch eine signifikante Reduktion der Peakefficiency bis zu 50 % ausmachten. Für die meisten Abwasserproben konnten aber nahezu quantitative Ausbeuten erreicht werden (d.h. das Produkt aus chemischer Adsorptions-Ausbeute und Zählausbeute lag bei 8 von 10 Proben bei über 90 %).
- Ablösung des Harzes von der inerten Träger-substanz mit einem organischen Lösungsmittel

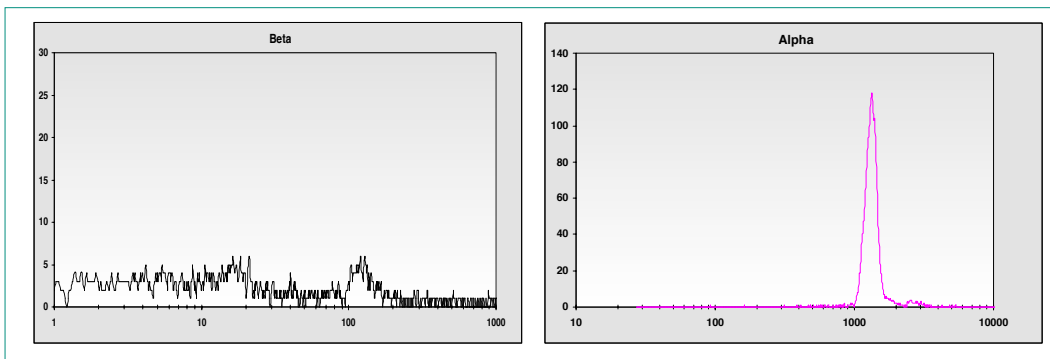
(Isopropanol), Mischung mit der LS-Szintillatorflüssigkeit Ultima Gold™ und anschließender LS-Messung. Diese Methode erschien zunächst die beste Schnellmethode zu sein, aber bei Abwässern mit hohem Schwebstoffanteil verstopften die Poren des Extraktionsharzes, und eine quantitative Ablösung des Extraktionsharzes von der Trägersubstanz (Amberlite) war nicht mehr möglich. Für Abwasserproben mit hohem Schwebstoffanteil wurden daher häufig nur Ausbeuten von 30 % erzielt.

3. Ablösung des Harzes von der inerten Träger-substanz mit einem organischen Lösungsmittel (Isopropanol) und anschließendem kompletten Eindampfen der organischen Phase und Zerstörung des Harzes mit starken Oxidationsmitteln ($\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}_2$), danach Auflösung des mineralisierten Rückstandes mit 2 ml HCl, Mischung mit LS-Cocktail, Homogenisierung und Messung. Diese Versuche brachten quantitative Ausbeuten für Abwässer mit geringem Schwebstoffanteil. Durch die Zerstörung des Harzes und vollständiger Afoxidation waren nun auch keine Quenchkorrekturen mehr notwendig. Wie bei Methode 2 liess sich auch hier das Harz nicht quantitativ vom Filter eluieren, wenn sich aufgrund eines hohen Schwebstoffanteils die Probe schlecht filtrieren liess.

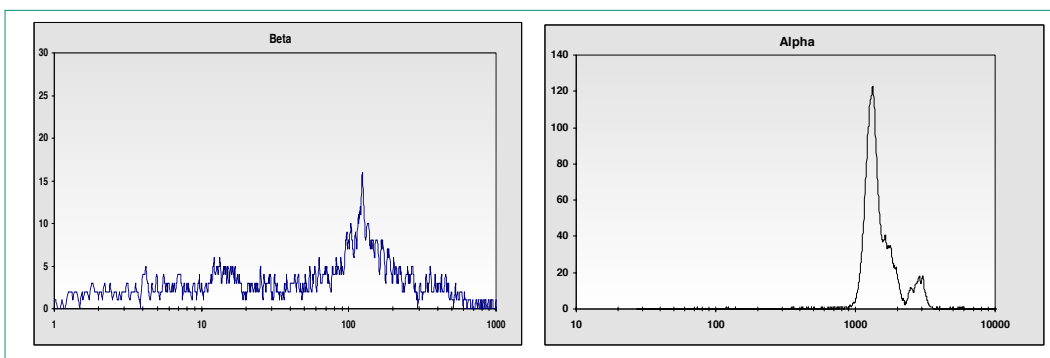
Schlussfolgerung: Methode 1 bringt mit dem geringsten Aufwand die besten Ergebnisse. Bei zu starken Quencheffekten (Kontrolle über Quench-Parametermessung) liefert die Methode jedoch keine quantitativen Ergebnisse. In solchen Fällen ist es besser, Aliquote der Abwasserproben wie bisher einzudampfen und direkt im hochauflösenden Alpha-Spektrometer zu vermessen. Allerdings sollte zur besseren Quantifizierung dieser klassischen Methode die Zähleffizienz der Messpräparate als Funktion des Proben-Flächengewichtes bestimmt werden.

(11/6) Einführung einer Analyse-methode zur Bestimmung von Pb-210/Po-210 und Ra-226/Ra-228 in Trink- und Mineralwässern

Seit einigen Jahren wird ein radiumselektives Filtermaterial der Firma 3M Empore, das sogenannte Rad Disk, vertrieben. Die vom Hersteller empfohlenen Anwendungen wurden in verschiedenen Labors zur Radium-Bestimmung in Mineralwässern getestet. Es wurde damit begonnen, mit dem Hidx 300 SL Spektren sowohl mit einem ^{226}Ra - als auch mit einem ^{210}Pb -Tracer aufzunehmen und die Messparameter zu optimieren. Um bei der Bestimmung von ^{228}Ra -Interferenzen im β -Fenster mit ^{210}Pb zu vermeiden, ist es notwendig, Blei vor der



Figur 9:
Messung 1 Stunde
nach Elution,
 ^{226}Ra im α -Fenster.



Figur 10:
Messung 1.5 Tage
nach Elution mit
Folgeprodukten
(β -Fenster mit ^{214}Pb ,
 α -Fenster mit ^{222}Rn ,
 ^{218}Po , ^{214}Po).

Elution von Radium abzutrennen. Der Versuchsablauf ist einfach: die Wasserprobe wird durch Zugabe von HNO_3 konz. auf 2M angesäuert und durch das Filter gesaugt. Die Elution von Blei erfolgt mit einer 0.2M Diammonium-Hydrogen-Citrat-Lösung, anschliessend werden die Ra-Isotope mit 0.25M alkalischer EDTA-Lösung eluiert. Das 20-ml-Szintillationsfläschchen wird mit OptiPhase Hisafe3 aufgefüllt. Die Messung erfolgt bis 2 Stunden nach der Elution, danach wird das Ergebnis durch Folgenuklide (siehe Figur 9 und 10) beeinflusst.

(11/7) Charakterisierung des PSI-Ganzkörperzählers mittels Messung und Simulation

Bei diesem in Zusammenarbeit mit dem IRA geführten Studien-Projekt geht es darum, die Effizienz des Ganzkörperzählers des PSI mit Monte-Carlo(MC)-Simulationen zu berechnen. Im Berichtsjahr 2010 wurde das von der IRA erstellte, virtuelle Modell des Messsystems durch Vergleich mit Messungen einfacher Geometrien im Ganzkörperzähler verifiziert. Die Messungen mit einfachen Geometrien wurden daraufhin auf komplexere Geometrien ausgeweitet, welche dann wiederum vom IRA im Berichtsjahr 2011 in Simulationsinputs «übersetzt» wurden. Diese Inputs wurden dann teils am IRA und teils vom PSI am Supercomputer CSCS gerechnet. Im Weiteren war eine gemeinsame Publikation über die Ergebnisse der Studie geplant, die nun leider durch unvorhersehbare Ereignisse in das Berichtsjahr 2012 verschoben wurde.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fand eine intensive Kollaboration in mehreren Teilprojekten mit dem Institut de Radiophysique (IRA) statt.

Bewertung 2011 und Ausblick 2012

Die Projektziele 2011 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Für das Jahr 2012 sind teils Weiterführun-

gen und teils neue Projekte geplant, die gemeinsam mit dem ENSI definiert werden.

Publikationen

- *H. Hoedlmoser, Ch. Schuler, G. Butterweck, S. Mayer*, Characteristics of the Neutron Irradiation Facilities of the PSI Calibration Laboratory, accepted for publication in AIP Proceedings of the 11th International Conference on Applications of Nuclear Techniques (Crete '11).
- *B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz und S. Mayer*, Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM10, PSI-Bericht Nr. 11-02, ISSN 1019-0643, Juni 2011.
- *M. Jaeggi, S. Roellin, J. Alvarado-Cortez and J. Eikenberg*, Determination of ^{241}Pu in nuclear waste slurries: a comparative study using LSC and ICP-MS. Appl. Radiation Isotopes (in press). Online available: doi:10.10.16/j.apradi-so.2011.10.005, 2011.
- *N. Thiollière, L. Zanini, J.-Ch. David, J. Eikenberg, A. Guertin, Yu. Konobeyev, S. Lemaire and S. Panebianco*, Gas production in the MEGAPIE spallation target. Nucl. Science & Engineering 169, 178-187, 2011.

Referenzen

- [1] *H. Hoedlmoser, Ch. Schuler, G. Butterweck, N. Chetelat, S. Mayer*, Characterization of the ^{241}Am -Be neutron source of the PSI calibration laboratory, PSI TM-96-11-02, 2011.
- [2] *H. Hoedlmoser, Ch. Schuler, G. Butterweck, A. Karcher, S. Mayer*, Characterization of the ^{252}Cf and $^{252}\text{Cf}(\text{D}_2\text{O})$ neutron source of the PSI calibration laboratory, PSI TM-96-11-15, 2011.
- [3] *H. Hoedlmoser, M. Boschung, K. Meier, S. Mayer*, Photon contribution of the ^{252}Cf and ^{241}Am -Be neutron sources of the PSI Calibration Laboratory, PSI TM-96-11-19, 2011.
- [4] *H. Hoedlmoser, O.S. Hetland, S. Mayer*, Influence of the ISO water slab phantom on the neutron field of a calibration source, PSI TM-96-11-24, 2011.

RC Experiment

Rock Mass Characterization

Author und Co-author(s)	R. Thoeny, F. Amann, E.A. Button, S. Loew
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Tel., E-mail, Internet address	+41 (0)44 632 23 12, reto.thoeny@erdw.ethz.ch
Duration of project	4 years

ABSTRACT

The main objective of the RC experiment is the characterization of mechanical rock mass properties of Opalinus Clay relevant for the scale of a repository drift. Of particular interest are the mechanical characteristics of pre-existing discontinuities such as faults or fault zones and their influence on stress redistribution in the near-field of the excavation. In 2008, a 5 m high horse shoe shaped profile was sequentially excavated between GM 94.5 and GM 121.5 of Gallery 08. This tunnel section was used to characterize the spatial and temporal evolution of the displacement field in the Opalinus Clay during and after tunnel construction. Complementing the in-situ experiment, a laboratory investigation program was conducted to improve our understanding of the failure process of intact Opalinus Clay. The synthesis of geological, laboratory and monitoring data contributes to a better understanding of the short- and long-term excavation-induced rock mechanical processes in a transversal isotropic and heterogeneous clay shale.

Monitoring of 3-dimensional displacements below the invert of Gallery 08 at GM 93.5 during and after excavation of the RC section revealed new results about the short- and long-term excavation-induced deformations. It was shown that magnitudes and orientations of displacement vectors along the vertical bore-

hole BRC-1 are extremely heterogeneous. In addition, the behaviour changes from the syn- to the post-excavation stage. The data suggests that displacement vectors are mainly influenced by the rock mass structure, the excavation-induced stress redistribution and eventually by swelling processes.

Continuous monitoring of 3-dimensional deformations derived from borehole BRC-2 in the north-eastern sidewall of the RC section, allowed the characterization of temporal and spatial deformation behaviour during and after tunnel construction. Deflectometer data showed significant reversible and irreversible variations in vertical and horizontal deflection during the syn-excavation stage, which are clearly associated with the occurrence of tectonic fault zones and the stress redistribution as a consequence of tunnelling.

Contour line plots derived from geodetic monitoring data revealed extremely heterogeneous displacement characteristics which is consistent with differential displacement maps obtained from high resolution laser scanning. The integration of the structural data together with the measured displacement field suggests that the observed deformation behaviour is the result of stress rotations close to the advancing face, the presence or absence of pre-existing discontinuities in the surrounding rock mass as well as their orientation and frequency.

Project goals

The primary objective of the RC experiment is to characterize the mechanical rock mass properties of Opalinus Clay relevant for the scale of a repository drift. Of particular interest are the mechanical characteristics of pre-existing discontinuities such as faults or fault zones and their influence on the stress redistribution in the near-field of the excavation. In 2008, a 5 m high horse shoe shaped tunnel section located between GM 94.5 and GM 121.5 of Gallery 08 was used to characterize the rock mass behaviour of Opalinus Clay during and after tunnel construction (Thoeny et al. 2010). Complementing the in-situ experiment, a laboratory investigation program was conducted to improve our understanding of the failure process of intact Opalinus Clay under different loading conditions (Amann et al. 2009 & 2010). The synthesis of geological, laboratory and monitoring data contributes to a better understanding of the short- and long-term excavation-induced rock mechanical processes in a transversal isotropic and heterogeneous clay shale, thus improving our ability to properly characterize this material for future project requirements.

Work carried out and results obtained

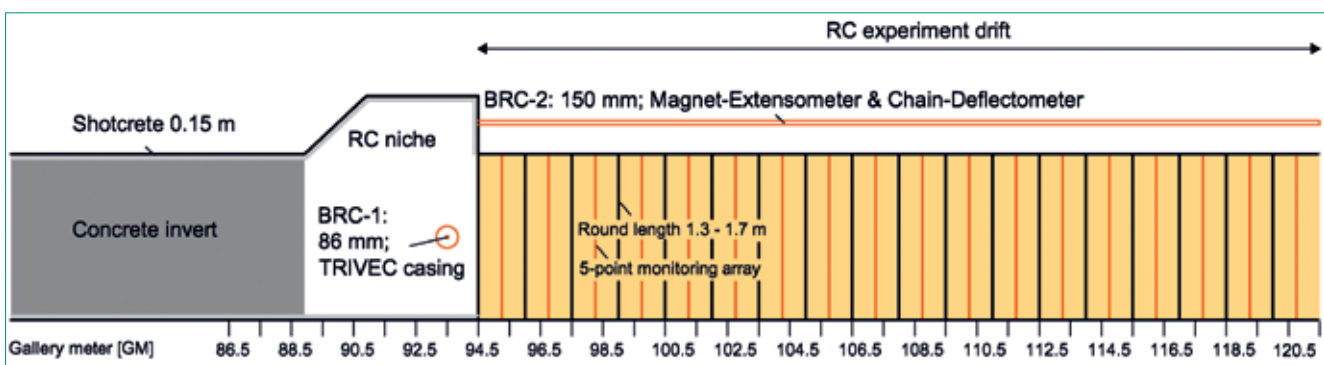
A set of continuous and periodically measured long-term monitoring data from BRC-1 and BRC-2 was analyzed to quantify long-term deformations in the near-field of the RC section (Figure 1). Large deformations at the borehole top of BRC-1 did not allow for further TRIVEC measurements after the last measuring campaign in February 2009. Therefore the monitoring period for the TRIVEC is

limited to 11 months. Magnet-Extensometer and Chain-Deflectometer measurements were terminated in May 2011 and cover a time span of 38 and 31 months, respectively. This time span is of particular interest for the performance of high-level nuclear waste emplacement drifts that will be backfilled about two years after their construction and emplacing of the waste canisters. In the context of the long-term heaving project, Swisstopo additionally performed high resolution leveling measurements during and after the construction of Gallery 08. Three measuring campaigns were conducted between April and June 2008 (Kistler 2008) and one was performed in January 2009.

Rock mass response below the tunnel invert

Monitoring of 3-dimensional displacements below the tunnel invert of Gallery 08 during and after excavation of the RC section, revealed new results associated with short- and long-term deformation behaviour. The cumulative displacement vectors projected in the direction of the tunnel axis from TRIVEC measurements in borehole BRC-1, located at GM 93.5 of Gallery 08, are presented in Figure 2. It can be seen that orientations and magnitudes of displacement vectors along the borehole axis are extremely heterogeneous and that the behaviour changes from the syn- to the post-excavation stage. Within the syn-excavation stage I (see Figure 2), most of the measuring points revealed displacement vectors normal to bedding and heaving rates up to 0.19 mm/day. This is in contrast to the relatively flat-laying displacement vectors of the uppermost and the central measuring point. During the syn-excavation stage II ongoing deformations were limited to these two measuring points with vertical displacements of 0.52 mm and 0.28 mm, respectively. These findings suggest a discrete

Figure 1:
Plan view of the RC experiment showing instrumentation and relevant boundary conditions.



block displacement related to localized deformations between 3 and 4 m depth. Repeat measurements conducted 199 days (post-excavation stage I) and 270 days (post-excavation stage II) after completion of the RC section indicate considerable heaving within the uppermost 4 m. The magnitude of the integrated vertical displacement for this borehole section was 4.9 and 5.3 mm, respectively, with displacement vectors oriented normal to bedding. In February 2009, the integrated vertical displacements along the borehole was 7.3 mm, which is consistent with geodetic measured heaving magnitudes of 7.2 mm and 6.3 mm recorded in January 2009 at GM 79.5 and GM 111.1, respectively (personal communication M. Kistler, Swisstopo).

The results clearly show that excavation-induced deformations exceed a depth of 7 m. Both, the magnitude and orientation of the displacement vectors are related to rock mass structure and the excavation progress. In the long-term, significant deformations are limited to the uppermost 4 meters and contribute substantially (up to 90 %) to the total invert heaving. The findings obtained in this study suggest two different deformation processes below the tunnel invert: 1) deformations associated with the stress redistribution as a consequence of tunnelling, and 2) swelling of clay minerals. The latter process is supported by swelling laboratory tests conducted by Vögtli and Bossart (1999). Their results showed significant anisotropic swelling behaviour with higher swelling pressures (up to 2 MPa) and swelling heaves normal to bedding. The anticipated swelling behaviour in the post-excavation stage is also supported by the observed time-dependent cracking of the invert slab in older galleries in the Mont Terri underground rock laboratory. The data also suggest that the depth range where long-term deformations occur is to a certain extent influenced by the initial deformation characteristics associated with the excavation process.

Rock mass response in the side wall of the RC section

Deflectometer data from borehole BRC-2, located in the NE sidewall of the RC section, are plotted in Figure 3 as cumulative horizontal and vertical deflections. Negative values correspond to deformations towards the tunnel in case of horizontal deflections and downward directed deformations in

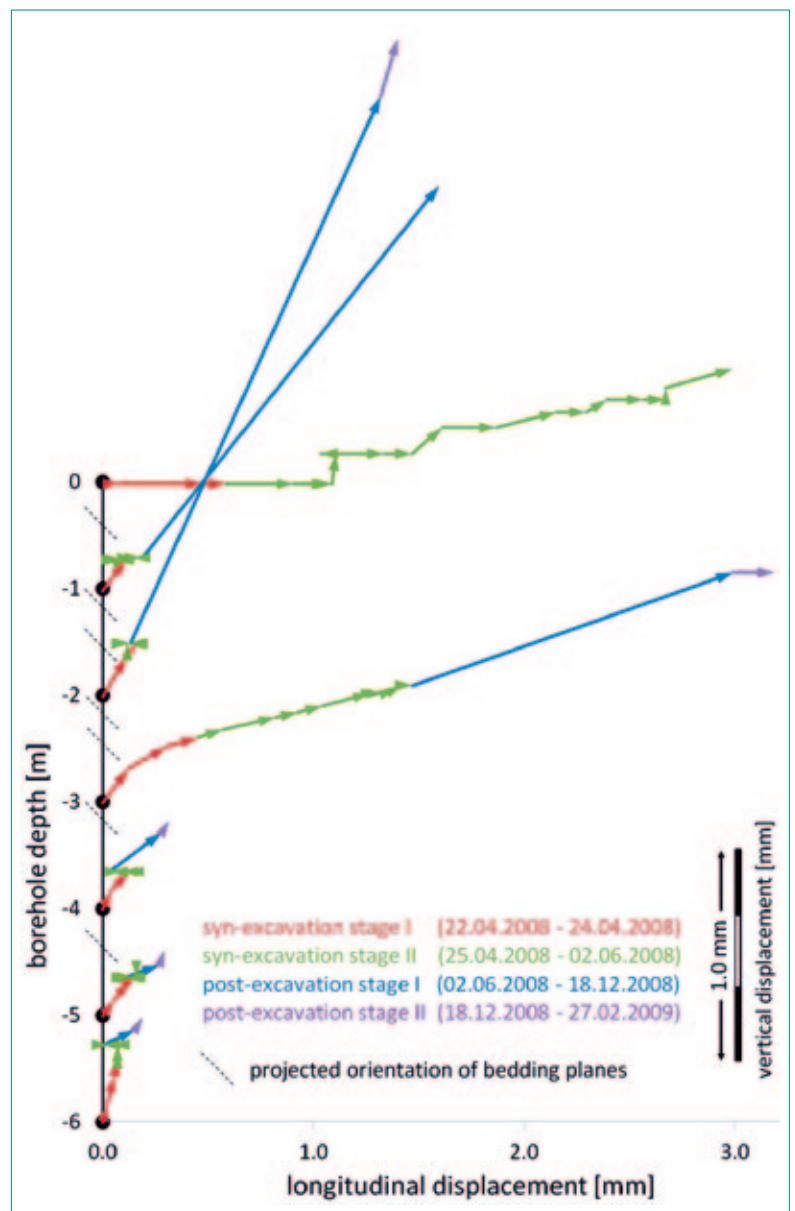
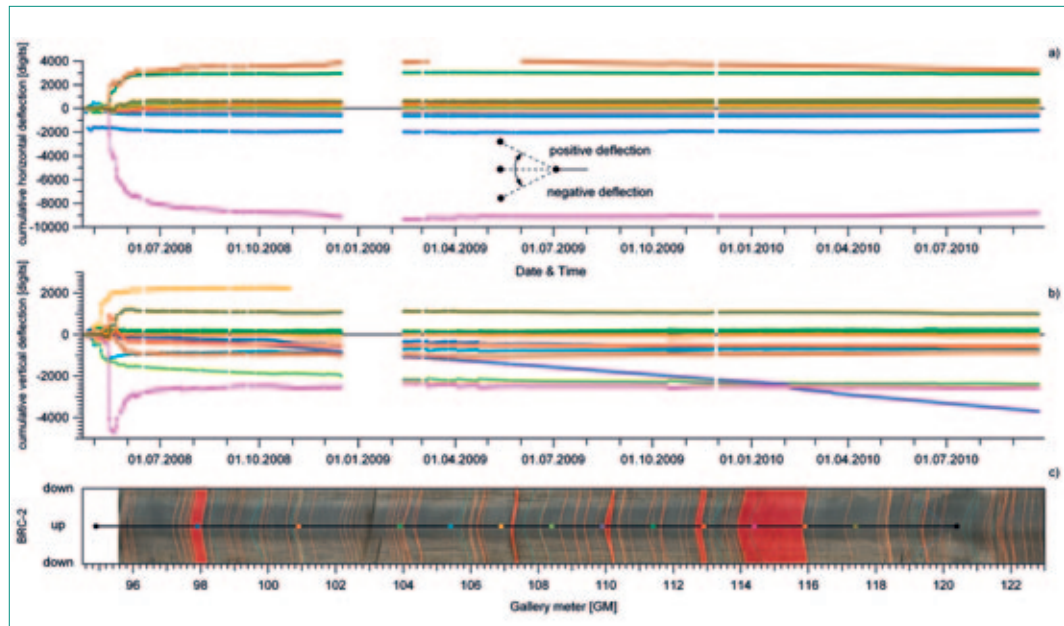


Figure 2: Longitudinal components of displacement vectors during the syn- and post-excavation stage derived from TRIVEC measurements in borehole BRC-1.

case of vertical deflections. The horizontal component of deflection typically shows much higher values than the vertical component, and is permanent. The most significant horizontal deflections occurred close to the start niche and in the tunnel section where the main fault intersects the gallery. Vertical deflections showed generally smaller values and were partially reversible for some of the measuring points. This reversible behaviour was most dominant for the measuring points within the main fault, which suggests reactivation of internal shear planes. This is consistent with corresponding changes in interval length obtained from the Magnet-Extensometer (Amann et al. 2010). Figure 3 shows that largest variations in horizontal and vertical deflection were measured during

Figure 3:

Time series of each measuring point of the Chain-Deflectometer presented as cumulative
a) horizontal deflections
b) vertical deflections.
c) Optical televiewer image of the borehole BRC-2 with the identified geological structures and the positions of the measuring points of the Chain-Deflectometer.



the syn-excavation stage between the 21st of April and the 2nd of June 2008. This is explained by the advancing tunnel face and the resulting kinematic freedom, especially in horizontal direction. In the long-term, small variations in deflection were limited to weaker fault zones and last until the end of the measuring period. For measuring points located in less fractured rock mass, cumulative horizontal and vertical deflections revealed constant values after completion of Gallery 08 at the end of December 2008. The linear decrease in vertical deflection for the measuring point at GM 110 (Figure 3 b) is not consistent with the data derived from the Magnet-Extensometer. Since this strong deflection is also not compensated by the adjacent measuring points, it might be a measuring error.

Spatial and temporal analysis of tunnel wall displacements

Figure 4 shows two different representations of unwrapped contour line plots of cumulative settlements monitored at the crown and at the sidewalls during a face position at GM 124. Positive values correspond to heaving and negative values show settlements. Evaluation of the entire RC section revealed that the general deformation behaviour indicate settlements at the roof and the upper sidewall prisms, and heaving of prisms close to the tunnel invert. Deviations of this behaviour were observed close to the tunnel face and in tunnel sections containing faults or fault zones. In Figure 4 the displacement pattern between GM 110

and GM 115 is clearly associated with the intersection of the main fault with Gallery 08. The significant increase of settlements at the crown prior to and behind of the main fault, provides evidence of stress concentrations in the adjacent rock mass. Reactivation of the main fault as consequence of stress redistribution is demonstrated by the highly deformed zero line at the fault zone boundaries. In tunnel sections close to the face, settlements were mainly limited to the crown and did not affect the upper side wall prisms. This suggest that the displacement field within approximately one tunnel diameter behind the face is the result of stress rotations close to the advancing face and the constrained kinematic freedom associated with the tunnel face.

The result gained from all these deformation monitoring systems will be used to derive a 3-dimensional understanding of the short- and long-term geomechanical processes in the rock mass surrounding a deposition gallery. Continuous displacement monitoring during and after construction of the RC section provides essential data to investigate the spatial and temporal evolution of the displacement field in a transversal isotropic and heterogeneous clay shale. In general, the data revealed extremely heterogeneous displacement characteristics, which are consistent with differential displacement maps obtained from high resolution laser scanning. The integration of the structural data together with the measured displacement field suggests that the observed deforma-

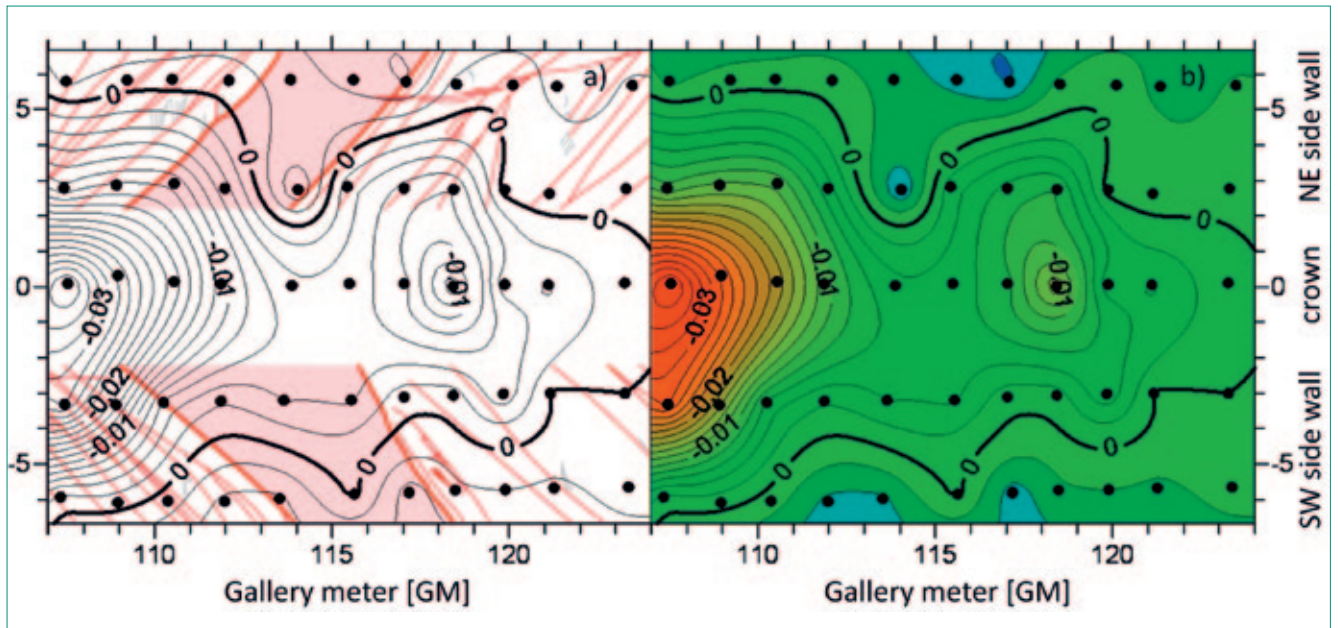


Figure 4: Unwrapped contour line plots of cumulative settlements given in meter a) underlain by the geological map and b) color-coded. The contour line plots show the influence of the main fault crossing the RC section and the impact of stress rotations on the displacement field around the tunnel face. Positive values correspond to heaving and negative values show settlements.

tion behaviour is the result of stress rotations close to the advancing face, the presence or absence of pre-existing discontinuities in the surrounding rock mass as well as their orientation and frequency.

Carbonate content versus strength

Amann et al. (2010) showed on a series of Brazilian Tensile Strength tests (BTS) that the tensile strength of Opalinus Clay specimens tends to increase substantially with decreasing water content. The relationship between the mass fraction of carbonate and BTS was studied using specimens with a saturation of $S_w = 1.0$ to eliminate strength alterations due to the state. It was shown that the

carbonate content has no influence on the BTS. Carbonate in Opalinus Clay can entirely be related to shell fragments or bioclasts (Klinkenberg et al. 2009).

However, recent carbonate analyses of specimens used for unconfined compressive strength tests (Amann et al. 2011a) revealed that the UCS of specimens with $S_w = 1.0$ tend to decrease with increasing carbonate content (Figure 5). These findings are consistent with the findings of Klinkenberg et al. (2009). They postulated that in Opalinus Clay specimens with higher content of isolated coarse bioclasts and (thus carbonate content) micro-fractures can interact and coalesce more easily and the rupture stress is smaller compared to specimens with less shell fragments. Therefore the variability in UCS of saturated specimens can be related to differences in the total content of heterogeneities, which control to a certain extent the probability of interaction and coalescence of micro-cracks.

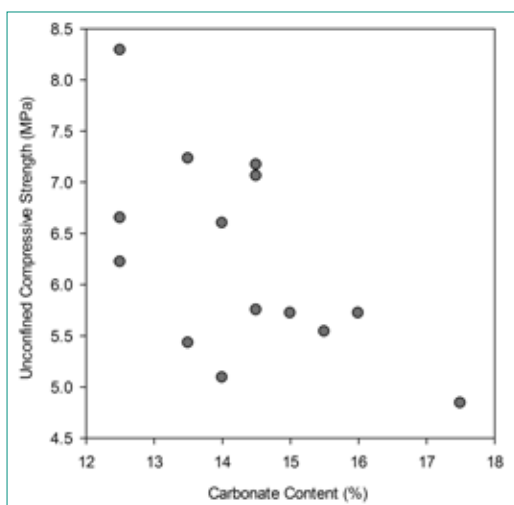


Figure 5: Relationship between unconfined compressive (UCS) strength on mass content of carbonate. All specimens revealed a saturation degree of 1.0.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the RC experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. Swisstopo is the second cost-sharing partner of the RC experiment and carried out geological mapping of the RC section and core logging of BRC-1, BRC-2, BRC-3 and BRC-4. In the context of the long-term heaving project, Swissto-

po additionally carried out 4 high resolution geodetic measurement campaigns in the Gallery 08.

International Cooperation

The institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI are the following: 1) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Germany; 2) Chevron ETC, USA.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

During 2011 borehole-based monitoring data were analyzed and revealed a series of relevant new findings regarding short- and long-term deformation processes in the near-field of the RC section. These findings are consistent with the temporal and spatial displacement behaviour at the tunnel walls derived from geodetic measurements and laser scans. The next phase of the project will be spent for further interpretation and compilation of field data as well as for HM-coupled numerical analysis of identified geomechanical processes. The mechanical model will be based on back-calculated properties, which are consistent with the measured stress-strain behaviour of Opalinus Clay under compressive loading conditions. In addition, unconfined compressive strength test on intact Opalinus Clay samples with predefined saturation will be done to investigate the influence of saturation degree on the elastic properties, brittle failure behaviour and rupture strength in a systematic manner. The results of these tests may assist the interpretation of the short-term behaviour of Opalinus Clay.

Publications

- *F. Amann, E.A. Button, K.F. Evans, V.S. Gischig, M. Blümel (2011a)*, Experimental study of the brittle behaviour of clay shale in rapid unconfined compression. *Rock Mech Rock Eng.*
- *F. Amann, P.K. Kaiser, E.A. Button (2011b)*, Experimental study of brittle behaviour of clay shale in rapid triaxial compression. *Rock Mech Rock Eng.*

- *F. Amann, R. Thoeny, P.K. Kaiser, E.A. Button (2011c)*, Insight into the brittle failure behaviour of clay shales in unconfined and confined compression, paper presented at the 45th US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium 2011, San Francisco, CA, American Rock Mechanics Association, ARMA 11-536.
- *C. Nussbaum, P. Bossart, F. Amann, C. Aubourg (2011)*, Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). *Swiss J Geosci (2011) 104*: 187–210.

References

- [1] *R. Thoeny, F. Amann, E.A. Button (2010)*, Ground conditions and the relationship to ground behaviour – a new mine-by project in Opalinus Clay at Mont Terri rock laboratory, paper presented at European Rock Mechanics Symposium 2010, Lausanne, Switzerland, Rock Mechanics and Environmental Engineering, edited by Zhao, Labious, Dudt and Mathier, Taylor & Francis Group, London, ISBN 978-0-415-58654-2.
- [2] *F. Amann, E.A. Button, R. Thoeny, S. Loew (2009)*, RC Experiment, Rock Mass Characterization, ENSI Research and Experience Report 2009, p. 171–179.
- [3] *F. Amann, R. Thoeny, E.A. Button, S. Loew (2010)*, RC Experiment, Rock Mass Characterization, ENSI Research and Experience Report 2010, p. 197–202.
- [4] *M. Kistler (2008)*, Geodetic survey in RC section, Technical Note, TN 2008-66, Swisstopo, Switzerland.
- [5] *B. Vögtli and P. Bossart (1999)*, Swelling Experiments (DT). Mont Terri Rock Laboratory, Results of the hydrogeological, geochemical and geotechnical experiments performed in 1996 and 1997, *Geol. Rep. Swiss natl. hydrol. Geol. Surv.* 23.
- [6] *M. Klinkenberg, S. Kaufhold, R. Dohrmann, S. Siegesmund (2009)*, Influence of carbonate microfabric on the failure strength of claystones. *Engineering Geology*, 107: 42–54.

Climate Modelling of the Weichselian Glacial Period

Author and Co-Author(s)	D. Hofer, C.C. Raible
Institution	Klima- und Umweltphysik, Universität Bern
Address	Sidlerstrasse 5, 3012 Bern
Tel., E-Mail, Internet address	+41 (0)31 631 44 50, dhofer@climate.unibe.ch, www.climate.unibe.ch
Duration of project	July 1, 2010 to May 31, 2012

ABSTRACT

The project was launched in 2010 to assess the impact of different glacial boundary conditions on the atmospheric dynamics and the precipitation pattern in the European region. Changes in the precipitation pattern during glacial periods are important as they steer the growth of glaciers and thus, the potential of deep erosion, which has to be considered in the planning of deep geological repositories for radioactive waste.

Using a global climate model a set of sensitivity simulations with different glacial boundary conditions has been conducted considering two states of the Weichselian glacial period, namely the maximum glaciation around 21 ka ago and an earlier state around 65 ka ago. By comparing the simulations the sensitivity to changes in the ice sheet distribution, in the radiative forcing, and in the prescribed time-varying lower boundary conditions are investigated.

The strongest differences in precipitation and atmospheric circulation are found for simulations with different heights of the Laurentide ice sheet. A large altitude of this ice sheet leads to a southward displacement of the storm track

in the North Atlantic region. These changes in the atmospheric dynamics generate a band of increased precipitation in the mid-latitudes across the Atlantic to southern Europe in winter, while the precipitation pattern in summer is only marginally affected. The impact of the radiative forcing differences between the two glacial states and of the prescribed time-varying lower boundary conditions are of second order importance compared to the one of the Laurentide ice sheet. They affect the atmospheric dynamics and precipitation in a similar but less pronounced manner as the topographic changes, i.e., in simulations with lower temperatures in the northern part of the North Atlantic – due to radiative forcing or sea surface temperatures –, the storm track is displaced southwards and the precipitation is to some extent increased in the band across the Atlantic to Southern Europe.

Even though Switzerland is located just at the edge of the area, where the topographically induced changes in mean precipitation are statistically significant, the results give a hint how accumulation rates could change also over Switzerland.

Project goals

Deep geological repositories for radioactive waste need to be save for up to one million years. For such a long perspective glacial periods and the potential influence of deep erosion due to glaciers have to be considered for the repository sites. The aim of this project is to investigate the impact of different glacial boundary conditions on the atmospheric dynamics and the precipitation pattern, and to identify the influence of the changes on the glaciers in Switzerland.

Work carried out and results obtained

Experimental setup

The project is based on simulations with a global atmosphere general circulation model (Community Climate System Model version 4, [1]) with prescribed sea surface temperatures (SST) and sea ice extent. The model is run in a $0.9^\circ \times 1.25^\circ$ horizontal resolution and the prescribed lower boundary conditions are taken from simulations with a fully-coupled but lower resolved atmosphere-ocean general circulation model.

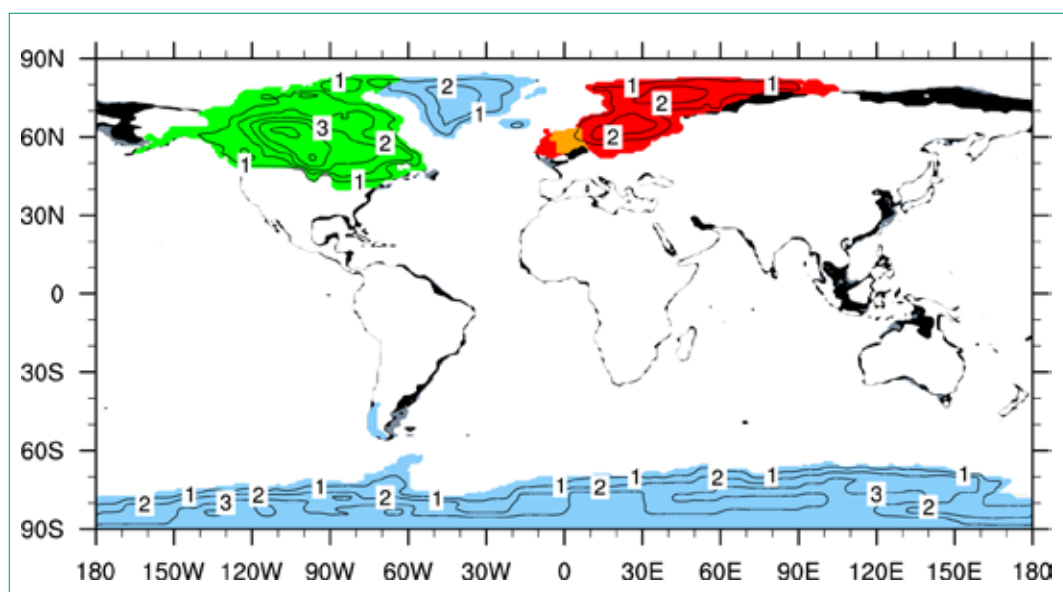
To investigate the sensitivity of the glacial climate to changes in the boundary conditions a set of nine time-slice experiments is conducted considering four different periods: present-day (1990 AD; 1 simulation), preindustrial (1850 AD; 1 simulation), Last Glacial Maximum (21 ka ago, LGM;

2 simulations), and Middle Weichselian (65 ka ago, MW; 5 simulations). In all cases the time-slice experiments represent equilibrium states. The seven glacial simulations allow to investigate the sensitivity to the SST and sea ice distribution, to the external forcing (orbital and greenhouse gases), and to the ice sheet distribution.

The influence of the ocean surface forcing is analyzed using the two LGM simulations (called LGM1 and LGM2) as they differ only in this aspect. To investigate the impact of the radiative forcing the LGM simulations are compared to a MW simulation with the same ice sheet topography as in LGM (MWLGM). Finally, four different ice sheet topographies are applied in the other MW simulations. The two simulations of the recent past are used only as reference states for the changes found in the glacial simulations (PD = present-day, PI = pre-industrial).

For the four time periods, the values for the Earth's orbital parameters are calculated according to [2] and the concentrations of the greenhouse gases are estimated from ice core measurements. The topography and the coastlines for the glacial simulations are based on the ICE-5G reconstruction of [3] for LGM, which corresponds to a sea level change of 120 m. However, for the MW simulations (except MWLGM) the total ice mass is reduced – by lowering the height of the ice sheets – to the equivalent of a 80 m sea level change. The reduction is applied either evenly (MWLIN), mostly to the Fennoscandian ice sheet (MWEU), only to the Laurentide ice sheet (MWUS), or to the Lau-

Figure 1: LGM ice sheet extent (all colored areas) and thickness (contours, interval 1 km), and additional land areas in MW (black) and LGM (black and gray). The different colors indicate the regions of the strongest reduction of the ice sheet height in the MW simulations compared with the LGM one (see also text): red and orange for MWEU, green for MWUS, and green and orange for MWNS. The coastlines and ice sheets for LGM are based on ICE-5G [3]. The shift of the coastlines (shown as the boundary of 50% land fraction) corresponds to a sea-level change of 80 m (MW) and 120 m (LGM).



rentide ice sheet and additionally the ice sheet of the Nordic Sea is removed (MWNS). An overview of the ice sheet topography and the different areas of the reduction is presented in Fig. 1.

Other boundary conditions (e.g., aerosols and vegetation) are generally kept at the preindustrial values in the glacial simulations.

Evaluation of the LGM climate state

Before focusing on the results of the sensitivity experiments, the model's ability to generate a reasonable glacial climate state is investigated. To do so we compare the surface air temperature (SAT) and the precipitation in the LGM simulations with other LGM simulations and with climate reconstructions [4].

The global mean SAT in LGM1 and LGM2 is reduced by 4.45 °C and 5.55 °C with respect to PI, respectively. This is consistent with other models that show a cooling in the range of 3.6 °C to 5.7 °C [5]. The simulated cooling is more pronounced in the mid- and high-latitudes, while the temperatures in the tropical regions are less affected (Fig. 2).

For the European sector the simulated cooling in both simulations is mostly within the 90 % confidence interval of the reconstruction for the annual mean and also for January temperature. For July, however, the temperature changes are generally overestimated in the simulations.

Similar to the SAT, the global mean precipitation is reduced in the LGM (in the order of 10–15 %). Apart from a general drying, several regions with positive anomalies occur, namely at the western

coast of Europe and North America, in a band at 35°N across most of the Atlantic and in some regions at the edges of the major ice sheets. As for SAT the large-scale precipitation anomaly pattern is consistent with the multi-model mean of [5].

For the precipitation the uncertainties in the reconstruction are large so that only at one location in the Pyrenees the anomaly is significantly different from the present. Due to the large uncertainties the simulated precipitation anomalies are consistent with the reconstruction at most locations. To summarize the large-scale feature of the simulated SAT and precipitation anomaly patterns for LGM are consistent with other simulations. In Europe the results are also mostly within the large confidence intervals of reconstructed continental temperature and precipitation anomalies except for summer SATs. No evidences are found that one of the two LGM simulations lead to a much better agreement with the reconstruction.

Impact on temperature and precipitation

a) Sensitivity to the ocean surface and the radiative forcing

The climate state in the three simulations that have the LGM ice sheet height implemented (LGM1, LGM2 and MWLGM) are compared for the North Atlantic region to assess the influence of differences either in the ocean surface forcing or in the radiative forcing.

The annual mean SAT difference patterns between LGM1/LGM2 and PI agree on the major characteristics of the changes. The strongest differences be-

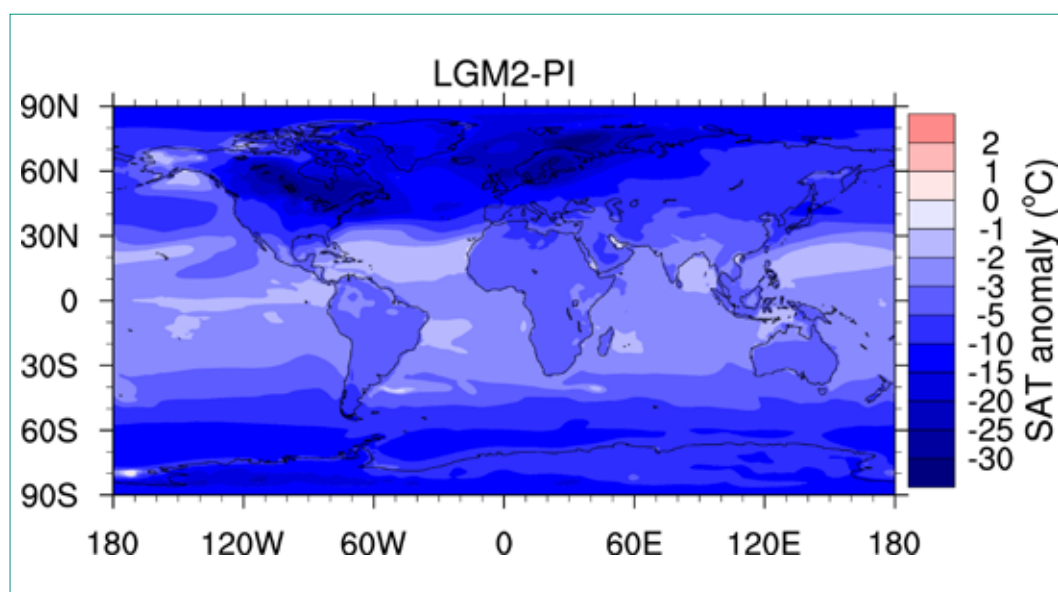
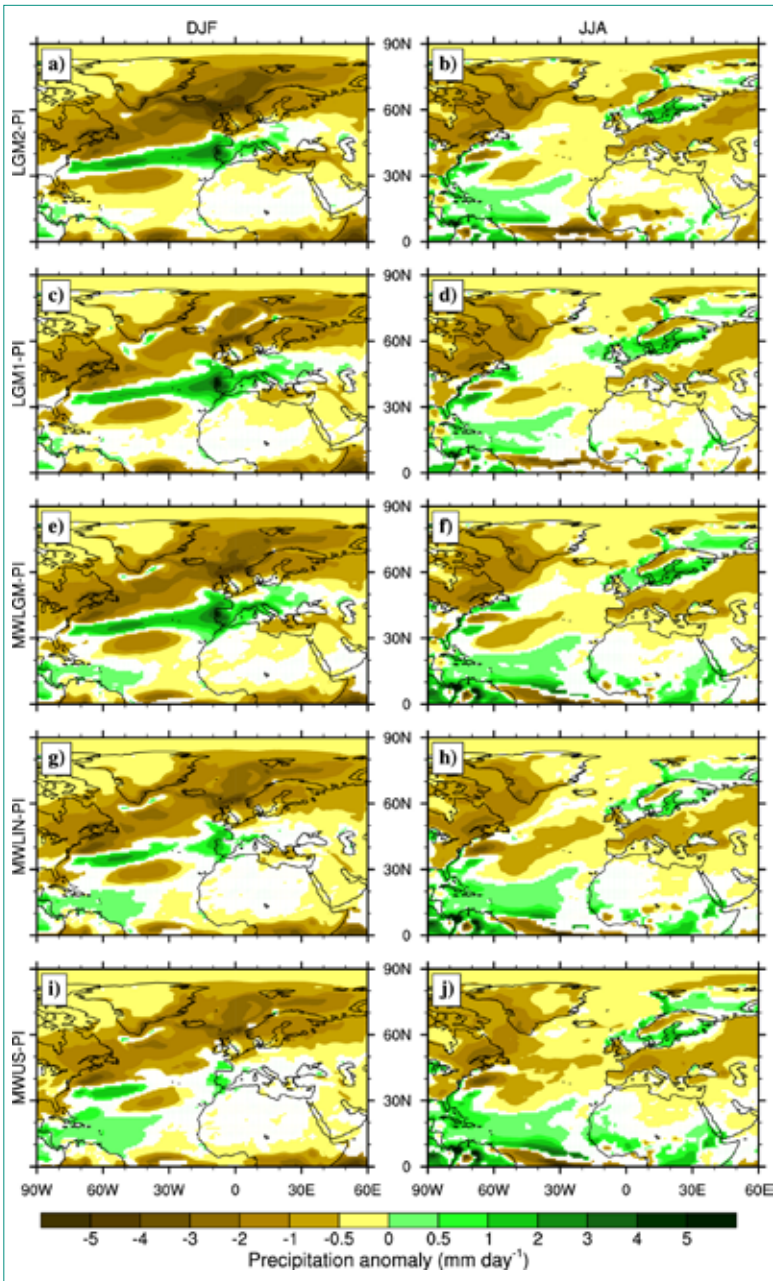


Figure 2: Annual mean surface air temperature differences between LGM2 and PI. Only values that are statistically significant at the 5% level based on the two-sided Student's t test are colored.

tween LGM1 and LGM2 are found for the North Atlantic region especially in winter (December–January–February, DJF), which is due to the prescribed ocean surface that differs the most in this area. In LGM2 the winter sea ice extends as far south as 40°N and the Nordic Seas are widely covered by ice leading to a strong regional decrease of SATs compared to PI. In contrast, the less extensive southward sea ice extent in LGM1 leads to a much less pronounced cooling, so that the two LGM simulations differ by up to 30 °C over the ocean especially in the Nordic Seas. As a further consequence the cooling in Europe downstream of the strong anomaly is less pronounced in LGM1.

Figure 3: Winter (DJF) and summer (JJA) precipitation anomalies with respect to PI for LGM2 (a and b), LGM1 (c and d), MWLGM (e and f), MWLIN (g and h), and MWUS (i and j). Only values that are statistically significant at the 5% level based on the two-sided Student's t test are colored.



As for the temperature the large-scale annual mean precipitation anomaly patterns of the LGM simulations with respect to PI agree well. In the North Atlantic region the anomaly patterns for DJF and summer (June–July–August, JJA) share the main characteristics, namely generally drier conditions except for a band of increased precipitation between 30° to 40°N reaching from the eastern coast of North America to the Mediterranean in winter and for some tropical region and parts of the Fennoscandian ice sheet in summer (Fig. 3a–d). At most locations in the mid- and high-latitudes the anomalies are larger in winter than in summer and the differences between LGM1 and LGM2 are more pronounced in winter. Compared to LGM2 the DJF precipitation in LGM1 is increased in the northern North Atlantic, in the Nordic Seas, and in parts of the Mediterranean, while a decrease is found at the lee side of the Fennoscandian ice sheet.

The impact of the radiative forcing changes between the LGM and MW leads to similar differences as for the ocean surface. The global mean SAT in MWLGM is 0.8 °C higher than in LGM2, but slightly lower than in LGM1, and the annual mean SAT pattern is close to the ones in the LGM simulations. As the northeastern part of the Atlantic and the Nordic Seas are only partially covered by sea ice in winter, the strongest anomalies with respect to LGM2 are located in this region. Generally, the anomaly pattern is similar to the one for LGM1, but with reduced amplitude especially around Newfoundland. Apart from the North Atlantic the changes correspond to the forcing, i.e. the southern hemisphere is slightly cooler in MWLGM due to a strong reduction of solar insolation that overcompensates the increased GHGs forcing. For JJA, the SATs are globally higher in MWLGM in agreement with the higher insolation and the increased GHG concentrations.

The global mean precipitation in MWLGM is of similar strength as in LGM1 and the spatial distributions of the anomalies with respect to PI resembles the ones of the LGM simulations for the annual mean as well as for DJF and JJA (Fig. 3e and f). The winter precipitation difference pattern LGM2-MWLGM is similar to the pattern LGM2-LGM1, but with reduced amplitudes especially in the surrounding of Newfoundland. In contrast, for summer precipitation the pattern of LGM2-MWLGM differs from the one of LGM2-LGM1 showing a re-

duced precipitation over the tropical Atlantic and a northward shift of the significant mid- and high-latitude changes in precipitation.

Overall, the different ocean surface forcings for LGM1 and LGM2 do not fundamentally alter the large-scale precipitation anomaly patterns compared to PI, even though the impact on winter SATs is strong. The main difference between the simulations is a modulation of the amplitude in several regions, e.g. in the Nordic Seas. The effect of the changed radiative forcing in MWLGM globally affects SATs and also the precipitation in the tropics, but it is not possible to directly address its impact on the precipitation in the North Atlantic region as the major differences seen in this region can be at least partly related to changes in the ocean surface.

b) Sensitivity to ice sheet height

The impacts of the topography, i.e., the height of the ice sheets, on the atmospheric dynamics and the precipitation pattern are investigated using the four MW sensitivity simulations (MWLIN, MWEU, MWUS and MWNS). The comparison of these results to the sensitivity to ocean surface or radiative forcing changes enables us to categorize the processes with respect to their relevance in being responsible for precipitation changes over Europe.

As the mean altitude in the MW simulations is reduced compared to the LGM topography (due to the lowering of the ice sheets), the global mean SATs in the four simulations are slightly higher than in MWLGM. Generally, the strongest SAT differences between the simulations are found in regions where the altitudes are changed. Over the ocean, the only significant difference between the MW simulations is a warming (compared to MWLGM) in winter between 40° and 50°N across the North Atlantic that is most pronounced in MWUS and MWNS reaching up to 8 °C.

The global mean precipitation is not affected by the topography changes and does not significantly differ in the MW simulations. Regarding winter precipitation, however, a strong impact of the height of the ice sheets is evident (Fig. 3g and i). The band of positive precipitation anomalies in the mid-latitudes that occurs in all three LGM topography simulations is reduced and the reduction is stronger the more the Laurentide ice sheet is lowered. While the significant anomalies are only slightly diluted in MWEU (Laurentide ice sheet

height at 76 % of the LGM value), they are strongly reduced in MWLIN (height at 67 %) especially in the eastern part and do no longer form a continuous band. In MWUS and MWNS (height at 46 %) the positive precipitation anomalies are limited to the western part between 40°W to 70°W except for a few small patches around Spain in MWUS. The discrepancy between MWUS and MWNS around Spain is attributed to internal variability, as the difference between the two simulations is not significant in this region. Additionally, in other areas precipitation anomalies consistently change with the height of the Laurentide ice sheet. A lower altitude of the Laurentide ice sheet corresponds to a precipitation increase over the eastern part of its slope, in the Labrador Sea and in the North Atlantic at 20°N. The impact of the Fennoscandian ice sheet is less pronounced and mainly affects the precipitation at its southeastern slope of the ice sheet. There, the precipitation is significantly increased in the simulations with a lowered altitude of the Fennoscandian ice sheet compared to MWLGM while no significant changes are found for MWUS and MWNS.

For summer precipitation the differences between the four simulations are much smaller and not significant for most regions (Fig. 3h and j). The few significant changes point to a similar but much weaker impact of the Laurentide ice sheet as in the winter with increased precipitation in the high-latitudes and a band of reduced precipitation across the Atlantic compared to MWLGM, but overall the anomaly patterns are similar for all MW simulations.

Analyzing the MW simulations indicates a strong impact of the topography on the winter precipitation pattern. For most of the anomalies in the North Atlantic region the height of the Laurentide ice sheet is identified as the dominant factor. Together with the changed winter SATs over the North Atlantic – even though the lower boundary forcing is the same – the results suggest a change of the atmospheric dynamics.

Importance of the atmospheric dynamics

To investigate the impact of the boundary conditions on the synoptic scale variability in our simulations two different methods are considered: an Eulerian measure, which is defined as the band-pass filtered (2.5–6 days) standard deviation of the 500 hPa geopotential height [6] and a Lagrang-

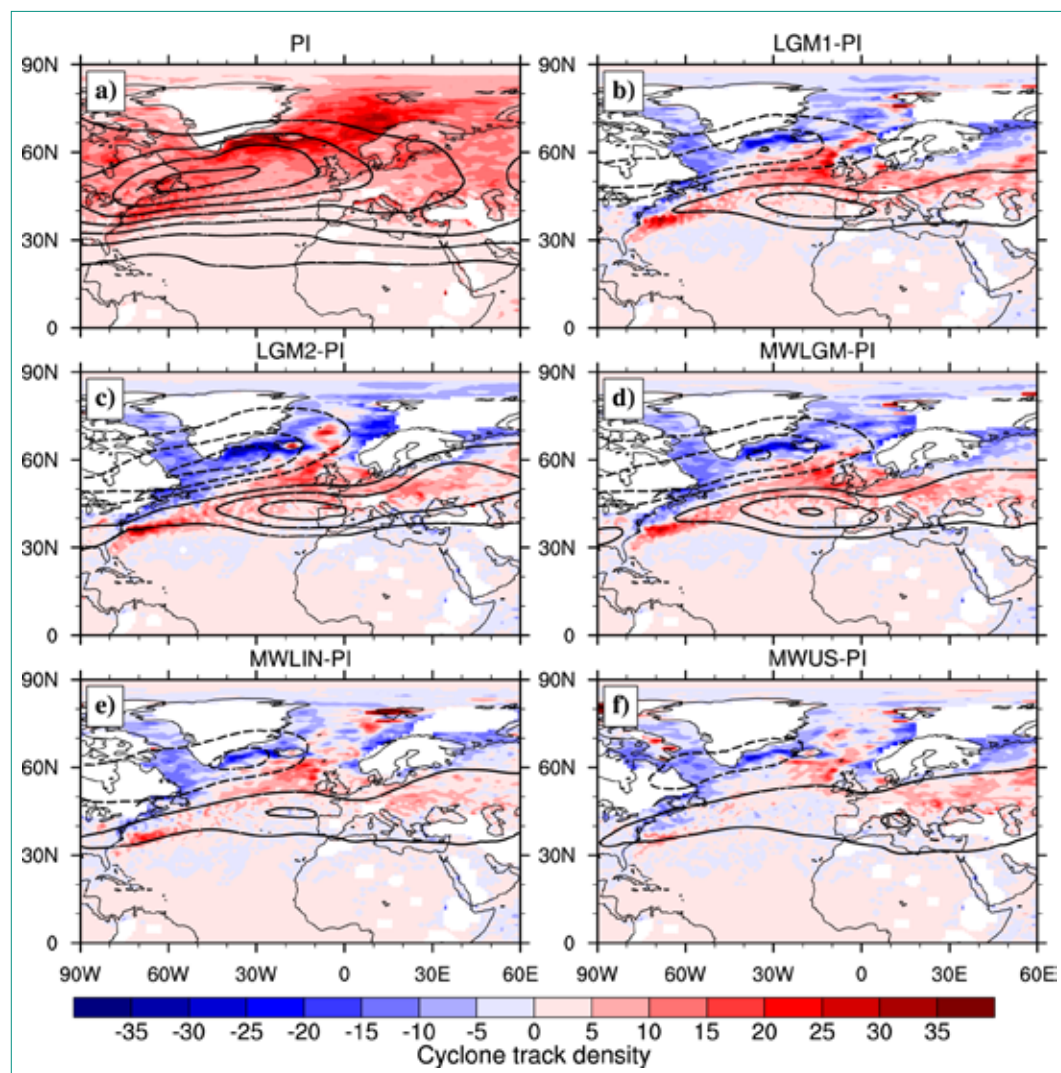
ian method, where the storminess is estimated based on the trajectories of low-pressure systems at 1000 hPa geopotential height [7]. Both methods are applied to 6-hourly data. For the Lagrangian approach only low-pressure systems are considered that have a life-time of at least one day and whose mean gradients around the minimum (radius of 1000 km) exceed 100 gpm per 1000 km during the life cycle. Additionally, cyclones in regions where the terrain height is above 1000 m are excluded due to potential extrapolation errors in the 1000 hPa geopotential height field.

For PI the Eulerian measure exhibits a maximum over Newfoundland extending eastwards to the ocean and the cyclone track density is high in the region from the northwestern North Atlantic to the south of Greenland, around Iceland and in the Nordic Seas (Fig. 4a). In the glacial simulations the anomalies for both measures indicate a southward shift with a decrease in the north and northwest-

ern part and an increase in the south (Fig. 4b–f). For the Eulerian measure the anomalies form a dipole-like pattern with a minimum around the southern tip of Greenland and a maximum west of Spain while the cyclone track density indicate a similar pattern, but shifted to the north. Generally, the anomalies are strongest when using the full LGM ice sheet height and decrease with a lower Laurentide ice sheet.

Some differences between the LGM1, LGM2 and MWLGM simulations are notable suggesting an influence of the ocean surface forcing. In LGM2 – and to a lesser degree in MWLGM – the amplitudes of the anomalies over the North Atlantic are increased compared to LGM1. Such a behaviour is expected as a consequence of the stronger SAT reduction in the northern part which increases the meridional temperature gradient at the surface leading to enhanced lower-level baroclinicity. In the case of a lower Laurentide ice sheet the

Figure 4: Synoptic activity in winter (DJF) using two different measures, namely cyclone track density (colors, only values where the altitude is below 1000 m) and band-pass filtered (2.5 to 6 days) standard deviation of the 500 hPa geopotential height (contours). The mean value for PI are shown in a) while in b)–f) the anomalies of different glacial simulations with respect to PI are presented. The contour interval is every 10 gpm, negative contours are dashed and the zero contour line is omitted.



anomalies are not only weaker, but also changed in their structure (Fig. 4e and f). The dipole like pattern of the bandpass filtered standard deviation of the 500 hPa geopotential height is reduced in MWLIN and MWEU and nearly vanishes in MWUS and MWNS. For the latter the remaining anomalies over the Atlantic are located more to the north. Similarly, the positive anomalies of the cyclone track density are shifted to the north and reduced to patches in the western Atlantic at 35°N and the region around the Iceland-Scotland ridge (again more so in MWNS and MWUS than in MWLIN and MWEU). In contrast, a clear impact of the Fennoscandian ice sheet is only evident in the very eastern (30–60°E) mid-latitudes where the anomalies mostly vanish for MWEU.

The atmospheric dynamics in summer is also changed but not as strong as in winter. Both measures for the storminess indicate a tendency towards increased synoptic activity in the south and a decrease in the northwest which are stronger in the simulations with a high Laurentide ice sheet.

Meaning for glaciers in Switzerland

The results presented suggest a strong influence of the height of the Laurentide ice sheet on winter precipitation. A high Laurentide ice sheet, as it was present in the LGM, forces a persistent change of the atmospheric dynamics, which leads to significantly increased precipitation in southern and eastern Europe compared to PI. As winter precipitation is an important factor for the accumulation rate of glaciers, such a change has to be considered when evaluating the potential for deep erosion. For Switzerland the assessment is more difficult as it is located just at the edge of the area where the changes are statistically significant. Nevertheless, the changes in mean precipitation give a hint how accumulation rates could change also over Switzerland, as the results are obtained with only one model, i.e., a shift of such a precipitation anomaly simulated by this study by a few degrees to the north is certainly within the model-to-model uncertainty (given our experience in climate modelling).

National Cooperation

The project does not involve cooperation with other Swiss projects. However, for various technical

aspects we collaborate with a PhD student of the Climate and Environmental Physics at the University of Bern.

International Cooperation

The code for the climate model and the input data for several simulations have been made available by the National Center for Atmospheric Research (NCAR) in Boulder, US. To prepare the simulations, we collaborated with the paleo-working group of the same institution. Our project is also connected to the EU project Past4Future, where the Climate and Environmental Physics of the University of Bern takes part.

Assessment 2011 and Perspectives for 2012

The aim of the one-year project was to assess the impact of different glacial climate conditions on the mean precipitation patterns and the underlying processes related to precipitation changes. Overall this aim has been fulfilled in the last year. Going beyond the proposed two simulations, we were able to show that the height of the Laurentide ice sheet significantly affects the atmospheric circulation by changing the mid-latitude storm track and thus the precipitation pattern over the Atlantic and Southern Europe mainly in winter. Clearly, changes in precipitation have an effect on the accumulation rate over ice sheet and therefore on the potential of deep erosion. Thus, the study shows that there is the necessity to take into account changes of the atmospheric dynamics induced by height changes of the upstream located ice sheet when investigating deep erosion of European glaciers and ice sheet. Our simulations show that Switzerland is only partly affected, but given the model uncertainties the simulated mean changes could also affect the entire European Alps. The scientific results obtained during the last year and detailed description of the methods are summarized in a first peer-reviewed publication, submitted to the journal «Climate of the Past».

As stated before, we performed additional simulations to obtain a more complete picture of the sensitivity, which may be important for precipita-

tion changes during glacial times. This unique set of simulations will be thus used to perform more detailed analysis on weather types and extremes with a more regional focus planned during the 6-month extension of the project in 2012. In parallel, we plan to build on this set a regionalization which might enable us to couple an ice sheet model to our model output. First steps toward such a new project are already planned together with ENSI early 2012.

Publications

■ *D. Hofer, C. C. Raible, A. Dehnert, and J. Kuhlmann*, The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region, *Climate of the Past*, submitted.

References

- [1] *P. R. Gent et al.*, The Community Climate System Model version 4, *J. Climate*, Vol. 24(19), pp. 4973–4991. 2011.
- [2] *A. L. Berger*, Long-term variations of daily insolation and quaternary climatic changes, *J. Atmos. Sci.*, Vol. 35, pp. 2362–2367, 1978.
- [3] *W. R. Peltier*, Global glacial isostasy and the surface of the ice-age earth: The ice-5G (VM2) model and grace, *Annu. Rev. Earth Pl. Sc.*, Vol. 32, pp. 111–149, 2004.
- [4] *H. B. Wu, J. L. Guiot, S. Brewer and Z. T. Guo*, Climatic changes in Eurasia and Africa at the last glacial maximum and mid-Holocene: reconstruction from pollen data using inverse vegetation modelling, *Climate Dynamics*, Vol. 29, pp. 211–229, 2007.
- [5] *P. Braconnot et al.*, Results of PMIP2 coupled simulations of the Mid-Holocene and Last Glacial Maximum – Part 1: experiments and large-scale features, *Climate of the Past*, Vol. 3, pp. 261–277, 2007.
- [6] *M. L. Blackmon*, Climatological Spectral Study of 500 Mb Geopotential Height of Northern Hemisphere, *Journal of the Atmospheric Sciences*, Vol. 33, pp. 1607–1623, 1976.
- [7] *R. Blender, K. Fraedrich and F. Lunkeit*, Identification of cyclone-track regimes in the North Atlantic, *Quarterly Journal of the Royal Meteorological Society*, Vol. 123, pp. 727–741, 1997.

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transport und Entsorgung
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Transport und Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)		Reaktorsicherheit
Nuclear Power and Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Incident Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Allgemein
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
Spent Fuel Performance Assessment and Research		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)		Reaktorsicherheit
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Transport und Entsorgung
	Forum on Stakeholder Confidence (FSC)	Transport und Entsorgung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) – Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case (IGSC/AMIGO) – Working Group on Measurement and Physical Understanding of Ground-water Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB)	Transport und Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) – Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) – IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures – IAGE Subgroup Seismic Behaviour – IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Piping Failure Data Exchange Project (OPDE)		Reaktorsicherheit
Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP)		Reaktorsicherheit
Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety (COMPSIS)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
	Halden Programme Group (HPG), MTO	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Halden Programme Group (HPG), Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
	Schweizerisches Halden-Komitee	Allgemein
Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Project Review Group	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank		Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point)	Transport und Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Strahlenschutz
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Bilaterale Kommission Italien-Schweiz		Allgemein
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Transport und Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)		Sicherung
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
Association of European Competent Authorities	European Association of Regulators for the Transport of Radioactive Material	Transport und Entsorgung
Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programs (NERS)		Allgemein
European Network on Operational Experience Feedback (EU Clearinghouse)		Reaktorsicherheit
European Nuclear Energy Forum (ENEF)		Allgemein
Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transport und Entsorgung
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Transport und Entsorgung
Hochschulgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Transport und Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
Association Romande de Radioprotection ARRAD		Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2011

Publikationen:

Autoren ENSI	Publikation
W. Barten	W. Barten, A. Jasiulevicius, O. Zerkak, R. Macian-Juan: Analysis of the UMSICHT water hammer benchmark experiment 329 using TRACE and RELAP5. <i>Multiphase Science and Technology</i> 23 (1): 1-27 (2011).
B. Bucher	B. Bucher: Aeroradiometrie in der Schweiz. <i>Strahlenschutzpraxis</i> , Heft 3/2011, ISSN 0947-434 X, S. 10–12.
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz, S. Mayer: Aeroradiometrische Messungen im Rahmen der Übung ARM10. PSI Bericht Nr. 11-02, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2011).
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: <i>Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2010</i> . Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2011), S. 47–50.
A. Dehnert	A. Dehnert, O. Kracht, F. Preusser, N. Akçar, H. A. Kemna, P.W. Kubik, C. Schlüchter (2011): Cosmogenic isotope burial dating of fluvial sediments from the Lower Rhine Embayment, Germany. <i>Quaternary Geochronology</i> 6, S. 313-325. DOI: 313-32510.1016/j.quageo.2011.03.005.
A. Dehnert	H. Furrer, F. Anselmetti, A. Dehnert, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, H. Horstmeyer, C. Jacquat, H.A. Kemna, S. Lowick, F. Preusser, W. Schoch (2011): Eiszeiten und Klimawandel im Wehntal der vergangenen 200 000 Jahre. Begleitpublikation zur 2010 erweiterten naturhistorischen Ausstellung im Mammutmuseum Niederweningen. Stiftung Mammutmuseum Niederweningen. 26 S. ISBN: 978-3-033-03000-8.
A. Gorzel	F. Nagase, Z. Hózer, J. Voglewede, C. Bernaudat, J. Brachet, T. Fuketa, A. Gorzel, C. Grandjean, G. Hache, G. Khvostov, S. Linhart, M. Petit, J. Rey, B. Sebbari, M. Stepnievski, V. Vrtílková, J. Zhang: LOCA Criteria Basis and Test Methodology, CSNI Technical Opinion Papers No. 13, NEA/CSNI/R(2011)7.
B. Graupner	B. J. Graupner, D. Li, S. Bauer (2011): The coupled simulator ECLIPSE–OpenGeoSys for the simulation of CO ₂ storage in saline formations, <i>Energy Procedia</i> , Volume 4, 2011, Pages 3794–3800.
B. Graupner	D. Li, B. J. Graupner, S. Bauer (2011): A method for calculating the liquid density for the CO ₂ –H ₂ O–NaCl system under CO ₂ storage condition, <i>Energy Procedia</i> , Volume 4, 2011, Pages 3817–3824.
J. Hansmann	J. Hansmann, S. Loew, K.F. Evans (2011): Reversible rock-slope deformations caused by cyclic water-table fluctuations in mountain slopes of the Central Alps, Switzerland. <i>Hydrogeology Journal</i> , DOI: 10.1007/s10040-011-0801-7.
J. Hansmann	T. Strozzi, R. Delaloye, D. Poffet, J. Hansmann, S. Loew (2011): Surface subsidence and uplift above a headrace tunnel in metamorphic basement rocks of the Swiss Alps as detected by satellite SAR interferometry. <i>Remote Sensing of Environment</i> 115, Issue 6, S. 1353–1360.
J. Hansmann	J. Hansmann (2011): r.in.swisstopo – A new module for the GRASS GIS application for importing digital elevation model data of Switzerland in swisstopo format, <i>OSGeo Journal</i> , Volume 8, pages 5–7, ISSN 1994-1897.
J. Kuhlemann	S. Smyczak, M.M. Joachimski, A. Bräuning, T. Hetzler, J. Kuhlemann: Comparison of whole wood and cellulose carbon and oxygen isotope series from <i>Pinus nigra</i> ssp. <i>laricio</i> (Corsica/France). <i>Dendrochronologia</i> 29, 219–226.
A.-K. Leuz, H. Wanner	K.J. Powell, P. Brown, R.H. Byrne, T. Gadjia, G. Hefter, A.-K. Leuz, S. Sjöberg, H. Wanner (2011): Chemical Speciation of Environmentally Significant Metals with Inorganic Ligands – Part 3: The Cd ²⁺ – OH ⁻ , Cl ⁻ , CO ₃ ²⁻ , SO ₄ ²⁻ and PO ₄ ³⁻ Systems (IUPAC Technical Report). <i>Pure and Applied Chemistry</i> 83, 1163-1214.
T. Krietsch, W. Barten	T. Krietsch, W. Barten: Deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen auf Basis des schweizerischen Regelwerks, Teil 1: Deterministik. Kursband zum Vertiefungskurs des Nuklearforums Schweiz, Kommission für Ausbildungsfragen, vom 02./03.11.2011, Olten: Sicherheitsanalysen in Kernanlagen – Entwicklung und Verankerung im Alltagsbetrieb.

Autoren ENSI	Publikation
R. Mailänder	R. Mailänder: Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung. In: Bundesamt für Energie: Energieforschung 2010, Überblicksberichte der Programmleiter, S. 185–192 (2011). Abrufbar unter: http://www.bfe.admin.ch/themen/00519/00524/index.html?lang=de&dossier_id=01155 .
M. Rahn	B. Heberer, M. Rahn, J. Behrmann: Source-to-sink relationships along the South-Central Chilean margin: evidence from detrital apatite fission-track analysis. Basin Research DOI: 10.1111/j.1365-2117.2011.00504.x.
M. Rahn	M.K. Rahn, F.G. Stumm: Alter und Herkunft vulkanischer Apatite in der Molasse des Baselbieters und Aargauer Tafeljuras (NW-Schweiz). Mitteilungen der Naturforschenden Gesellschaften beider Basel 13, S. 129–142.
K. Samec	K. Samec, R.Ž. Milenković, L. Blumenfeld, S. Dementjevs, C. Kharoua, Y. Kadi: Measurement and analysis of turbulent liquid metal flow in a high-power spallation neutron source–EURISOL. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 638/1, S. 1–10. Abrufbar unter: http://dx.doi.org/10.1016/j.nima.2011.01.120 .
C. Schneeberger	J. E. Moore, C. Schneeberger: Numerical Simulation of Missile Impact on Reinforced Concrete Targets in the Context of the IRIS_2010 Benchmark Projekt, 21 st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT21). New Delhi, Indien, 6.–11.11.2011.
G. Schoen, P. Zinniker	G. Schoen, P. Zinniker: Deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen auf Basis des schweizerischen Regelwerks, Teil 2: Probabilistik. Kursband zum Vertiefungskurs des Nuklearforums Schweiz, Kommission für Ausbildungsfragen, vom 02./03.11.2011, Olten: Sicherheitsanalysen in Kernanlagen – Entwicklung und Verankerung im Alltagsbetrieb.
T. Szczesiak	J. E. Moore, Y. Mondet, T. Szczesiak (2011): Response of Systems and Components to NPP Host Structure's Non-Linear Behavior, , 21 st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology SMiRT21. New Delhi, Indien, 6.–11.11.2011.
T. van Stiphout	van T. Stiphout, D. Schorlemmer and S. Wiemer, The Effect of Uncertainties on Estimates of Background Seismicity Rate, Bulletin of the Seismological Society of America 101/2, 482-494; DOI:10.1785/01200901432009.

Vorträge:

Autoren ENSI	Vortrag
R. Ahlfänger, J. Hammer, G. Piller	R. Ahlfänger, J. Hammer, G. Piller: Katastrophe in Japan – Radiologische Situation. 46. Sitzung der IGS. Basel, Interessengemeinschaft Strahlenschutz der Region Basel, 24.03.2011.
R. Ahlfänger	R. Ahlfänger: Gefährdung und Vorsorge im Zusammenhang mit fahrlässiger oder mutwilliger Kontamination. Seminar 2011 Neue Entwicklungen im Strahlenschutz und ihre Anwendung in der Praxis. München, TÜV SÜD Akademie, 30.06.–01.07.2011.
W. Barten:	W. Barten: Deterministische Sicherheitsanalysen, Teil 3: Forschungsbegleitung an Beispielen – a) STARS, b) PASSPORT, c) LINX. Fachseminar mit dem Lehrstuhl für Nukleartechnik (NTech) der Technischen Universität München (TUM), Garching, 30.–31.08.2011.
B. Bucher	B. Bucher: MADUK-ANPA: Das Messnetz in der Umgebung der Schweizer KKW. KSR, Brugg, 24.6.2011.
U. Bumann	U. Bumann: Reactions in Switzerland on the Nuclear Accidents of Fukushima, OECD/NEA/16 th Meeting of the WGIAE Seismic Sub-Group. Paris, 04.–05.04.2011.
A. Dehnert	A. Dehnert, H.A. Kemna, F.S. Anselmetti, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, S. Lowick, F. Preusser, A. Züger, H. Furrer: Erosion and filling of a glacially overdeepened trough in the northern Alpine Foreland of Switzerland during the last 300'000 years. 19 th Meeting of Swiss Sedimentologists, Fribourg, 26.02.2011.
A. Dehnert	A. Dehnert, H.A. Kemna, F.S. Anselmetti, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, S. Lowick, F. Preusser, A. Züger, H. Furrer: Quartäre Erosion und Auffüllung des glazial überfluteten Wehntals. 8. Technisches Forum Sicherheit, ENSI, Brugg, 04.03.2011.
A. Dehnert	A. Dehnert, H.A. Kemna, F.S. Anselmetti, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, S.E. Lowick, F. Preusser, A. Züger, H. Furrer: Drillhole Niederweningen, Switzerland. Swiss ICDP Meeting 2011, ETH Zürich, 11.03.2011.
A. Dehnert	A. Dehnert, H.A. Kemna, F.S. Anselmetti, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, S. Lowick, F. Preusser, A. Züger, H. Furrer: Eiszeiten und Klimawandel im Wehntal. Jahresversammlung des Förderverein Mammutmuseum Niederweningen, 07.05.2011.
A. Dehnert	H. Furrer, A. Dehnert, P. Nagy: Mammoth, peat and lignite – Quaternary deposits between Niederweningen and Gossau (Kanton Zürich). 1-Tagesexkursion zur XVIII Hauptversammlung der International Union for Quaternary Research, Bern, 21.–27.07.2011.
A. Dehnert	F. Preusser, D. Gaar, A. Dehnert: Quaternary highlights of NE Switzerland. 2-Tagesexkursion zur XVIII Hauptversammlung der International Union for Quaternary Research, Bern, 21.–27.07.2011.
H.R. Fierz	H.R. Fierz: Switzerland: Inspection Related Activities Responding to the Fukushima Event. 42 th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 11.–14.10.2011.
A. Gorzel	A. Gorzel: Status CABRI International Programme, 20. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», ENSI, Brugg, 19. 05. 2011.
A. Gorzel	A. Gorzel: Arbeitsgremium KTA 3101.3, Stand nach der 20. Sitzung, 20. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», ENSI, Brugg, 19. 05. 2011.
B. Graupner	B. J. Graupner, C. Koch (2011): Das Lausitzer Revier im Spannungsfeld zwischen der Regeneration des Wasserhaushaltes und der bergbaulichen Beeinflussung der Wasserqualität, Niedersächsisches Grundwasserkolloquium, Braunschweig, 23.–24.02.2011.
B. Graupner	B. J. Graupner, D. Li, K. Benisch, A. B. Mitiku, C. Beyer, S. Bauer (2011): The coupled multiphase flow and reactive transport simulator OGS-Eclipse and its application to CO ₂ storage in saline aquifers, ModelCare 2011, Leipzig, 18.–22.09.2011.
H. Hänggi	H. Hänggi: Radioactive Waste Disposal in Switzerland – Actual program and future challenges. Office of Nuclear Regulatory Research, U.S.NRC, Washington, 10.03.2011.
H. Hänggi	H. Hänggi: Nuclear Regulation in Switzerland – Legal framework, future challenges, web-based information. GNSSN Workshop on National Nuclear Regulatory Portals, BMU, Bonn, 05.07.2011.
J. Hansmann	T. Strozzi, U. Wegmüller, R. Delaloye, A. Kos, J. Hansmann, S. Loew, H. Raetzo: Satellite SAR interferometry for the measurement of surface subsidence above deep tunnels in metamorphic basement rocks of the Alps. ESA Fringe 2011 Workshop, Frascati (Rom), Italien, 19.–23.09.2011.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Herfort	M. Herfort: Aufsicht über die Anlieferung und die oberirdischen Empfangsanlagen eines geologischen Tiefenlagers. Ausbildungsmodul für Regionalkonferenzen, Würenlingen, 05.05.2011.
M. Herfort	M. Herfort: Über «Mythen und Sagen» der geologischen Tiefenlagerung. Ausbildungsmodul für Regionalkonferenzen, St. Ursanne, 05.05.2011.
M. Herfort	M. Herfort: Zur Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Gründungsversammlung Regionalkonferenz Zürich-Nordost, Trüllikon, 10.09.2011.
M. Herfort	M. Herfort: Erdbebengefährdung in der CH – Kann ein Tiefenlager erdbebensicher gebaut werden? Aufbauforum der Regionalkonferenz Zürich-Nordost, Trüllikon 30.03.2011.
M. Hugi	M. Hugi: Entsorgung (hoch-)radioaktiver Abfälle in der Schweiz, Vierte Niedersächsische Energietage – net2011, Goslar, 28.–29.03.2011.
M. Hugi	M. Hugi: Country Group Vice-Chair's Observations from 3 rd Joint Convention Review Meeting (2009), Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management (Joint Convention) Organisational Meeting of the Contracting Parties, IAEA Vienna (Austria), 10.–11.05.2011.
M. Hugi	M. Hugi: Die Rolle der Sicherheitsbehörden im Sachplan geologische Tiefenlager, Nagra-Informationsreise, Oskarshamn (Schweden) und Gorleben (Deutschland), 30.06.– 02.07.2011.
M. Hugi	M. Hugi: Entsorgung radioaktiver Abfälle in der Schweiz; Zweites Wiener Nuklear-Symposium «Entsorgung radioaktiver Abfälle», Wien (A), 15.09.2011.
C. Humbel Haag	C. Humbel Haag: Safety Culture – Internationale Entwicklung – Was bedeutet Safety Culture. GRS-Behördenseminar zum Thema Integriertes Managementsystem. Köln (Deutschland), 20.–21. 09. 2011.
C. Humbel Haag	C. Humbel Haag: ENSI approach to Oversight of Safety Culture. IAEA/NEA Workshop zum Thema «Oversight and Influencing of Leadership & Management for Safety, including Safety Culture – Regulatory Approaches & Methods» Chester (England), 24.–28. 09. 2011.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Strahlenschutzkultur in Kernanlagen – Was lernen wir aus Vorkommnissen?, KSR-Seminar, Bern, 04.02.2011.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Harmonisation of the Recognition of Radiation Protection Professionals for Nuclear Facilities, Workshop 2011 of the European Training and Education in Radiation Protection (EUTERP), Ayia Napa (Zypern), 28.–30.03.2011.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Schweizer Strahlenschutzrecht – Unterschiede zur deutschen StSchV, Fachkudkurs für Strahlenschutzbeauftragte in Kernkraftwerken des Fortbildungszentrum für Technik und Umwelt, Karlsruher Institut für Technologie, 14.04.2011.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Trends on Occupational Exposure and Lessons Learned 2011 in Switzerland, Management Board Meeting of the Information System on Occupational Exposure, Paris, 09.11.2011.
H. Kröhnert, A. Gorzel	H. Kröhnert, A. Gorzel: «Safety and Licensing Aspects of Mixed Cores in Switzerland», IAEA Technical Meeting on Fuel Design and Licencing of Mixed Cores for Water Cooled Reactors, Wien, 12.–14.12.2011.
T. Krietsch	T. Krietsch: Deterministische Sicherheitsanalysen Teil 1: Gesetzliche Grundlagen, Anwendungen und Entwicklungen bei der Aufsicht in der Schweiz, Fachseminar mit dem Lehrstuhl für Nukleartechnik NTECH der TU München, Garching, 30.–31.08.2011.
K. Macku, J. Dus, H. Kröhnert, A. Gorzel	K. Macku, J. Dus, H. Kröhnert, A. Gorzel: ENSI/ASN/IRSN Meeting, «Fuel and Core», ENSI, Brugg, 28.–29.11.2011.
H. Mattli	H. Mattli: Sicherungsmassnahmen in Kernanlagen und biometrische Zutrittskontrollsysteme; Fachgespräch mit Kader der Justizvollzugsanstalt Lenzburg, 13.01.2011.
H. Mattli	H. Mattli: Physical Protection in Nuclear installations. Duties and Authority security guards in Swiss NPP. Bilateral Meeting Swedish Radiation Safety Authority, Swedish Police and ENSI in Brugg: 15.–17.06.2011.
H. Mattli	H. Mattli: Sicherung von Kernanlagen & Kernmaterial, Referat bei Stab Kommandant Heer, 20.05.2011.
H. Mattli	H. Mattli: Integrale Sicherheit beim ENSI in Bezug auf Kernanlagen, Referat bei swissgrid, 23.02.2011.
H. Mattli	H. Mattli: Sicherung von Kernanlagen & Kernmaterial, Inspektionen in Kernanlagen, Erfahrungsaustausch mit Bundesamt für Zivilluftfahrt BAZL, Sektion Sicherheit Infrastruktur, Schutzmassnahmen: Bern, 08.07.2011.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Rahn	M. Rahn: Erdbebengefährdung in der Schweiz: Anforderungen an ein geologisches Tiefenlager. Weiterbildungsseminar der Schweizerischen Gesellschaft für Kernfachleute, Bern, 10.05.2011.
M. Rahn	M. Rahn: Erosionsraten und Endlagerfreilegung. Jahrestagung der Schweizerischen Fachgruppe für Ingenieurgeologie, Bern, 17.06.2011.
M. Rahn	A. Von der Handt, M. Rahn: Apatite composition of Southern Germany volcanoes: Clues to origin and magmatic evolution. Goldschmidt-Konferenz, Prag, 14.–19.08.2011, Mineralogical Magazine 75, 2102.
M. Rahn	H. Wang, M. Rahn, J. Zhou, X. Tao: Tectonothermal evolution of the Triassic flysch in the Songpan-Garzê orogen, Eastern Tibetan plateau. Goldschmidt-Konferenz, Prag, 14.–19.08. 2011, Mineralogical Magazine 75, 2117.
M. Rahn	C. von Hagke, C. Cederbom, O. Oncken, M. Rahn, D. Stöckli: A multiple thermochronometer approach reveals post 12Ma tectonic activity in the foreland basin of the Northern Alps. AGU Fall Meeting, 05.–09.12.2011, San Francisco, Abstract Nr. V23A-2552.
M. Rahn, J. Kuhlemann,	N. Akcar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, H.R. Graf, P. Kubik, M. Rahn, J. Kuhlemann, C. Schlüchter: The challenge of dating Swiss Deckenschotter with cosmogenic ¹⁰ Be and ²⁶ Al: Hauptversammlung der International Union for Quaternary Research, Bern, 21.–27.07.2011.
M. Rahn, J. Kuhlemann	M. Rahn, J. Kuhlemann: The impact of Quaternary sciences on the disposal of radioactive waste in Switzerland: Plenarvortrag an der Hauptversammlung der International Union for Quaternary Research, Bern, 21.–27.07.2011.
C. Schneeberger	C. Schneeberger: New Swiss Codes for Existing Structures, PEGASOS Refinement Project, OECD/NEA/16 th Meeting of the WGIAGE Concrete Sub-Group. Paris, 06.–07.04.2011.
C. Schneeberger	C. Schneeberger: Swiss Codes for Existing Structures, IMPACT II, 5 th Technical Advisory Group Meeting. Espoo, Finland, 08.–09.06.2011.
C. Schneeberger	C. Schneeberger: The big political Earthquake in Switzerland after Fukushima events, IMPACT II, 5 th Technical Advisory Group Meeting. Espoo, Finland, 08.–09.06.2011.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Comparative analysis of test results by Finite Element analysis of 2D model with plate/shell elements, IMPACT II, 8 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods. Espoo, Finland, 07.12.2011.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Proposal for 1 st combined bending and punching test of reinforced concrete plate with closed stirrups, IMPACT II, 6 th Technical Advisory Group Meeting. Espoo, Finland, 08.–09.12.2011.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Numerical Simulation of Impact Tests of Reinforced Concrete Slabs with predominant flexural Deformation Behaviour, 21 st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT21). New Delhi, Indien, 06.–11.11.2011.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Numerical Simulation of Impact Tests of Reinforced Concrete Slabs with Dominating Punching, 21 st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT21). New Delhi, Indien, 06.–11.11.2011.
G. M. Schoen, R. Hausherr	G. M. Schoen, R. Hausherr: Stand und Anwendung der Stufe-2-PSA in der Schweiz. Facharbeitskreis PSA. Mannheim, 25.05.2011.
G. Schwarz	G. Schwarz: Expectations from and preparation for the IRRS mission to Switzerland, IAEA Workshop on Lessons Learned from IRRS Missions, Washington D.C., 26.–28.10.2011.
G. Schwarz	G. Schwarz: Aktuelle Entwicklungen der Kernenergie in der Schweiz, Gesellschaft Ingenieure der Industrie des sia, Brugg, 15.12.2011.
M. Sentis	M. Sentis, Modeling Work for the FORGE Benchmark WP1.2. Solothurn, General Assembly, 29.11.–01.12.2011.
Th. Sigrist	Th. Sigrist: NPP Muehleberg INES 0 deviations «Failures of the reactor recirculation pumps». 9 th Meeting of the Working Group on Operational Experience (WGOE), Helsinki, 13./17.06.2011.
Th. Sigrist	Th. Sigrist: Swiss Activities Responding to the Fukushima Event. International Operating Experience Feedback Workshop, Helsinki, 14.–16.06.2011.
M. Straub	M. Straub: Regulatory competence, Operational experience feedback – important events in Switzerland, Long-term operation of Swiss NPPs, New nuclear power plant projects in Switzerland. 13 th Meeting of the Network of Regulators of Countries with Small Nuclear Programmes (NERS), Kapstadt, 14.–15.02.2011.

Autoren ENSI	Vortrag
T. van Stiphout	F. Meynen and T. van Stiphout: Fukushima: the quake and the lessons learned, Seminar Universität Fribourg, Fribourg, 29.11.2011.
T. Wintterle	T. Wintterle: Deterministische Sicherheitsanalysen, Teil 2: Entwicklungen in der Sektion Deterministische Analysen (TRACE Input Decks). Fachseminar mit dem Lehrstuhl für Nukleartechnik NTECH der Technischen Universität München (TUM), Garching, 30.–31.08.2011.

Anhang D: Richtlinien des ENSI/ Directives de l'ENSI/ Guidelines of ENSI

Fett gedruckte Richtlinien sind in Kraft resp. übersetzt worden.

Bold printed titles are valid and have been translated. (English is not an official language of the Swiss Confederation. English translation is provided for information purposes only and has no legal force.)

Die Sicherheitsrichtlinien sind nicht aufgeführt. The security guidelines are not listed.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

(Stand Dezember 2011)

Nr.	Definitiver Titel/Arbeitstitel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date (Datum früherer Ausgaben/issue date of former versions)
G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke Safety classification for existing nuclear power plants	2011/1
G02	Spezifische Auslegungsgrundsätze für Kernkraftwerke mit Leichtwasser-Reaktoren Specific design principles for nuclear power plants with light-water reactors	
G03	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case	2009/4
G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente Design and operation of storage facilities for radioactive waste and spent fuel assemblies	2010/9
G05	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung Transport and storage casks for interim storage	2008/4
G06	Anforderungen an die Baudokumentation Requirements for construction documentation	
G07	Organisation von Kernanlagen Organisation des installations nucléaires Organisation of nuclear Installations	2008/4
G08	Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen Requirements for the systematic safety assessments	
G09	Betriebsdokumentation Operational documentation	
G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage Vessels and piping classified as important to safety: Engineering, manufacture and installation	2010/5 (2009/2)
G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen Determinations for structural and organisational radiation protection measures for controlled areas of nuclear installations	

Nr.	Definitiver Titel/Arbeitstitel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
G13	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen Instruments de mesure en radioprotection: Concepts, exigences et contrôles Radiation protection measuring devices in nuclear installations: Concepts, requirements and testing	2008/2
G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen Calcul de l'exposition aux radiations ionisantes dans l'environnement due à l'émission de substances radioactives par les installations nucléaires Calculation of radiation exposure in the vicinity due to emission of radioactive substances from nuclear installations	2009/12 (2008/2)
G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen Objectifs de radioprotection applicables aux installations nucléaires Radiation protection objectives for nuclear installations	2010/11
G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung Instrumentation and control classified as important to safety: Design and application	
G17	Stilllegung von Kernanlagen Decommissioning of nuclear installations	
G18	Auslegung und Qualifikation elektrischer Ausrüstungen Design and qualification of electrical equipment	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Nr.	Definitiver Titel/Arbeitstitel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse Requirements for deterministic accident analysis for nuclear installations: Scope, methodology and boundary conditions of the technical accident analysis	2009/7
A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken Application documents for the construction of nuclear power plants	
A03	Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken Requirements for the periodic safety review for nuclear power plants	
A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen Application documents for modifications to nuclear installations requiring a permit	2009/9 (2008/7)
A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope	2009/1
A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen Probabilistic Safety Analysis (PSA): Applications	2008/5
A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential Methodology and boundary conditions for accident analysis in nuclear installations with low hazard potential	

Nr.	Definitiver Titel/Arbeitstitel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen Analysis of source terms: Extent, methodology and boundary conditions	2010/2
A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Nr.	Definitiver Titel/Arbeitstitel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
B01	Alterungsüberwachung Ageing management	2011/7
B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen Periodical reporting for nuclear installations	2011/8 (2008/12, 2008/9)
B03	Meldungen der Kernanlagen Reports for nuclear installations	(2010/2 (2008/12, 2008/9)
B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen Mesurage de libération de matériaux et de secteurs de zones contrôlées Clearance measurement of materials and areas from controlled zones	2009/8
B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle Requirements for the conditioning of radioactive waste	2007/2
B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung Vessels and piping classified as important to safety: Maintenance	2010/5 (2009/4)
B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen Vessels and piping classified as important to safety: Qualification of non-destructive testing	2008/9
B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen Vessels and piping classified as important to safety: Non-destructive in-service inspections	
B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen Collecting and reporting of doses of persons exposed to radiation	2011/7
B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal Initial training, recurrent training and continuing education of personnel	2010/10
B11	Notfallübungen Exercices d'urgence Emergency exercises	2007/11
B12	Notfallschutz in Kernanlagen Protection en cas d'urgence dans les installations nucléaires Emergency preparedness in nuclear installations	2009/4
B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals Formation et perfectionnement du personnel de radioprotection Training and continuing education of the radiation protection personnel	2010/11
B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen Maintenance of electrical and instrumentation and control equipment classified as important to safety	2010/12

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
R-4	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken Supervisory procedures for the construction of nuclear power plants, project engineering of structures	1990/12
R-6	Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren Safety classification, class limits and procedures for construction of equipment in nuclear power plants with light-water reactors	1985/5
R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes Guideline for the radiological monitored area of the nuclear installations and the Paul Scherrer Institute	1995/6
R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung Structural safety for nuclear power plants, Swiss Federal supervising procedures for construction work	1976/5
R-16	Seismische Anlageninstrumentierung Seismic plant instrumentation	1980/2
R-30	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen Supervisory procedures for construction and operation of nuclear installations	1992/7
R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen Supervisory procedures for construction and backfitting of nuclear power plants, 1E classified electrical equipments	2003/10
R-35	Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik Supervisory procedures for construction and modification of nuclear power plants, systems engineering	1996/5
R-39	Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal Collecting data of radiation sources and material testers in nuclear installations	1990/1
R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung Filtered containment venting of light-water reactors, design requirements	1993/3
R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken Requirements for the application of computer-based instrumentation and control important to safety in nuclear power plants	2005/4
R-48	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken Periodic safety review of nuclear power plants	2001/11
R-49	Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen Requirements important to safety for security of nuclear installations	2003/12
R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen Requirements important to safety for fire protection in nuclear installations	2003/3
R-60	Überprüfung der Brennelementherstellung Inspection of fuel element production	2003/3

Nr.	Arbeitstitel/definitiver Titel	Datum der gültigen Ausgabe/issue date
R-61	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren Supervisory procedures when using nuclear fuel and control-rods in light-water reactors	2004/6
R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren Design criteria for safety systems of nuclear power plants with light-water reactors	1987/5
R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz Design criteria for the protection of safety equipment in nuclear power stations against the consequences of airplane crash	1986/12
R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle On-site measures against the consequences of severe accidents	1989/11

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
Telefax 0041 (0)56 460 84 99
info@ensi.ch
www.ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Aufsichtsbericht...

...informiert das ENSI in weiteren
jährlichen Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlen-
schutzbericht) aus seinem Arbeits-
und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-7871
ISSN 1664-3178

© ENSI, Juni 2012

ENSI-AN-7871
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, Fax +41 (0)56 460 84 99, www.ensi.ch