



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 2012

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2012

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2012

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2012

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Inhaltsverzeichnis

| | |
|---|-----------|
| Zusammenfassung | 5 |
| Résumé | 9 |
| Summary | 12 |
| 1 Regulatorische Sicherheitsforschung | 15 |
| 1.1 Brennstoffe und Materialien | 15 |
| 1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien | 15 |
| 1.1.2 Untersuchungen an Halden-Proben IFA-638 | 18 |
| 1.1.3 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project | 19 |
| 1.1.4 OECD CABRI Waterloop Project | 21 |
| 1.1.5 SAFE – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb | 22 |
| 1.1.6 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques | 24 |
| 1.1.7 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors | 25 |
| 1.1.8 PISA-II – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis | 26 |
| 1.1.9 Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter- Mehrlagenschweissnähten | 27 |
| 1.2 Interne Ereignisse und Schäden | 29 |
| 1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme | 29 |
| 1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project | 30 |
| 1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange | 31 |
| 1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange | 32 |
| 1.3 Externe Ereignisse | 33 |
| 1.3.1 IRIS_2012 – Tragwerksverhalten von Stahlbetonwänden bei Anpralllasten | 33 |
| 1.3.2 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen | 36 |
| 1.3.3 Expertengruppe Starkbeben | 38 |
| 1.3.4 IAEA-KARISMA – Tragwerksverhalten des KKW Kashiwazaki-Kariwa beim Erdbeben vom 16. Juli 2007 | 40 |
| 1.3.5 PLATEX – Plattform Extremereignisse: Studie zur Hochwassergefährdung | 42 |
| 1.4 Menschliche Faktoren | 43 |
| 1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation | 43 |
| 1.4.2 Human Reliability Analysis | 45 |
| 1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe | 46 |
| 1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland | 46 |
| 1.5.2 PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von Sicherheitssystemen mit gekoppelten System- und Containmentprozessen | 49 |
| 1.5.3 LINX - Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung | 50 |
| 1.5.4 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases | 51 |
| 1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR | 53 |
| 1.6 Strahlenschutz | 55 |
| 1.6.1 Strahlenschutzforschung | 55 |
| 1.7 Entsorgung | 57 |
| 1.7.1 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen | 58 |
| 1.7.2 SITEX – Sustainable network of Independent Technical Expertise for radioactive waste disposal | 59 |
| 1.7.3 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri | 60 |
| 1.7.4 OECD-NEA Clay Club | 63 |
| 1.7.5 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung | 64 |
| 1.7.6 FORGE – Fate of Repository Gases | 68 |
| 1.7.7 DECOVALEX-2015 Project | 72 |
| 1.7.8 Klimamodellierung Würm-Eiszeit | 74 |

| | | |
|-----------|---|------------|
| 1.7.9 | Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland | 77 |
| 1.7.10 | Abfallbewirtschaftung im Vergleich | 78 |
| 2. | Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen | 81 |
| 2.1 | Anzeigen von Materialunregelmässigkeiten in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 bei Ultraschallmessungen | 82 |
| 2.2 | Der Zwischenfall im Kernkraftwerk KORI-1 in der Republik Korea | 83 |
| 3. | Internationale Zusammenarbeit | 85 |
| 3.1 | Internationale Übereinkommen | 86 |
| 3.1.1 | Übereinkommen über nukleare Sicherheit | 86 |
| 3.1.2 | Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle | 87 |
| 3.1.3 | OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks | 87 |
| 3.2 | Multilaterale Zusammenarbeit | 88 |
| 3.2.1 | Internationale Atomenergieagentur IAEA | 88 |
| 3.2.2 | IAEA Safety Standards | 88 |
| 3.2.3 | Integrated Regulatory Review Service (IRRS) | 89 |
| 3.2.4 | IAEA-Datenbanken | 90 |
| 3.3 | Kernenergieagentur NEA der OECD | 90 |
| 3.3.1 | Steering Committee for Nuclear Energy | 91 |
| 3.3.2 | Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) | 91 |
| 3.3.3 | Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) | 92 |
| 3.3.4 | Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) | 94 |
| 3.3.5 | Radioactive Waste Management Committee (RWMC) | 94 |
| 3.3.6 | Komitee-übergreifende Aktivitäten als Reaktion auf den Unfall von Fukushima | 94 |
| 3.4 | Behördenorganisationen | 95 |
| 3.4.1 | Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) | 95 |
| 3.4.2 | European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) | 96 |
| 3.4.3 | European Nuclear Security Regulators Association ENSRA | 96 |
| 3.4.4 | Heads of European Radiological protection Competent Authorities (HERCA) | 98 |
| 3.4.5 | EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa | 98 |
| 3.5 | Bilaterale Zusammenarbeit | 98 |
| 3.5.1 | Gemischte Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS) | 98 |
| 3.5.2 | Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) | 99 |
| 3.5.3 | Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich | 99 |
| 3.5.4 | Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit | 99 |
| 3.5.5 | Weitere bilaterale Zusammenarbeit | 100 |
| 4. | Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht | 101 |
| 4.1 | ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente | 101 |
| 4.2 | ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen | 101 |
| 4.3 | ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen | 101 |
| 4.4 | ENSI-B11: Notfallübungen | 101 |
| 5. | Strategie und Ausblick | 103 |
| | Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte | 105 |
| | Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien | 287 |
| | Anhang C: Publikationen und Vorträge 2012 | 291 |
| | Anhang D: Richtlinien des ENSI/Directives de l'ENSI/Guidelines of ENSI | 297 |

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 Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit über die Kernanlagen muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Deshalb unterstützt und koordiniert das ENSI Projekte im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung. Deren Ergebnisse gehen teils unmittelbar in Richtlinien, Einzelentscheide und Hilfsmittel 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 und den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt ein besonderes Augenmerk auf den erhöhten Abbränden und den Sicherheitskriterien für Störfälle. Hier hatten das Halden Reactor Project und das Studsvik Cladding Integrity Project im Jahre 2012 unmittelbaren Einfluss auf die Aufsichtstätigkeit des ENSI: Gestützt auf Versuchsergebnisse zu Kühlmittelverlust-Störfällen hat das ENSI die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Übertragbarkeit auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Prozesse der Alterung von Strukturmaterialien sind entscheidend für den Langzeitbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke. Das Projekt Bruchmechanik, das wesentliche Beiträge für die Richtlinie ENSI-B01 zur Alterungsüberwachung leistete, konnte 2012 erfolgreich abgeschlossen werden.
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 – beispielsweise zu Schäden an passiven metallischen Komponenten und zu Brandereignissen – aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden. Das neue Projekt CADAK beschäftigt sich mit der Lebensdauer von klassierten elektrischen Kabeln. Die bereits länger betriebenen Datenbanken lassen zunehmend systematische Auswertungen zu. So konnten 2012 Überblicksberichte zu hochenergetischen Lichtbögen (Projekt FIRE) und Komponentenberichte zu Kreiselpumpen und Steuerstab-Antrieben (Projekt ICDE) erstellt werden.
3. Neben Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen auch **externe Ereignisse**. Das ENSI unterstützt in diesem Bereich mehrheitlich internationale Projekte, die aufwändige Experimente und Simulationen zu Flugzeugabsturz und Erdbeben durchführen. Speziell auf die Schweizer Verhältnisse zugeschnitten sind schliesslich die Expertengruppe Starkbeben des Schweizerischen Erdbebendienstes SED und die neue Plattform Extremereignisse PLATEX, an der mehrere Bundesbehörden beteiligt sind. PLATEX soll sich zunächst mit Fragen der Hochwassergefährdung befassen.
4. Der Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken steht bei den **menschlichen Faktoren** im Mittelpunkt. Dabei geht es einerseits um die Zuverlässigkeit des Verhaltens von Bedienpersonal unter verschiedenen Bedingungen. Die im Projekt Human Reliability Research vom Paul Scherrer Institut PSI entwickelte Methode zur Erkennung und Beurteilung von bestimmten Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalles negativ beeinflussen, wurde 2012 für ein drittes Schweizer Kernkraftwerk angewendet; so konnten spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften gemacht werden. Andererseits steht der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs. Das Halden Reactor Project richtete 2012 das neue FutureLab ein, in dem Prototypen für innovative Schnittstellen zwischen Mensch und Maschine getestet werden sollen.

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. Sie dienen auch als Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Im Projekt MELCOR wurde in den Jahren 2009-2012 die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei schweren Unfällen untersucht. Das vom PSI dazu entwickelte Modell konnte nun im Simulationscode MELCOR implementiert werden.
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. Gerade in diesem Bereich ist der Kompetenzerhalt ein ganz wichtiger Aspekt.
7. Der Themenbereich **Stilllegung und Entsorgung** ist mittlerweile nach der Projektzahl der grösste Einzelbereich. Darin wird das Wirtsgestein Opalinuston im Felslabor Mont Terri und die Auslegung und Überwachung eines geologischen Tiefenlagers untersucht. Daneben stehen die Gasentwicklung und neu auch gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (Projekt DECOVALEX) im Zentrum. Im ebenfalls neuen EU-Projekt SITEX soll der regulatorische Bedarf für die Realisierung eines geologischen Tiefenlagers diskutiert und evaluiert werden. Mit Blick auf das Erosionspotenzial zukünftiger Vergletscherungen wurde durch das 2012 abgeschlossene Projekt Klimamodellierung ein besseres Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit erreicht. Mit DRiMa und DACCORD sind zudem zwei IAEA-Projekte zum internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch bei Stilllegungsprojekten lanciert worden.

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 und gegebenenfalls Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit abzuleiten. Demnach sind die wichtigsten Ergebnisse aus Sicht des ENSI folgende:

- Ultraschallmessungen am Reaktordruckbehälter (RDB) des belgischen Kernkraftwerks Doel-3 ergaben Anzeigen von Materialfehlern. Der RDB des Kernkraftwerks Mühleberg (KKM) besteht aus demselben Grundmaterial wie der bei Doel-3, und die RDB-Ringe wurden bei derselben Firma geschmiedet. Deshalb wurde auch der RDB des KKM einer zusätzlichen Ultraschallprüfung unterzogen. Die Messungen ergaben keine Hinweise auf Herstellungsfehler. Es konnte bestätigt werden, dass beim KKM die Qualität des RDB-Grundmaterials nicht beeinträchtigt ist.
- Während der Revisionsabstellung kam es im südkoreanischen Kernkraftwerk KORI-1 zu einem zwölf Minuten andauernden totalen Verlust der Wechselstromversorgung. Grund dafür war menschliches Fehlverhalten bei einem Test am Hauptgenerator, während Systeme und Stromversorgung infolge Wartung nur reduziert verfügbar waren und zudem ein Notstromgenerator beim Start versagte. Bis die Kühlung nach weiteren sieben Minuten wieder hergestellt werden konnte, stiegen die Kühlmitteltemperaturen im Reaktordruckbehälter um etwa 21 °C und im Brennelementlager um etwa 0.5 °C an; es kam jedoch zu keinen weitergehenden Auswirkungen. In der Schweiz wurden in den vergangenen Jahren bereits Massnahmen zur Verhinderung von Fehlern während Revisionsabstellungen ergriffen. Zudem stehen bei den Schweizer Kernkraftwerken mehr Möglichkeiten für die Aufrechterhaltung der Stromversorgung zur Verfügung.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI kooperiert mit internationalen Organisationen und ausländischen Aufsichtsbehörden, um den internationalen Standard im Bereich der nuklearen Sicherheit zu erfassen und weiterzuentwickeln sowie für die Schweiz umzusetzen. Das ENSI pflegt die Zusammenarbeit insbesondere mit der internationalen Atomenergiebehörde IAEA, der Kernenergieagentur NEA der Organisation für

wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, der Western European Nuclear Regulators' Association WENRA und im Rahmen von bilateralen Abkommen unter anderem mit Frankreich, Deutschland, Österreich, und neu auch mit Italien. Das ENSI bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit aktiv in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen ein.

Der Unfall von Fukushima Dai-ichi prägte die internationale Zusammenarbeit auch im Jahre 2012 weiter. Ende August fand bei der IAEA in Wien eine ausserordentliche Konferenz im Rahmen des Übereinkommens zur nuklearen Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) statt, an der die Vertragsstaaten ihre Aktivitäten nach dem Fukushima-Unfall und die Lehren daraus diskutierten. Dafür hatte das ENSI im Mai den Schweizer Länderbericht bei der IAEA eingereicht. Das ENSI setzte sich für mehr verbindliche Verpflichtungen und mehr Transparenz ein, indem es konkrete Änderungsvorschläge der CNS eingebracht hat. Eine Arbeitsgruppe soll nun bis Ende 2013 Verbesserungsvorschläge zur CNS und dessen Überprüfungsprozess ausarbeiten; in dieser arbeitet das ENSI aktiv mit. Das ENSI setzte sich an der Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit in der japanischen Präfektur Fukushima im Dezember weiter für eine Verstärkung der internationalen Sicherheitsanforderungen ein. Bei der Konferenz erörterten die Regierungen der IAEA-Mitgliedsstaaten die Konsequenzen, Lehren und umgesetzten Massnahmen nach dem Unfall.

Im Zuge des EU-Stresstests, der in der Schweiz gleich durchgeführt wurde wie in den EU-Ländern mit Kernkraftwerken, beteiligte sich das ENSI auch an dem bis April 2012 laufenden internationalen Überprüfungsprozess. Die im April 2012 durch die ENSREG veröffentlichten Resultate des Peer Reviews sollen in nationalen Aktionsplänen weiter bearbeitet werden. Das ENSI hat den eigenen nationalen Aktionsplan Ende 2012 der EU übermittelt und wird sich auch im Jahr 2013 weiter am Prozess beteiligen. Zudem setzte sich das ENSI im Rahmen der WENRA weiter für eine Verbesserung und Harmonisierung der Sicherheitsvorgaben ein.

Im Mai 2012 führte die IAEA die 4. Überprüfungs-konferenz zum Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (sogenannte Joint Convention) durch. Gemäss der internationalen Beurteilung des im Oktober 2011 eingereichten Schweizer Länderberichts erfüllt die Schweiz ihre Pflichten zur Entsor-

gung von radioaktiven Abfällen. Positiv hervorgehoben wurden zum Beispiel der Sachplan geologische Tiefenlager, das Vorliegen eines Entsorgungsprogramms und die periodische Prüfung der Entsorgungskosten sowie die Überprüfungen, denen sich das ENSI periodisch unterzieht. Empfohlen wurde dagegen unter anderem die Erstellung einer Richtlinie zum Rückbau von Kernanlagen, an der das ENSI bereits arbeitet.

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 2012 weitergeführt. Das ENSI revidierte vier bestehende Richtlinien:

- ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente;
- ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen;
- ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen;
- ENSI-B11: Notfallübungen.

Résumé

Recherche en matière de sécurité nucléaire

Dans l'exercice de sa tâche de surveillance des installations nucléaires, l'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN se doit d'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. Les résultats ainsi obtenus sont en partie directement intégrés dans les directives de l'IFSN, dans ses décisions prises au cas par cas et dans les outils qu'elle utilise. Par extension, ces projets servent à la formation de l'IFSN et de ses experts ainsi qu'à l'acquisition de compétences. Enfin, le programme de recherche contribue à de nombreux projets internationaux qui ne pourraient pas être réalisés en Suisse seulement. 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, prévues pour le confinement des substances radioactives. Concernant les combustibles, une attention particulière est portée aux taux de combustion accrus et aux critères de sécurité en cas de panne. En 2012, le Halden Reactor Project et le Studsvik Cladding Integrity Project ont directement influencé l'activité de surveillance de l'IFSN: sur la base de résultats d'essais sur les accidents de perte du caloporteur, l'IFSN a invité les exploitants des centrales nucléaires suisses à vérifier l'applicabilité à leurs installations. Les processus du vieillissement des matériaux de structure sont déterminants pour le fonctionnement à long terme des centrales nucléaires existantes. Le projet de mécanique de rupture, qui a très largement contribué à la directive ENSI-B01 sur la surveillance du vieillissement, s'est terminé avec succès en 2012.
2. Les projets de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** ont pour but de promouvoir l'échange d'expériences international en matière de défaillances et de dommages subis par les composants, qui peuvent entraîner des accidents ou exercer une influence défavorable. Pour ce faire, des banques de données thématiques ont été élaborées – par exemple sur l'endommagement de composants métalliques passifs et sur des incendies –, ce qui permet d'évaluer systématiquement le retour d'expérience en exploitation correspondant de nombreux pays. Le nouveau projet CADAK traite de la durée de vie de câbles électriques classés. Les banques de données exploitées depuis assez longtemps permettent des évaluations toujours plus systématiques. En 2012, des rapports de synthèse sur des arcs électriques à haute énergie (projet FIRE) et des rapports sur les pompes centrifuges et les entraînements des barres de commande (projet ICDE) ont ainsi pu être élaborés.
3. Outre les dommages que peuvent entraîner des événements à l'intérieur d'une centrale nucléaire, les analyses de sécurité tiennent également compte **d'événements externes**. Dans ce domaine, l'IFSN soutient essentiellement des projets internationaux qui poursuivent de coûteuses expériences et simulations de chutes d'avion et de tremblements de terre. Le groupe d'experts «Starkbeben» (Forts séismes) du Service Sismologique Suisse SED et la nouvelle plateforme «Extremereignisse» (événements extrêmes) PLATEX, à laquelle participent plusieurs offices fédéraux, sont dédiés à la situation en Suisse. Dans un premier temps, PLATEX s'occupera des questions liées au risque d'inondation.
4. L'influence qu'exerce l'action des opérateurs sur les pannes dans les centrales nucléaires est au centre des **facteurs humains**. D'une part, il s'agit ici de la fiabilité du comportement du personnel de service dans différentes conditions. La méthode mise au point dans le projet Human Reliability Research de l'Institut Paul Scherrer

IPS sur l'identification et l'appréciation de certaines erreurs de commande influençant négativement le déroulement d'une panne, a été appliquée en 2012 à une troisième centrale nucléaire suisse; des propositions spécifiques pour l'amélioration des prescriptions en matière de défaillances ont ainsi pu être formulées. D'autre part, l'influence de la configuration de la salle des commandes sur la performance des opérateurs est au cœur de ce domaine de recherche. En 2012, le Halden Reactor Project a monté le nouveau FutureLab dans lequel seront testés des prototypes pour des interfaces novatrices entre l'homme et la machine.

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. Pour ce faire, des modèles informatiques sont élaborés puis validés à l'aide d'expériences. Ils servent aussi de base pour l'évaluation quantitative des risques de l'installation dans des analyses probabilistes de sécurité. Dans le projet MELCOR, l'oxydation des gaines du combustible en cas d'accidents graves a été analysée de 2009 à 2012. Le modèle développé par l'IPS a alors pu être mis en œuvre dans le code de simulation MELCOR.
6. Les travaux de mise en œuvre dans le domaine de la **radioprotection** 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. Dans ce domaine précisément, l'acquisition de compétences est un aspect des plus importants.
7. Le domaine de la **gestion nucléaire** est le plus important en nombre de projets. Il comprend l'analyse de la roche d'accueil «argiles à Opalinus» au laboratoire souterrain du Mont Terri, ainsi que le dimensionnement et la surveillance d'un dépôt en couche géologiques profondes. La formation de gaz et, nouvellement, les processus thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques couplés (projet DECOVALEX) y occupent une place centrale. Le besoin de normes pour la réalisation d'un dépôt en couches géologiques profondes est discuté et évalué dans le nouveau projet de l'Union Européenne, SITEX. Vu le potentiel d'érosion de futures glaciations, le projet de modélisation climatique terminé en

2012 a permis de mieux comprendre la circulation atmosphérique au cours d'une période glaciaire. De surcroît, avec DRiMa et DACCORD, deux projets de l'AIEA ont été lancés sur l'échange international de connaissances et de retour d'expériences pour des projets de désaffectation.

Événements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les événements se produisant dans des installations nucléaires constituent un élément important du retour d'expérience d'exploitation. Ils fournissent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles sur l'ensemble des domaines du dimensionnement et de l'exploitation. Les événements survenus 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, qui ont été analysés afin d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses et, le cas échéant, d'en déduire des mesures pour améliorer la sécurité. Les résultats les plus importants du point de vue de l'IFSN sont les suivants:

- Des mesures par ultrasons réalisées sur la cuve du réacteur 3 de la centrale nucléaire belge de Doel ont révélé des défauts de matériau. La cuve du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg (CNM) est constituée du même matériau de base que celle de Doel-3, et les anneaux de la cuve ont été soudés par la même entreprise. La cuve du réacteur de la CNM a donc été soumise à des contrôles supplémentaires par ultrasons. Les mesures n'ont pas révélé de défauts de fabrication, confirmant ainsi que la qualité du matériau de base de la cuve du réacteur de la CNM n'était pas affectée.
- Pendant un arrêt pour révision, la centrale nucléaire sud-coréenne KORI-1 a subi une perte totale de l'alimentation électrique pendant douze minutes. Une erreur humaine survenue lors d'un test sur le générateur principal alors que les systèmes et l'alimentation électrique n'étaient disponibles que de manière réduite en raison de l'entretien et qu'un générateur électrique de secours était en plus tombé en panne au démarrage en est à l'origine. Jusqu'à ce que le refroidissement de la cuve du réacteur et de la piscine de

stockage des assemblages combustibles puisse être rétabli au bout de sept autres minutes, les températures du caloporteur ont augmenté d'environ 21 °C dans la cuve et de 0,5 °C dans la piscine de stockage des assemblages combustibles; il n'y a toutefois pas eu d'autres répercussions. Ces dernières années, en Suisse, des mesures visant à empêcher les erreurs pendant les arrêts pour révision ont déjà été prises. En outre, les centrales nucléaires suisses disposent de plus de possibilités pour maintenir l'alimentation électrique.

Coopération internationale

L'IFSN coopère avec des organisations internationales et des autorités de surveillance étrangères afin d'acquiescer le niveau international en matière de sécurité nucléaire, de le perfectionner et de l'appliquer à la Suisse. L'IFSN entretient notamment une bonne coopération avec l'Agence internationale de l'énergie atomique, AIEA, l'Agence pour l'Énergie Nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économique, AEN de l'OCDE, l'Association de responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest, WENRA, ainsi que dans le cadre d'accords bilatéraux avec entre autres la France, l'Allemagne, l'Autriche et plus récemment l'Italie. Dans des efforts d'harmonisation au niveau international, l'IFSN fait activement valoir les exigences élevées en matière de sécurité nucléaire posées en Suisse.

En 2012 aussi, l'accident de Fukushima Dai-ichi a continué de fortement marquer la coopération internationale. Une conférence extraordinaire s'est tenue fin août à l'AIEA à Vienne, dans le cadre de la Convention sur la sécurité nucléaire CNS; les Etats membres y ont discuté de leurs activités après l'accident de Fukushima ainsi que des enseignements qu'ils en avaient tirés. Dans cette optique, l'IFSN avait remis en mai à l'AIEA le rapport de synthèse national de la Suisse. L'IFSN a pris le parti de plus d'engagement et de transparence en présentant à la CNS des propositions de changement concrètes. Un groupe de travail doit maintenant élaborer, d'ici fin 2013, des propositions d'amélioration pour la CNS et son processus de contrôle; l'IFSN y collabore activement. Lors de la conférence ministérielle sur la sécurité nucléaire, qui a eu lieu en décembre dans la préfecture japonaise de Fukushima, l'IFSN s'est engagée en faveur de la poursuite d'un renforcement des exigences de sécurité internatio-

nales. Lors de la conférence, les gouvernements des Etats-membres de l'AIEA ont discuté des conséquences, des enseignements et des mesures mises en place après l'accident.

Dans le cadre du test de résistance de l'UE, réalisé en Suisse comme dans les pays de l'UE, l'IFSN a participé au processus de vérification international qui s'est poursuivi jusqu'en avril 2012. Les résultats de la revue par les pairs (Peer Review) publiés en avril 2012 par l'ENSREG continueront d'être traités dans des plans d'action nationaux. Fin 2012, l'IFSN a transmis son propre plan d'action national à l'UE; en 2013 aussi, elle participera au processus. De plus, dans le cadre de WENRA, l'IFSN s'est engagée une nouvelle fois en faveur de l'amélioration et de l'harmonisation des attentes en matière de sécurité nucléaire.

En mai 2012, l'AIEA a procédé à la 4^{ème} réunion d'examen de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs (Joint Convention). Conformément à l'évaluation internationale du rapport de synthèse national de la Suisse remis en octobre 2011, la Suisse remplit ses devoirs en matière de gestion des déchets radioactifs. Le plan sectoriel «Dépôts en couches géologiques profondes», la présentation d'un programme de stockage final, le réexamen périodique du coût de ce dernier ainsi que les inspections auxquelles l'IFSN se soumet régulièrement ont par exemple été notés positivement. Par contre, il a été recommandé à l'IFSN de procéder à l'élaboration d'une directive sur le démantèlement des installations nucléaires, à laquelle elle travaille déjà.

Changements et développements des bases de la surveillance nucléaire

Le règlement en place est adapté aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et en même temps harmonisé aux normes internationales. Ces travaux se sont également poursuivis tout au long de l'année 2012. L'IFSN a procédé à la révision de quatre directives:

- ENSI-G04: Dimensionnement et fonctionnement de dépôts pour déchets radioactifs et assemblages combustibles usés
- ENSI-B02: Compte rendu périodique des installations nucléaires
- ENSI-B03: Notifications des installations nucléaires
- ENSI-B11: Exercices d'urgence.

Summary

Research into regulatory safety

In the exercise of its regulatory responsibilities for nuclear facilities, it is essential that ENSI acts upon the basis of the latest developments in science and technology. ENSI therefore supports and coordinates safety research within its regulatory powers. The results of that research influence directly its Guidelines, individual decisions and resources. At a more general level, research projects serve training purposes and thereby maintain competence within ENSI and its experts. Finally, the ENSI research programme contributes to international projects which Switzerland would be unable to conduct on its own. International exchange of expertise, so crucial to nuclear safety, is thereby encouraged. The ENSI programme «Research into Regulatory Safety» is divided into seven main areas:

1. **Fuels and materials:** *this research covers the reactor core and the graded approach to safety barriers used for the confinement of radioactive materials. The research into fuel is examining primarily higher burn ups and safety criteria for accidents. In 2012, the Halden Reactor Project and the Studsvik Cladding Integrity Project had a direct impact on the regulatory activities of ENSI: Based on test results from accidents involving a loss of coolant ENSI instructed the operators of Swiss nuclear power plants to review whether they were relevant to their own facilities. In addition, ageing mechanisms affecting structural materials are crucial to the long-term operation of existing nuclear power plants. In 2012, the Fracture Mechanics Project was successfully completed, contributing significantly to the new ENSI-B01 Guideline on the monitoring of ageing processes.*
2. *The OECD Projects on **internal events and damage** encourage the international exchange of experience on accidents and the component damage that can trigger accidents or have a detrimental effect. For this purpose,*

specialised thematic databases are being created, e.g. on damage to passive metal components and on fire damage. These databases will facilitate a systematic analysis of relevant operating experience from numerous countries. The new project CADAK is looking at the lifespan of classified electrical cables. Long-established databases are increasingly being used for the purpose of systematic analyses. For example in 2012, it was possible to issue overview reports on high-energy arcs (FIRE Project) and component reports on centrifugal pumps and control rod drives (ICDE Project).

3. *In addition to damage that may result from events within nuclear power plants, the safety analyses also reflect **external events**. In this area, ENSI supports primarily international projects conducting complex experiments and simulations of aircraft accidents and earthquakes. Finally, it is involved in some projects that are especially tailored to conditions in Switzerland such as the work by the expert group from the Swiss Seismological Service (SED) and PLATEX, the new Extreme Events Platform involving several Swiss Federal authorities. PLATEX will initially look at issues relating to flood risks.*
4. *The effect of operator behaviour on accidents in nuclear power plants is the focus point of research into **human factors**. This relates on the one hand, to the dependability of operator behaviour under various conditions. In 2012, a third nuclear plant in Switzerland was subject to the methodology developed by the Paul Scherrer Institute (PSI) in the Human Reliability Research Project, which identifies and analyses certain operator errors influencing negatively the course of an accident. Thus specific proposals to improve accident procedures were developed. On the other hand, this research area also focuses on the influence of the control room layout on the performance of operating*

staff. In 2012, the Halden Reactor Project established the new FutureLab, which will test prototypes for innovative interfaces between man and machine.

5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed in conditions ranging from normal operations through to accidents resulting in core melt-down. Computer models are produced as part of this research and validated by experiments. The results are also used for the quantitative evaluation of the plant risk in probabilistical safety analyses. From 2009 to 2012, the MELCOR Project investigated the oxidation of fuel rod cladding in serious accidents. The model developed by PSI has now been incorporated in the MELCOR simulation code.
6. Applied research in **radiological protection** ranges from the radiation measurement technology, through to aero-radiometry and the development of new radionuclide analytical methods. In addition, the ENSI involvement in the development of international norms is contributing to cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise be maintained in this area.
7. The area of **decommissioning and disposal** now has the highest number of projects. They include research into the Opalinus Clay as a host rock being conducted at the Mont Terri Rock Laboratory and the design and monitoring of a deep geological repository. An additional focus is research into the development of gases and the coupled thermal, hydraulic, mechanical and chemical processes (DECOVALEX Project). SITEX is a new EU Project, which will consider and evaluate the regulatory framework required for the development of deep repositories. With regard to the potential erosion of future glaciers, the project completed in 2012 on climate modelling has provided a better understanding of atmospheric circulation during an ice age. In addition, two new IAEA projects (DRiMa and DACCORD) have been launched, which are designed to facilitate international exchange of knowledge and experience in decommissioning projects.

Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are a significant element of operating experience. They provide tangible information on weaknesses and on potential for improvements in all aspects of design and operation. Incidents in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Surveillance Report. The current report provides information on a selection of particularly instructive events in facilities outside Switzerland. They have been analysed in order to determine their relevance to Swiss nuclear facilities and where applicable the findings are used as a basis for safety improvements. From the ENSI standpoint, the following events were the most important:

- Material defects were identified during ultrasonic tests of the reactor pressure vessel (RPV) at the Belgian Doel 3 nuclear power plant. The RPV at the Mühleberg nuclear power plant (KKM) uses the same base material as was used at Doel-3 and the RPV rings were forged by the same company. The RPV at KKM was therefore subject to additional ultrasonic tests. However, no evidence of a manufacturing error was found and it was confirmed that the quality of the base RPV material at KKM was not compromised.
- All AC power was lost for 12 minutes during a maintenance shutdown at the South Korean nuclear power plant KORI-1. This was the result of human error in a test of the main generator, during which maintenance work had reduced the availability of some systems and power supplies and in addition, an emergency power generator failed to start. After a period of 7 minutes, by which time cooling had been re-established, the coolant temperature in the reactor pressure vessel had increased by 21 °C and the fuel assembly storage temperature by approximately 0.5 °C; however, there was no other effect. Switzerland had already introduced measures in recent years designed to prevent errors during maintenance shutdowns. In addition, Swiss nuclear power plants are fitted with more options for ensuring power supply.

International cooperation

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

of nuclear safety. These developments can then be incorporated into its own regulatory activities. ENSI maintains particularly active links with the International Atomic Energy Authority IAEA, the OECD/NEA and the Western European Nuclear Regulators' Association WENRA. It also has a series of bilateral agreements with countries such as France, Germany, Austria and recently with Italy as well. The ENSI contribution to current negotiations on increased global harmonisation is based on the stringent nuclear safety standards existing in Switzerland.

Over the course of 2012, the accident at Fukushima Dai-ichi continued to affect international co-operation. At the end of August, the IAEA held an Extraordinary Meeting in Vienna as part of the Convention on Nuclear Safety CNS. At this meeting, the contracting parties discussed their actions as a result of Fukushima and the lessons learned. In this respect, ENSI had submitted the Country Report for Switzerland to the IAEA in May. ENSI introduced concrete proposals for changes to the CNS by arguing for more binding obligations and greater transparency. A working group has been set up entrusted with suggesting ways to improve CNS. The group will submit its proposals and a draft of its review process by the end of 2013. ENSI is an active participant. At the Ministerial Conference on Nuclear Safety in the Fukushima Prefecture in Japan in December, Switzerland similarly argued in favour of a strengthening of international safety requirements. At the Conference, ministers from IAEA member states discussed the consequences and lessons learned from the accident and the actions taken.

Following the EU Stress Test, which was conducted by Switzerland in the same manner as in EU member states with nuclear facilities, ENSI took part in the international review process completed in April 2012. The results of the Peer Review published in April 2012 by ENSREG will be further processed in the context of national action plans. ENSI communicated its own national Action Plan to the EU at the end of 2012 and will continue to be part of the process in 2013. In addition, ENSI is supporting, through its membership of WENRA, improvements to and a harmonisation of safety standards.

In May 2012, the IAEA held the 4th Review Conference on the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. The international assessment of the Country Report for Switzerland submitted in October 2011 confirmed that Swit-

zerland meets its obligations on the disposal of radioactive waste. The assessment emphasized several positive features such as the Sectoral Plan on the deep geological repositories, the existence of a disposal programme, the periodic review of disposal costs and the regular review that ENSI conducts of its own activities. Conversely, a recommendation was made inter alia that ENSI should issue guidelines on the decommissioning of nuclear facilities, a subject that ENSI is already working on.

Current changes and developments in underlying surveillance principles

The existing regulatory framework of ENSI is being revised so that it complies with recent national nuclear energy legislation and is harmonised with international standards. Work on this aspect continued in 2012 and ENSI revised four of its currently enforced guidelines:

- ENSI-G04: Design and operation of storage facilities for radioactive waste and spent fuel rods
- ENSI-B02: Periodic reporting by nuclear facilities;
- ENSI-B03: Notifications by nuclear facilities;
- ENSI-B11: Emergency Exercises.

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. Die Resultate von Forschungsprojekten sollen unmittelbar der laufenden Aufsichtstätigkeit des ENSI dienen. Forschungsergebnisse gehen in vom ENSI zu erstellende Richtlinien ein und werden auch für konkrete Einzelentscheidungen als Grundlage herangezogen. Bestimmte Forschungsprojekte entwickeln und verbessern auch Hilfsmittel für die Aufsicht wie zum Beispiel spezielle Computerprogramme.
2. Die vom ENSI geförderten Forschungsprojekte dienen dem Kompetenzerhalt bei den Fachleuten des ENSI und bei seinen externen Experten. 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 Resultate, die in der Schweiz alleine nicht erzielt werden könnten. 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 so genannten 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 Brennstoffe und Materialien

Auftragnehmer: Halden Reactor Project, Norwegen
ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder
Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

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

130 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 zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. Paul Scherrer Institut) und die Nuklearindustrie (z.B. Kernkraftwerk Leibstadt KKL) 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. 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. So kann beispielsweise das Verhalten von Brennstoff unter den Bedingungen eines Kühlmittelverlust-Störfalls untersucht werden.

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

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Der Halden-Reaktor (Kontrollraum siehe Abbildung 1) war im Jahre 2012 wiederum wie geplant rund 190 Tage im Volllast-Betrieb, dabei wurden 14 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 2012 wurden unter anderen folgende Versuche durchgeführt:

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, es kommt zum Aufblähen der Brennstäbe (Ballooning). Beim anschliessenden Wiederbefüllen des Reaktordruckbehälters werden diese mit kühlem Wasser abgeschreckt, was zu grossen Materialspannungen führt. Der im Mai 2011 durchgeführte Versuch mit Brennstoff aus dem KKL (IFA 650.12), bei dem das Hüllrohr infolge von Spannungen in der Abkühlphase versagte und Brennstoff austrat, wurde 2012 mit Messungen im Hot-Labor ausgewertet. Demnach war dabei die Trennung zwischen Hüllrohr und Brennstoff komplett (Defueling), und der Brennstoff wies eine sehr feine Konsistenz auf. Der folgende Versuch IFA-650.13 wurde ebenfalls mit Brennstoff aus dem KKL durchgeführt. Die Voraussrechnungen waren wiederum vom PSI erstellt worden, und wie geplant kam es zu einem kompletten Bersten des Hüllrohrs. Gemäss ersten Gamma-Strahlen-Messungen trat dennoch relativ wenig Brennstoff aus. Auch dieser Versuch muss nun genauer ausgewertet werden. Weitere Versuche in dieser Serie sind bereits in Vorbereitung bzw. Planung.

Ein zweiter Versuch beschäftigt sich mit der Spaltgas-Freisetzung und der Wärmeleitfähigkeit verschiedener Brennstoff-Typen. Sechs Brennstab-Proben werden untersucht, sie enthalten Standard-Uranoxid sowie Chrom- bzw. Berylliumoxid-dotierten (BeO) Brennstoff. Es wurden bisher



Abbildung 1:
 Der neue Kontrollraum
 des Halden-Reaktors.
 Dieser wurde 2012
 modernisiert, wozu
 der Bereich Mensch-
 Technik-Organisation
 des HRP wesentliche
 Beiträge leistete.
 Quelle: HRP

Stableistungen von 30–35 kW/m und Brennstoff-Temperaturen von 1200–1300 °C erreicht. Vom BeO-dotierten Brennstoff verspricht man sich eine erhöhte Wärmeleitfähigkeit, und dieser zeigte tatsächlich die tiefsten Temperaturen. Bis jetzt wurde keine Spaltgas-Freisetzung beobachtet; dies soll jedoch mit weiterer Erhöhung der Leistung über den entsprechenden Schwellenwert im kommenden Jahr erreicht werden.

Ein weiteres Versuchsfeld beschäftigt sich mit der Korrosion des Hüllrohrs und der Hydridbildung im Hüllrohr-Material durch von aussen eindiffundierten Wasserstoff. In einem längerfristig laufenden Experiment wird der Einfluss von aggressiveren Kühlmittel-Eigenschaften unter thermohydraulischen Bedingungen, die denjenigen in Leistungsreaktoren entsprechen, auf moderne Zircaloy-Hüllrohre untersucht. Dabei wird an je vier Segmenten von sechs vorher unbestrahlten Brennstäben die Wirkung von erhöhtem pH-Wert von 7.4 und Lithiumgehalt (10 ppm), gesteigerter Stableistung (33–45 kW/m) und sogenanntem unterkühltem Sieden untersucht. Unterkühltes Sieden meint die Blasenbildung an der heißen Hüllrohr-Oberfläche, während das restliche Kühlmittel noch nicht die Siedetemperatur erreicht. Das Experiment wurde im Jahre 2012 fortgesetzt, im Mai wurde nach insgesamt 320 Bestrahlungstagen eine zweite Zwischenbeprobung durchgeführt. Der Abbrand betrug nun 22 MWd/kg. An den Hüllrohren wurde je nach Position eine Oxidschicht von 7.5–13 µm bzw. 10–16 µm Dicke festgestellt. Diese Werte stimmen gut damit überein, was anhand des gemessenen Neutronenflusses zu erwarten war.

senen Neutronenflusses zu erwarten war.

Das HRP setzte für die Messungen auch neu entwickelte On-line-Instrumentierungen ein, also Echtzeitmessungen während der Versuche. Insbesondere wurden die Eisen/Eisenoxid-Referenzelektrode für die Messung des elektrochemischen Potentials sowie die Testmethode für die Korrosionsmessung verbessert. Die ersten Tests im Reaktor waren vielversprechend, müssen aber noch durch die Messungen der Oxid-Schichtdicke nach Abschluss der Experimente verifiziert werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Charakterisierung 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 für 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. Die Ergebnisse des Projekts, insbesondere die Versuchsserie IFA-650, hatten zusammen mit denen des Studsvik Cladding Integrity Projects SCIP-II (siehe Kapitel 1.1.3) im Jahre 2012 unmittelbaren Nutzen für die Aufsichtstätigkeit des ENSI. Gestützt auf die Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen bei beiden Projekten hat das ENSI die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf ihre Anlagen zu überprüfen.

Ausblick

Die Arbeiten des Projekts liegen gut im Zeitplan. Mit dem Jahr 2013 beginnt bereits die Planung für die Projektphase 2015–2017. Voraussichtlich wird, wie vor der laufenden Phase, gegen Ende 2013 oder Anfang 2014 eine Veranstaltung durchgeführt werden, bei der die Schweizer Beteiligten ihre Anliegen für die kommenden Jahre zusammen mit der HRP-Projektleitung diskutieren können. Bereits bei der letzten Sitzung des Halden Board of Management im Dezember 2012 wurde von Schweizer Seite ein Antrag eingebracht, dass in Zukunft noch mehr als bisher Vorausrechnungen für Experimente im Halden-Reaktor durchgeführt werden sollen.

1.1.2 Untersuchungen an Halden-Proben IFA-638

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

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 von Hüllrohrmaterialien auf Zirkoniumbasis bei hohen Brennstoff-Abbränden. 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 Trans-

missions-Elektronenmikroskopie (TEM) untersucht. Damit soll zum besseren Verständnis von Oxidationsvorgängen unter den Bedingungen von Druckwasserreaktoren beigetragen werden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Bei den sechs Proben handelte es sich sowohl um in Leistungsreaktoren vorbestrahltes als auch erst im Halden-Reaktor bestrahltes frisches Material. 2011 wurden vier Proben dreier verschiedener Legierungstypen (M5 frisch/vorbestrahlt, E 635 frisch, ZIRLO frisch) elektronenmikroskopisch untersucht, 2012 die restlichen zwei Proben (ZIRLO vorbestrahlt, Alloy A frisch). Je nach Legierungstyp wurden verschiedene Arten von Ausscheidungen in der Grenzschicht und in ihrer Umgebung festgestellt. Alle Ausscheidungen zeigten einen gewissen Grad der Auflösung bei Bestrahlung. Dieser Effekt ist im Oxid stärker als im Metall. In Legierungen mit hoher Oxidationsresistenz waren keine oder nur wenige eisenhaltige Ausscheidungen nachweisbar. Ausscheidungen mit Chrom und Niob (Typ βNb) oxidieren verzögert und erst wenn sie bereits deutlich in der Oxidschicht liegen.

Zusammen mit anderen, früher durchgeführten Untersuchungen bestätigen die nun vorliegenden Ergebnisse, dass niobhaltige Hüllrohr-Legierungen, wie sie für neuere Brennelemente verwendet werden, eine höhere Resistenz gegenüber Oxidation und Auflösung von Ausscheidungen besitzen als andere Zirkonium-Legierungen. Das Projekt wurde damit abgeschlossen.

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, zum Teil auch die in diesem Projekt verwendeten, sind in verschiedenen Vorläufer-Brennelementen 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. Damit wird die Datenbasis für Entscheide der Aufsicht über die Zulassung von Brennelementen verbessert.

1.1.3 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder,
Andreas Gorzel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre von etwa 0,6–0,8 mm Wandstärke 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 Studsvik Cladding Integrity Project SCIP der OECD, an dem rund 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. Studsvik untersucht die Proben zudem vor und nach Experimenten mit modernsten, zum Teil selbst weiter entwickelten Methoden wie Laser-Ablation und Elektronenstrahl-Mikroanalyse (Electron Probe Micro-Analysis EPMA).

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Aufarbeitung von Daten aus früheren Rampenversuchen

Studsvik konnte mittlerweile Daten zu mehr als 1000 Rampenversuchen sammeln, die seit 1970 am Reaktor Studsvik R2 durchgeführt wurden. Diese wurden in einer Datenbank zusammengeführt. Eine solche Zusammenstellung ist sehr wertvoll, weil statistische Auswertungen nur mit einer grösseren Datenmenge sinnvoll durchgeführt werden können und Versuche mit Brennstoff bzw. Hüllrohren oftmals sehr teuer sind. Die Auswertung wird aber teilweise dadurch erschwert, dass nicht für alle durchgeführten Experimente dieselben Parameter gemessen wurden, weil jeweils unterschiedliche Forschungsinhalte im Zentrum standen.

Mechanische Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction PCMI)

Diese Interaktion kann zu Schädigungen des Hüllrohrs führen. Sie kommt dadurch zustande, dass sich die Pellets mit steigender Temperatur ungleichförmig ausdehnen und dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs drücken.

Interessant waren im Jahre 2012 Rampenversuche zum Einfluss der Additive Aluminium und Chrom auf das Pelletverhalten. Bei allen Proben vergrösserte sich die Porosität im Zentrum der Pellets, indem vor allem der Anteil kleiner Poren zunahm. Dieser Effekt war bei Pellets mit Additiven stärker als bei Standard-Pellets aus Uranoxid. Bei den Pellets mit Additiven war die Spaltgas-Freisetzung geringer, aber die Restdehnung etwas höher und die Bindung von Pellet und Hüllrohr stärker. Dies lässt vermuten, dass die Pellets mit Additiven eine stärkere Schwellung aufweisen und somit stärker auf das Hüllrohr drücken. Weitere Versuche deuten darauf hin, dass eine Dotierung mit Chrom und Aluminium Veränderungen der Kristallstruktur während Leistungsrampen entgegenwirkt. Schliesslich wurde im Juni 2012 ein Modellierungs-Workshop zu Leistungsrampen durchgeführt. Der Vergleich zwischen den Resultaten verschiedener Simulationsprogramme der Projektteilnehmer mit den experimentellen Daten zeigte teilweise eine grosse Streuung. Er machte deutlich, dass bei der Modellierung des Brennstoff- und Hüllrohrverhaltens noch erheblicher Verbesserungsbedarf besteht.

Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI)

Zusätzlich zur rein mechanischen Komponente wirken auf das Hüllrohr auch Spaltprodukte ein, die vom Brennstoff freigesetzt werden. Der dann wirkende Prozess, die Spannungsrisskorrosion, ist prinzipiell ähnlich wie bei Strukturmaterialien (siehe auch Projekt SAFE, Kapitel 1.1.5). Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI wird allgemein das Element Iod als wichtigstes chemisches Agens angenommen.

Mechanische Spreizversuche an Hüllrohren mit Hilfe einer gekerbten Keramikeinlage (Mandrel-Tests) wurden inzwischen von Studsvik so weiter entwickelt, dass die reale Belastungssituation bei Leistungsrampen gut simuliert werden dürfte. Bei Tests bildeten sich Risse in den Hüllrohren vornehmlich an den Positionen der Einkerbungen, was mit Hilfe von Finite-Elemente-Modellierungen durch die französische CEA (Commissariat à l'énergie atomique et

aux énergies alternatives) nachvollzogen werden konnte. Nun sollen auch Versuche mit Iod durchgeführt werden, um Schwellenwerte der Iod-Konzentrationen und des Brennstabinnendrucks für die Initiierung von PCI zu ermitteln.

Während Leistungsrampen findet in den Pellets offenbar stellenweise eine Rekristallisation, also das Wachstum von kleinen neuen Mineralkörnern, statt. Das Wachstum könnte an neu entstandenen Poren initiiert werden. Zu berücksichtigen ist aber auch die Desintegration der vorhandenen Körner. Bis jetzt ist unklar, welchen Einfluss Additive wie Chrom auf diese Prozesse haben. Messungen mit Laser-Ablation und mit EPMA nach den Rampenversuchen zeigten, dass im ganzen Pellet eine enge Korrelation zwischen Cäsium- und Iodgehalt besteht und beide Elemente von innen nach aussen zunehmen.

Durch Wasserstoff induziertes Hüllrohrversagen (Hydrogen-induced failures)

Im Betrieb wird die Aussenseite der Hüllrohre, die mit dem Kühlmittel in Kontakt ist, in einer dünnen oberflächlichen Schicht oxidiert. Bei dieser Reaktion wird Wasserstoff frei, der zum Teil ins Hüllrohrmaterial hinein diffundiert. Dort kann er gelöst im Feststoff vorliegen (solid solution), bei höherer Konzentration aber auch Hydride bilden. In beiden Fällen wirkt sich der Wasserstoff auf die Rissanfälligkeit und die mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs aus.

Für Versuche zum Kriechverhalten bzw. der Relaxation des Hüllrohrmaterials unter Zugspannung wurden Proben mit einem Wasserstoffgehalt zwischen 0 und 800 ppm verwendet. Dabei kann der gelöste Wasserstoff eine andere Rolle spielen (fördert Bewegung von Versatzstellen) als Hydride (Hindernisse für Verformung), was es erschwert, den Gesamteffekt zu erklären bzw. zu prognosti-

zieren. Mit steigender Spannung können Phasen verschiedener vorherrschender Mechanismen durchlaufen werden, die jeweils den Verformungsvorgang (strain) dominieren. Die bisher angewendeten Modellierungen liefern noch keine zufriedenstellenden Vorhersagen des Kriechverhaltens. Weitere mechanische Tests an Hüllrohren zeigten, dass auch bei sehr langsamer Steigerung bis zu relativ hohen Spannungen keine Relaxation stattfand. Dieses Ergebnis ist zum Beispiel wichtig für die Frage, wie schnell der Anfahrvorgang bei Kernkraftwerken durchgeführt werden kann, ohne die Hüllrohre zu schädigen.

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 (Abbildung 2). Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. Gleichzeitig wurden 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. Zusammen mit dem Halden Reactor Project (siehe auch Kapitel 1.1.1) hat SCIP-II im Jahre 2012 konkrete Beiträge für die Aufsichtstätigkeit des ENSI geleistet. Das ENSI hat, gestützt auf Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen bei beiden Projekten, die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf ihre Anlagen zu überprüfen.

Ausblick

Das Projekt verläuft bisher innerhalb des geplanten Zeitrahmens. Im Jahr 2013 sollen die letzten Rampenversuche sowie mechanische Tests durchgeführt werden. Bis zum Projektende Mitte 2014 steht dann die Berichterstattung im Vordergrund. Zudem wird Studsvik die konkrete Planung einer weiteren Projektphase in Angriff nehmen, für die beim Treffen im November 2012 erste interessante Ideen präsentiert wurden.

Abbildung 2:
Lichtmikroskopische Aufnahme eines Schnitts durch einen Brennstab. Innerhalb der Brennstofftablette ist die für höhere Abbrände typische dunkle Zone erkennbar.
Quelle: Studsvik.



1.1.4 OECD CABRI Waterloo 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 Brennstabschäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt. Die allgemeine Tendenz zur Steigerung der Brennstoffabbrände und die Verwendung weiterentwickelter Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien macht eine Überprüfung der Sicherheitskriterien notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabssegmenten 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 Testvorbereitungen nötig.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2012 wurden folgende Fortschritte erzielt:

- Im März wurde die neue Beladung des Reaktorkerns freigegeben.

- Der Druckentlastungstest der Heliumschleife wurde erfolgreich durchgeführt. Durch die Druckentlastung (^3He ist ein Neutronenabsorber) wird dem Reaktor Reaktivität zugeführt und so die RIA-Bedingungen simuliert.
- Die Freigabe zum erstmaligen Erreichen der Kritikalität wurde beantragt (Plan: Mai 2013).
- Mehrere Analysen zu geplanten Versuchen wurden durchgeführt, beispielsweise zu Materialcharakterisierungen und zum geplanten Fülldruck der Testsegmente.
- Das ENSI verfasste die abschliessende Dokumentation von Materialprüfungen an einem Mischoxid (MOX)-Brennstabssegment, das im Kernkraftwerk Beznau im Einsatz war und für RIA-Versuche verwendet werden soll. Die Untersuchungen wurden am Institut für Transurane in Karlsruhe (ITU) in Karlsruhe durchgeführt.
- Vergangene und zukünftige RIA-Versuche im CABRI-Reaktor bildeten die Grundlage eines OECD-Workshops zum Vergleich von Brennstabsimulationsprogrammen. An ihm beteiligten sich Organisationen aus insgesamt 14 Ländern. Der Vergleich zeigte, dass Hüllrohrdehnungen und Brennstofftemperaturen relativ gut übereinstimmten, während es merkliche Unsicherheiten bei den berechneten Hüllrohrtemperaturen und Spaltgasfreisetzungen gab.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle in schweizerischen Kernkraftwerken bedürfen der weiteren experimentellen Überprüfung. Die internationale Kooperation ist dabei unerlässlich, nicht nur wegen der hohen Kosten von Anlage und Versuchen. Auch bei den Simulationen des Brennstabsverhaltens ist es vor allem der Austausch zwischen den verschiedenen Fachgruppen weltweit, der Verbesserungen ermöglicht.

Der CABRI-Reaktor wird neben dem Forschungsreaktor NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan weltweit die einzige Anlage sein, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren integral 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, wobei die Versuche am NSRR in stagnierendem Wasser ablaufen.

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 in Kap. 1.5.1) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick

Mit grossem Aufwand hat das IRSN die wesentlichen Umbauarbeiten abgeschlossen. Mit dem neuen Wasserkreislauf wird eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen eingerichtet. Der Erfolg wird sich aber frühestens mit der Durchführung und Auswertung der ersten RIA-Versuche (Sommer 2014) bewerten lassen.

1.1.5 SAFE – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb

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

Einleitung

Das Projekt SAFE (Safe long term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmental assisted cracking) wird die wesentlichen Aktivitäten aus dem abgeschlossenen Projekt KORA weiterführen. Dabei werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den geplanten Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke.

Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt eine genaue Kenntnis der Systembedingungen voraus, die zur Risskorrosion und Ermüdung sowie zu einer Zähigkeitsabnahme führen können. Zuverlässige quantitative Daten zur Initiierung und zum Wachstum von derartigen Rissen und genaue Kenntnisse über den Alterungszustand der einzelnen Komponenten sind für die Bewertung der Strukturintegrität von Rohrleitungen und Behältern wesentlich.

Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung zu beachten. Im Rahmen des Projektes können auch spezielle Abhilfe- und Instandhaltungsmassnahmen untersucht werden. Das For-

schungsvorhaben SAFE setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an.

Das Projekt SAFE wurde im Jahr 2012 gestartet und soll drei Jahre laufen. Es ist in vier Teilprojekte gegliedert, die unterschiedliche Aspekte zum Werkstoffverhalten unter typischen Umgebungsbedingungen insbesondere im Primärkreislauf behandeln.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit und Risswiderstand

Hintergrund dieses Teilprojektes sind experimentelle Befunde aus Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion in renommierten internationalen Labors. Sie zeigen, dass sich das Bruchverhalten verschiedener Strukturwerkstoffe (z. B. kaltverformten rostfreien Stählen sowie Nickel-Basislegierungen) in Heisswasser gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Am Ende der meist sehr langen Versuche zur Bestimmung der Wachstumsraten von Spannungsrisskorrosion wurde vereinzelt ein unerwarteter Durchriss der Bruchmechanikproben beobachtet.

Im Moment ist noch nicht klar, ob es sich hierbei um eine reale Reduktion der Bruchzähigkeit oder nur um sehr schnelles Korrosionsrisswachstum handelt, welches im Experiment einen scheinbar rapiden mechanischen Bruch vortäuscht. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit hätte einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheitsbewertung und soll daher durch eine fundierte Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie ausgewählte Experimente abgeklärt werden.

Dazu wurde in einem ersten Schritt eine Sichtung der verfügbaren Literatur bezüglich möglichen Umgebungseffekten auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand von niedriglegierten ferritischen und austenitischen rostfreien Stählen sowie von Nickelbasislegierungen in Heisswasser durchgeführt. Der Schwerpunkt wurde dabei auf die Diskussion des Wasserstoffeinflusses in diesen Werkstoffen gelegt. Parallel zur Literaturrecherche wurde entsprechend des Projektplans ein Heisswasser-Kreislaufsystem für elasto-plastische bruchmechanische Versuche nachgerüstet und im Berichtjahr in Betrieb genommen. Damit können jetzt bruchmechanische Versuche im Heisswasser-Kreislauf mit deutlich grösseren Proben und höherer Beanspruchung als bisher durchgeführt werden. Ein detaillierter experimen-

teller Versuchsplan wurde für die beiden nächsten Projektjahre ausgearbeitet.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrisssbildung

Das Teilprojekt II befasst sich mit austenitisch rostfreien Stählen unter den Bedingungen von Siedewasserreaktoren (SWR) mit Wasserstoff-Fahrweise und Druckwasserreaktoren (DWR). Der dortige Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung und das Ermüdungskurzrissswachstum soll experimentell charakterisiert werden. Im Rahmen dieses Teilprojektes werden wichtige Fragestellungen bearbeitet, die bisher nicht ausreichend betrachtet wurden. Dazu zählen z. B. der Einfluss der Mittelspannung (resultierend aus dem Betriebsdruck), der Temperatureinfluss bei kleinen Dehnamplituden sowie die Auswirkung des gelösten Wasserstoffs im Stahl. Im ersten Projektjahr konnte gezeigt werden, dass der Anteil des im Stahl gelösten Wasserstoffs wie auch eine Verschiebung des pH-Werts keinen wesentlichen Einfluss auf die technische Rissinitiierung unter Ermüdungsbeanspruchung und Umgebungseinfluss ausüben. Dies ist von Bedeutung, da im Rahmen der Optimierung der Wasserchemie eine Anpassung der Wasserstoffkonzentration im Primärkreislauf diskutiert wird. Damit soll die bekannte Anfälligkeit der Nickelbasislegierungen auf Spannungsrisskorrosion reduziert werden. In weiteren Experimenten wurden die Untersuchungen aus dem KORA-Projekt zum Einfluss des Lastverhältnisses aus Mittelspannung und Betriebstransienten fortgeführt. Für Ermüdungsversuche an Luft kann der Einfluss der Mittelspannung mit einem Korrekturfaktor berücksichtigt werden. Die Versuche zeigen, dass diese Korrektur unter Umgebungseinfluss zu einer deutlichen Unterschätzung der Rissinitiierung führen kann.

Es wurden begleitende, umfangreiche metallographische Untersuchungen an den Bruchflächen von aufgebrochenen Proben durchgeführt. Damit kann der Mechanismus der Rissentstehung besser charakterisiert und zwischen Ermüdungsschädigung und korrosiven Risswachstum differenziert werden.

Teilprojekt III: Spannungsrisskorrosion im Übergangsbereich Inconel-182-RDB

Die Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion (SpRK) im Grenzbereich zwischen dem Schweißmaterial Inconel-182 (Nickelbasislegierung) und dem ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters (RDB) werden in diesem Teilprojekt fortgesetzt. Schwerpunkt der experimentellen Arbeiten ist das

SpRK-Risswachstum bei hohen Beanspruchungen in diesem komplexen Übergangsbereich. Die Versuche werden unter verschiedenen typischen Wasserchemiebedingungen durchgeführt. Sie sollen insbesondere mithelfen, Schwellenwerte für die Beanspruchung an der Rissspitze (Spannungsinintensitätsfaktor K) und für den Chlorid- sowie Sulfat-Gehalt zu identifizieren, unterhalb derer man ein SpRK-Risswachstum in den angrenzenden RDB-Stahl ausschliessen kann. Die Versuche werden in Zusammenarbeit mit einem japanischen Forschungs-Programm durchgeführt. Für die Schweiz ist dabei das Materialverhalten unter den typischen Bedingungen der Wasserstoff-Fahrweise für SWR wie auch unter DWR-Bedingungen von Interesse. Erste Untersuchungen zeigen, dass auch unter chloridfreien DWR-Bedingungen ein geringes Risswachstum in die Wärmeeinflusszone der Schweißnaht möglich ist, die gemessenen Risswachstumsraten sind gering.

Teilprojekt IV: SpRK-Rissbildung in austenitischen und ferritischen Stählen

Bei diesem Teilprojekt handelt es sich um langfristig orientierte Untersuchungen zu SpRK-Rissbildung im Rahmen einer Doktorarbeit. Es sollen wichtige Einflussgrößen auf die SpRK-Rissbildung in austenitisch rostfreien Stählen systematisch charakterisiert werden. Dazu zählen insbesondere der Oberflächenzustand (Kaltverformung, Rauigkeit, Eigenspannungen) wie auch Parameter der Wasserchemie (insbesondere der Gehalt von Wasserstoff und Chlorid). Ziel ist eine Verbesserung der bisher eingesetzten Vorhersagemodelle. Auch Teilprojekt IV wird in Zusammenarbeit mit einer japanischen Forschungseinrichtung durchgeführt werden.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2012 erreicht wurden.

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 ist Alterungsüberwachung und Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten (und nicht oder schwer austauschbaren) Komponenten sehr wichtig. Durch die gute Vernetzung des Projektes ist sichergestellt, dass auch die Er-

gebnisse des SAFE-Projekts, ebenso wie beim abgeschlossenen Projekt KORA, berücksichtigt werden, zum Beispiel bei der Überarbeitung von internationalen Standards.

Die im Projekt SAFE definierten Arbeitspakete betreffen wichtige auch vom amerikanischen Electric Power Research Institute (EPRI) veröffentlichte Kenntnislücken zur Alterungsüberwachung. Dazu zählt insbesondere die im Teilprojekt I behandelte Thematik zum möglichen Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit.

Das Thema Spannungsrisskorrosion an Nickel-Basislegierungen ist insbesondere nach dem Befund im Kernkraftwerk Leibstadt im Jahr 2012 weiterhin bedeutsam. Die im Rahmen des Projekts SAFE gewonnenen Erkenntnisse tragen dazu bei, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann.

Ausblick

Im ersten Jahr des Projekts SAFE stand der Aufbau und Ertüchtigung neuer Versuchseinrichtungen im Vordergrund. Damit können nun im zweiten Jahr zusammen mit der erfolgten personellen Verstärkung (zwei Postdocs) die vorgesehenen Experimente insbesondere für das Teilprojekt I und Teilprojekt IV durchgeführt werden.

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 ver-

fügbaren modernen Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Von besonderem Interesse ist die Methodik zur Risstiefenbestimmung für geometrisch komplexe Prüfsituationen. Dazu sind so genannte Ringversuche (Round-Robin-Versuche), also vergleichende Versuche mehrerer Labors, gestartet worden. An den ausgewählten Prüfkörpern werden auch neuartige Techniken untersucht. Am Projekt beteiligen sich Aufsichtsbehörden, Betreiber und Forschungseinrichtungen aus den USA, Korea, Japan, Schweden, Finnland und der Schweiz. Die Projektleitung wird von der amerikanischen Aufsichtsbehörde NRC übernommen. 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.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Entsprechend dem PARENT-Projektplan starteten 2012 die Round-Robin-Versuche. Dazu kamen auch ausgewählte Testkörper mit dokumentierten Fehlergeometrien in die Schweiz. An diesen zum Teil über 100 kg schweren Testkörpern wurden diverse zerstörungsfreie Messungen erfolgreich durch die beteiligten Labors von ALSTOM, SVTI und EMPA durchgeführt. Die einheitliche Durchführung und detaillierte Protokollierung der Messergebnisse wurde durch einen Fachmann von der schwedischen Qualifizierungsstelle überwacht. Dieser war für die zeitaufwändigen Round-Robin-Versuche für ca. zwei Wochen in den beteiligten Schweizer Labors anwesend.

Als weiterer Schweizer Beitrag für das PARENT-Projekt werden Testkörper aus dem abgeschlossenen Forschungsprojekt KORA-II für die Round-Robin-Versuche verwendet. Diese neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobekörper weisen realitätsnahe Spannungskorrosionsrisse auf. Sie wurden durch Versuche von bis zu 5 Monaten Dauer unter typischen Wasserchemiebedingungen von Siede- und Druckwasserreaktoren erzeugt. Die Versuche wurden abgebrochen, sobald der Riss auf eine gewünschte Grösse im Testkörper angewachsen war. Diese Testkörper wurden nach Abschluss der Messungen in der Schweiz zu Round-Robin-Versuchen an Labors in Schweden, Finnland und Korea geschickt. Die Charakterisierung der Risse stellt sich nach der vorläufigen Auswertung als anspruchsvoll heraus.

Um die laufenden Round-Robin-Versuche zu koordinieren und die Auswertung der Vielzahl an Testergebnissen abzustimmen, wurden zwei internationale Projektsitzungen durchgeführt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Jahre 2012 gab es weitere Rissbefunde an Mischnähten aus der Nickelbasislegierung Inconel-182 in ausländischen, aber auch Schweizer Kernkraftwerken. Deshalb besteht ein besonderes Interesse an einer robusten Prüftechnik für diese Aufgabenstellung. Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich mögliche neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen aktuellen Fragenstellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick

Entsprechend dem PARENT-Projektplan kommen 2013 ausgewählte Testkörper mit unbekanntem Fehlergeometrien zur Untersuchung in die Schweiz. Ein externer Fachmann wird wiederum bei der Durchführung der zerstörungsfreien Messungen permanent anwesend sein. Damit wird sichergestellt, dass nur dokumentierte Prüftechniken eingesetzt werden und belastbare Ergebnisse für die Auswertung der Round-Robin-Versuche bereit gestellt werden.

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 Reaktordruckbehälters 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 Primärkreislauf-Komponenten 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 Reaktorkerneinheiten und Rohrleitungen auf Spannungsrisskorrosion (SpRK) durch die entsprechende Wahl der Randbedingungen zu minimieren. Dies kann mit der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise realisiert werden, wobei allerdings die Zugabe grosser Mengen an Wasserstoff notwendig ist, um das erforderliche (sehr tiefe) Korrosionspotential an denjenigen Oberflächen zu erreichen, die mit Medium in Kontakt stehen (sogenannte Hydrogen Water Chemistry HWC). 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.

Das sogenannte On-line NobleChem™ (OLNC) Verfahren kommt in beiden SWR der Schweiz (Kernkraftwerke Leibstadt KKL und Mühleberg KKM) zum Einsatz. Dabei wird während des Volllastbetriebs ein wasserlöslicher Platinkomplex dem Reaktorwasser in einem zuvor festgelegten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der Kerneinheiten und Rohrleitungen nieder. Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, so dass bereits mit geringen Mengen an Wasserstoff das erforderliche, niedrige Korrosionspotential 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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Die für das dritte 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» vollumfänglich erfüllt werden.

Die Ergebnisse der Literaturrecherche wurden in einem umfangreichen Bericht zusammengefasst und die NobleChem™-Anlagendaten des KKL und des KKM wurden tabellarisch erfasst.

Im Rahmen des NORA-Projekts wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren wie z. B. Einspeiserate, Strömungsgeschwindigkeit des Wassers und Oberflächenbeschaffenheit der Proben, auf die Platin-Abscheidung systematisch untersucht. Der eigens für dieses Projekt erstellte Hochtemperaturkreislauf wurde im Laufe des Berichtjahres einer umfangreichen Revision unterzogen. In diesem Jahr wurden insgesamt sieben Versuchsreihen gefahren, bei denen die Zugabe des Platins bzgl. Menge und Dosiergeschwindigkeit zum Kreislauf variiert wurde. Aufwändige analytische Nachuntersuchungen der Probenoberflächen wurden an den im PSI sowie an den im KKL ausgelagerten Proben durchgeführt.

Die Ergebnisse zeigen, dass voroxidierte Proben generell eine etwas höhere Platin-Belegung aufweisen als Proben, welche vor dem Einsatz nicht explizit vorbehandelt wurden. Niedrigere Dosierraten von Platin führen im Vergleich zu höheren bei gleicher Gesamteinspeisemenge zu besseren Ergebnissen. Beim Einspeisen der Platin-Lösung in den Kreislauf ist eine schnelle Strömung des Wassers von Vorteil. Auf Proben, welche nie während einer Platin-Applikation im Kreislauf waren, sind keine Platin-Partikel nachweisbar. Das bedeutet, dass nach der Applikation kein im Wasser gelöstes Platin mehr vorhanden ist, bzw. dass im Reaktorsystem keine nennenswerte Umverteilung des schon abgelagerten Platins stattfindet.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Weltweit wenden mittlerweile sehr viele BWR-Anlagen das OLNC-Verfahren an. Das Projekt stösst deshalb auch ausserhalb der Schweiz auf grosses Interesse. Die Wirksamkeit dieser 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 Spannungsrisskorrosion 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 PSI-Kreislauf und in einem realen SWR sowie mit der Entwicklung einer zerstörungsfreien Technik, 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 das KKM und das 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.

Ausblick

In den nächsten sechs Monaten, in denen das NORA-Projekt noch läuft, werden die letzten Versuche im Hochtemperaturkreislauf gefahren. Die noch ausstehenden Analysen an den KKL- und PSI-Proben werden durchgeführt. Anschliessend werden alle Ergebnisse in einem umfangreichen Projekt-Abschlussbericht zusammengefasst. Man kann davon ausgehen, dass das PSI alle die für NORA definierten Projektziele am Ende der 3½ Jahre erreicht haben wird.

Da es noch weitere offene Fragen gibt, die im Rahmen der OLNC zu klären sind und aus zeitlichen Gründen nicht während des laufenden NORA-Projekts untersucht werden konnten, wird über die Fortsetzung des NORA-Projekts (NORA II) diskutiert.

1.1.8 PISA-II – 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 nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Auslegungsfälle gewährleistet bleibt. Das im Berichtsjahr gestartete Projekt PISA-II behandelt spezifische Fragestellungen zur Integritätsbewertung des RDB. Die darin geplanten probabilistischen Berechnungen basieren auf den im Projekt PISA-I entwickelten Modellen und sollen diese weiterentwickeln. Bei der Definition der Projektziele wurden die Ergebnisse der im Projekt PISA-I durchgeführten Literaturstudie zum Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Integritätsbewertung des RDB berücksichtigt. Als wesentliche

Erweiterung soll die Methodik für eine probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtung unter Berücksichtigung der anzunehmenden Belastungen aufgebaut werden. Dafür müssen Aspekte sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermohydraulik behandelt werden. Es ist ein geeignetes Referenzszenario auszuwählen, um möglichst realitätsnahe Beispielrechnungen durchführen zu können. In das Projekt sind PSI-Mitarbeiter aus den Bereichen der nuklearen Materialien und der Thermohydraulik eingebunden.

Das Projekt PISA-II wurde entsprechend in vier Teilprojekte gegliedert:

- Teilprojekt I: Verfeinerte probabilistische Analyse des Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS)
- Teilprojekt II: Transienten-Studie mit Hilfe des Rechenprogramms RELAP und numerischer Strömungssimulation (Computational Fluid Dynamics CFD)
- Teilprojekt III: Umfassende 3D-Analysen
- Teilprojekt IV: Bruchmechanik-Methoden

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Das Projekt PISA-II mit einer Laufzeit von drei Jahren wurde am 1. Juli 2012 gestartet. Im Berichtszeitraum wurde die Arbeit zu den einzelnen Teilprojekten mit ersten Berechnungen begonnen, und der gewählte Referenzfall wurde präzisiert.

Die als Software-Paket implementierten probabilistischen Modelle zur Sicherheits- und Integritätsbewertung des RDB wurden bereits für erste Anwendungen eingesetzt. Eine Teilaufgabe beschäftigt sich mit der Anwendbarkeit des so genannten «Warm Pre-stress (WPS) Effektes». Dieser Effekt tritt bei einer Warmvorbelastung während einer Belastungstransiente auf und beeinflusst den Risswiderstand. Es wurden moderne mathematische Modelle (Cheli- und Curry-Modell) eingesetzt, um die Sicherheitsmargen bei der Anwendung des WPS-Effektes quantitativ zu bestimmen. Diese Angaben können bei den probabilistischen Berechnungen berücksichtigt werden. Für verfeinerte bruchmechanische Betrachtungen wurde auch der Einfluss der Mehrachsigkeit des Spannungszustandes (Constraint-Effekt) berücksichtigt. Dazu wurden Modellrechnungen durchgeführt, um den Constraint-Effekt für den gewählten Referenzfall zu quantifizieren.

Die im Projekt geplanten thermohydraulischen Berechnungen mit RELAP5 wurden vorbereitet. Dazu wurden eine Vorauswahl der zu berücksichti-

genden Lasttransienten für die PTS-Berechnungen getroffen und die benötigten Eingangsparameter definiert. Die aufwändigen thermohydraulischen Berechnungen ermöglichen Aussagen über die durch die Kühlwasserstrahlen bei einer Notkühlung verursachten Beanspruchungen am RDB. Beim Projekt PISA-II interessiert insbesondere die Fehlertoleranz dieser Berechnungen, die eine wichtige Eingangsgröße für die probabilistische Gesamtbetrachtung ist.

Die Projektziele in der Startphase des PISA-II-Projektes wurden erreicht. Die vorgesehene Verknüpfung von thermohydraulischen und bruchmechanischen Berechnungen ist komplex und in dieser Weise neu.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Reaktordruckbehälter stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Insbesondere beim Nachweis der Sprödbruchsicherheit des RDB besteht ein starkes Interesse des ENSI, die Sicherheitsreserven deterministischer Integritätsnachweise durch verfeinerte probabilistische Analysen besser quantifizieren zu können.

Das Projekt PISA-II soll insbesondere für die spezifischen Randbedingungen des Langzeitbetriebes die ermittelten Sicherheitsmargen untersuchen. Weiterhin wird mit diesem Projekt auch der Kompetenzerhalt zu den Sprödbruch-Sicherheitsnachweisen des RDB in der Schweiz sichergestellt.

Ausblick

Für das zweite Projektjahr sind umfangreiche Berechnungen zu den einzelnen Arbeitspaketen geplant. Eine wichtige Herausforderung wird die vorgesehene Integration der 3-D-Berechnungsmodule für die Thermohydraulik und Bruchmechanik darstellen.

1.1.9 Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten

Auftragnehmer: Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e.V.

ENSI-Projektbegleiter: Dietmar Kalkhof

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Reaktordruckbehälter (RDB) ist Teil der druckführenden Umschliessung eines Kernreaktors und

fungiert damit als Barriere gegen den Austritt von Radioaktivität an die Umgebung. Die Integritätsbewertung hat vor allem die Sicherheit gegen katastrophales Versagen des RDB nachzuweisen. Der Sprödbbruch-Sicherheitsnachweis eines RDB ist für einen postulierten oder gemessenen Anriss bei Belastung durch den sogenannten Thermoschock zu führen. Dieser ist eine Transiente bei einem Kühlmittelverlust-Störfall, die infolge der Einleitung von kaltem Notkühlwasser bei gleichzeitigem hohem Innendruck abläuft. In der Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01 sind die behördlichen Anforderungen für den Nachweis der Sprödbbruch-Sicherheit der Reaktordruckbehälter (RDB) festgelegt. Die Regelungen der Richtlinie enthalten auch die Option, die nach dem Prüfstandard ASTM E1921¹ ermittelte Referenztemperatur T_0 als Referenztemperatur der ASME K_{Jc} -Grenzkurve² zu verwenden. Damit wird einem internationalen Trend entsprochen, die für eine Sprödbbruch-Sicherheitsbewertung notwendige Bruchzähigkeit der RDB-Werkstoffe nicht mit einer indirekten und korrelativen Verfahrensweise zu bestimmen, sondern direkt mit den Voreilproben zu messen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Die vorliegenden Untersuchungen betrafen die Anwendbarkeit des Prüfstandards ASTM E1921 auf Mehrlagenschweissnähte des Reaktordruckbehälters. Das verwendete Material einer Umfangschweissnaht des nicht in Betrieb genommenen Biblis-C-RDB eröffnet die Möglichkeit, eine bruchmechanische Charakterisierung von Schweissgut durchzuführen, welches repräsentativ für die Kernkraftwerke in der Schweiz ist.

Dem Prüfstandard ASTM E1921 liegt das Master-Curve-(MC)-Konzept³ zugrunde. Die Voreilproben aus Schweissgut im RDB sind überwiegend T-L-orientiert, d.h. die Rissfortschrittsrichtung ist die Schweissrichtung. Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einem makroskopisch inhomogenen Gefüge, für welches das MC-Konzept gemäss Definition nicht gilt. Es wurde geprüft, ob T-L-orientierte Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissgut nach dem Prüfstandard ASTM E1921 geeignet sind. In diesem Zusammenhang wurde der Einfluss der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit und die daraus berechnete Referenztemperatur T_0 untersucht. Es ergab sich, dass die Streuung der Bruchzähigkeitswerte bei den T-L-

orientierten Proben deutlich geringer ausfiel als bei den T-S-Proben. Das Ergebnis lässt die Schlussfolgerung zu, dass auch die T-L-orientierten Proben nach ASTM E1921 auswertbar sind.

Im Jahre 2012 wurden zusätzliche angerissene Kerbschlagproben verschiedener Orientierung geprüft. Damit wurden die bisher vorgestellten Ergebnisse zur Verteilung der Rissinitiierungsorte in T-L- bzw. T-S-orientierten Proben ergänzt und der Einfluss der Prüftemperatur auf die Spaltbruchinitiierung untersucht. Weitere Tests mit gekerbten Proben aus verschiedenen Dickenpositionen wurden mit der Zielstellung durchgeführt, die damit ermittelten mechanisch-technologischen Kennwerte und die mit angerissenen Kerbschlagproben ermittelten bruchmechanischen Parameter zu vergleichen. Mit fraktographischen und metallographischen Untersuchungen konnten die bisherigen Ergebnisse bestätigt werden, dass sich die Variation des Gefüges nicht wesentlich auf die Verteilung der Rissinitiierungsorte auswirkt. Mit diesen Untersuchungen wurde das experimentelle Versuchsprogramm abgeschlossen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Richtlinie zur Alterungsüberwachung ENSI-B01 hat grosse praktische Bedeutung für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernanlagen, denn der Versprödungsgrad des nicht austauschbaren RDB ist einer der wichtigsten Faktoren für die Lebensdauer eines Kernkraftwerks.

Die Richtlinie erlaubt die Festlegung der Referenztemperatur (RT_{ref}) für die ASME- K_{Jc} -Grenzkurve auf Basis der nach ASTM E1921 ermittelten T_0 . Die Formel zur Bestimmung der Referenztemperatur wurde aus den Ergebnissen des Projektes abgeleitet. Insbesondere wurden folgende Grösseneffekte und Streuungseinflüsse quantifiziert:

- Temperaturverschiebung von 12.4K, um die Äquivalenz der (grössenabhängigen) Kurve $K_{Jc-1T}(T)$ für 5% Bruchwahrscheinlichkeit nach ASTM E1921 und der (grössenunabhängigen) unteren Grenzkurve $K_{Jc}(T)$ herzustellen;

¹ ASTM E 1921-09, 10, 11: «Standard test method for determination of reference temperature, T_0 , for ferritic steels in the transition range». Annual Book of ASTM Standards, Vol. 03.01, Metals Test Methods and Analytical Methods, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2009, 2010 and 2011.

² ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Division 1, Paragraph NB 2331, American Society of Mechanical Engineers, New York, 2004.

³ Wallin, K.: «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.

- Korrekturterm ΔT_s , wenn anstelle von Standardproben kleinere Kerbschlagproben zur Bestimmung von T_0 verwendet werden;
- Streuungseinflüsse (Wurzelausdruck): Die beiden ersten Terme quantifizieren die Unsicherheit der Messmethode nach ASTM E1921, ΔT_M den Beitrag der Streuung des Materials im Fall von Schweissgut, und ΔT_T den stochastischen Anteil an der Temperaturverschiebung zwischen Standardproben und kleineren Kerbschlagproben.

Daraus ergibt sich folgende Formel zur Bestimmung der Referenztemperatur:

$$RT_{ref} = T_0 + 12,4 K + \Delta T_s + \sqrt{\frac{324}{n}} + 16 + \Delta T_M^2 + \Delta T_T^2$$

n Anzahl der gültigen Werte nach ASTM E1921

T_0 Referenztemperatur nach ASTM E1921

$\Delta T_s = 0$ wenn T_0 mit 1T-C(T)-Proben, 10K wenn T_0 mit 0.4T-SE(B)-Proben bestimmt wurde

$\Delta T_M = 0$ für Grundwerkstoff, 6 K für Schweissgut

$\Delta T_T = 0$ wenn T_0 mit 1T-C(T)-Proben, 5K wenn T_0 mit 0.4T-SE(B)-Proben bestimmt wurde

Die Ergebnisse haben insbesondere gezeigt, dass das inhomogene Schweissgefüge zu einer relativ starken Streuung der Bruchzähigkeitswerte führen kann, was entsprechend mit dem additiven Term ΔT_M berücksichtigt werden muss.

Ausblick

Die im Projekt geplanten experimentellen Arbeiten wurden vollständig und erfolgreich bis Ende 2012 abgeschlossen, und der Abschlussbericht wird erarbeitet. Die Ergebnisse hatten direkte Auswirkungen auf die Regelung in der ENSI-Richtlinie B01 hinsichtlich der Nachweisverfahren zur Sprödbruchsicherheit von RDB. Ausgehend von den Ergebnissen des Projektes ist vom ENSI noch abzuklären, ob der additive Term ΔT_M im Wurzelausdruck der Standardabweichung, der den Beitrag der Streuung des Materials im Fall von Schweissgut darstellt, mit bisher 6K ausreichend bemessen ist.

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 Spannungsrisskorrosion). Es wurde im Juni 2011 begonnen und umfasst heute folgende Mitgliedsländer: Kanada, Taiwan, Tschechien, Finnland, Frankreich, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweden, Schweiz und USA. Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Unklassierte Komponenten werden einbezogen, wenn deren Versagen zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben.

Die Ziele des CODAP-Projektes sind

- Informationen zu Schadensfällen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln;
- Die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Schädigungen sowie 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 auch im CODAP-Projekt die Datenbank ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen herausgearbeitet 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 Berichtjahres und deren Umsetzung

2012 wurde der Projekt-Abschlussbericht für das OPDE-Projekt fertiggestellt [1]. Die Betreiber der schweizerischen Kernkraftwerke wurden in das CODAP-Projekt eingebunden. Sie können die elektronische Datenbank abrufen und neue Daten eintragen. Damit steht den Betreibern eine weitere Quelle für die Auswertung der internationalen Betriebserfahrung für die Instandhaltung und Alterungsüberwachung zur Verfügung.

Die vorhandenen Daten aus OPDE und SCAP-SCC der teilnehmenden Länder wurden in eine neue gemeinsame CODAP-Datenbank übertragen. Dazu wurde ein Handbuch erstellt, das sich im Wesentlichen an demjenigen des OPDE-Projekts orientiert und die Inhalte der neuen Datenbank definiert. Anders als bisher wird die neue CODAP-Datenbank ganz auf einer Internet-Plattform der OECD-NEA laufen. Diese geschützte Plattform ist seit Mitte 2012 aufgeschaltet.

2012 wurde schwerpunktmässig mit der Sammlung und Bearbeitung von Schadensfällen durch Erosionskorrosion (strömungsinduzierte Korrosion) begonnen, die für einige der beteiligten Länder von grosser sicherheitstechnischer Bedeutung sind. Daneben wurden die aus den Vorgängerdatenbanken übertragenen Daten überprüft und andere neue Schadensfälle aufgenommen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst rund 4400 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen. Für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke steht mit der Datensammlung und der Hintergrundinformation eine direkte und aktuelle Quelle der internationalen Erfahrung mit Schadensfällen an (meist 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

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

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

Ausblick

Ein wichtiger Aspekt des Projektes ist 2013 die weitere Sammlung von Daten, die Validierung der Datenbasis und der Aufbau der mit CODAP verbundenen Wissens-Datenbank (Knowledge-Database). Diese umfasst zusätzliche Angaben, die wesentlich zum Verständnis von Schädigungsmechanismen sind. Relevante Schadensfälle durch Erosionskorrosion sind in der Schweiz in den letzten Jahren nicht aufgetreten, so dass sich der Beitrag der Schweizer Kernkraftwerke hier auf die Beschreibung der wirksamen Instandhaltungspraxis beschränken wird. Die Daten des Projekts sollen in der Schweiz vermehrt zur Beurteilung von Instandhaltungsprogrammen herangezogen werden.

Literatur

- [1] OECD/NEA Piping Failure Data Exchange Project (OECD/NEA OPDE) Final Report, NEA/CSNI/R (2012) 16, November 2012.

1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

Das OECD-Projekt CADAK beschäftigt sich mit Alterungsphänomenen von elektrischen Kabeln. Es setzt seit Ende 2011 in erweitertem Sinne denjenigen Teil des früheren Projekts OECD SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) fort, der sich bereits mit Kabelisolationen beschäftigt hatte. CADAK hat sich zum Ziel gesetzt, die technische Basis für die Lebensdauer von klassierten elektrischen Kabeln unter dem Gesichtspunkt von Unsicherheiten bei den Qualifikationstests, welche vor der Erstinbetriebnahme stattfanden, neu zu beurteilen. Damit sollen einerseits die Korrektheit der Reserven ermittelt und andererseits Unsicherheiten abgedeckt werden. Die Ergebnisse sollen in

einer Datenbank zusammengefasst werden, die nicht nur Angaben zu einzelnen Fällen, sondern auch Hintergrundwissen enthält (Data and Knowledge Base). An dem Projekt nehmen Belgien, Kanada, Frankreich, Japan, die Slowakei, Spanien, die USA und die Schweiz teil.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

In einem ersten Schritt ging es bei der Startsituation im Frühjahr 2012 darum, den momentanen Stand der beitragenden Länder bei der Überwachung der Kabelalterung festzuhalten. Zudem wurden bereits laufende Forschungsaktivitäten im Bereich der Kabelalterung thematisiert. Insbesondere laufen Studien mit im Einsatz stehenden Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel liefern sollen. Dafür werden teilweise Kabelmuster von bestehenden oder stillgelegten Kernkraftwerken verwendet, also Material, welches über einen längeren Zeitraum einer erhöhten Temperatur und Strahlung ausgesetzt war. Schwierig ist dabei die Ermittlung der Daten betreffend Einsatzzeit inklusive den herrschenden Umgebungsbedingungen (Strahlung, Temperatur, etc.), mit denen die Voralterung bestimmt werden kann. Erst auf Basis dieser kann die eigentliche Forschungsarbeit zur maximalen Lebensdauer unter bestimmten Randbedingungen beginnen. In einigen Anlagen wurden bereits entsprechende Temperatur-, Feuchtigkeits- und Strahlungsmessungen installiert. Dies ermöglicht eine kontinuierliche Überwachung der Situation und genauere Werte, die in Bezug zum Alterungsfortschritt gesetzt werden können.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

In der Schweiz ist ein Alterungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E klassiert) etabliert. Mit den Projektergebnissen sollen exaktere Aussagen zur Lebensdauer von eingesetzten Kabeln gewonnen werden. Damit können bestehende Modelle zur Alterungsüberwachung überprüft und optimiert werden. Das Projekt hat eine grosse sicherheitstechnische Bedeutung, da Kabel wichtige Verbindungselemente sind, bei deren Ausfall sicherheitsrelevante Komponenten eventuell nicht mehr zur Verfügung stehen. Die Datenbank kann, wenn diese eine ausreichende Menge an qualitätsgesicherten Daten enthält, einen Beitrag für wichtige Fragen des Langzeitbetriebs liefern.

Ausblick

Für das Jahr 2013 ist geplant, den aktuellen Stand der Überwachung, Forschungsergebnisse und Betriebserfahrungen zu thematisieren. Zudem sind noch Fragen bezüglich der Datenbank, vor allem zum Teil Hintergrundwissen, zu klären. Längerfristig könnten neben Kabeln eventuell auch andere alterungsrelevante Komponenten erfasst werden wie zum Beispiel Motoren, Durchführungen, Batterien, Messwertumformer und Thermoelemente.

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 (ICDE)-Projekt 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 (CCF)-Ereignisse. Dies sind Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten auf Grund 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.

Projektziele des Berichtjahres

und deren Umsetzung

Im Jahr 2012 konnten insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt werden:

■ Datenerfassung:

- Im Berichtjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2012) 1681 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 11 verschiedene Komponententypen.
- Mit der Datensammlung für den Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* wurde begonnen. Die Testphase der entsprechenden Datenbankerweiterung ist im Gang.

■ **Kodierungsrichtlinien:** In den sogenannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderun-

gen 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:

- Der abschliessende Entwurf der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *Lüfter* liegt vor.
- Ein erster Entwurf der Kodierungsrichtlinie für den neuen Komponententyp *Digitale Leittechnik* wurde erstellt.
- Die generelle Kodierungsrichtlinie (Dokument ICDE CG00-09) zum allgemeinen Vorgehen bei der Datensammlung wurde im Februar 2012 veröffentlicht (NEA/CSNI/R (2011)12).

■ **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund 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:

- Die Komponentenberichte zu *Kreiselpumpen* und zu *Steuerstabantrieben* wurden veröffentlicht.
- der Komponentenbericht zu *Wärmetauschern* wurde weiterentwickelt.

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2012 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen. Das Budget für das Jahr 2012 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-Projektes werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen besser zu verstehen 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:

- Ein abschliessender Entwurf des Komponentenberichts zu Wärmetauschern soll erstellt werden.
- Die Komponentenrichtlinie für die Komponente *digitale Leittechnik* soll fertiggestellt werden, und die Datensammlung soll beginnen.

1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiterin: Annette Ramezani

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 Berichtjahres

und wichtige Ergebnisse

Planmässig wurden im Jahr 2012 Daten zu weiteren Brandereignissen sowie Daten für die Bestimmung komponentenbezogener Brandeintrittshäufigkeiten gesammelt. Die Datenbank enthält nunmehr 415 Brandereignisse.

Der Bericht (Topical Report) zu hochenergetischen Lichtbögen wurde fertiggestellt. Er weist aus, dass etwa 10% der in der OECD FIRE Datenbank gesammelten Brandereignisse auf hochenergetische Lichtbögen zurückzuführen sind. Solche Lichtbögen treten typischerweise bei Komponenten auf, die mit höheren Spannungen arbeiten. Ursache des Auftretens eines solchen Lichtbogens war in der überwiegenden Anzahl der Fälle technisches Versagen, in wenigen Fällen auch menschliche Fehlhandlungen. Teilweise riefen die hochenergetischen Lichtbögen Schäden hervor, die über den Umfang typischer Brandeffekte hinausgehen. Dies ist insbesondere auf den mit ihnen einherge-

henden extrem schnellen Druckanstieg zurückzuführen, der zu einem Versagen von Brandtüren oder anderen Schutzelementen führen kann. Im Rahmen der Sitzungen informierten die USA über ein von ihnen geplantes umfassendes Testprogramm zu diesem Thema.

Damit wurden die Projektziele für 2012 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 Anbetracht der geringen Anzahl neuer Brandereignisse kommt dieser Möglichkeit, die Datenbasis zu verbreitern, eine grosse Bedeutung zu.

Im Jahr 2013 sind als nächste Auswertungen der OECD FIRE Datenbank die Themen «Brandursachen» und «Kombinationen von (sowohl abhängigen als auch unabhängigen) auslösenden Ereignissen» vorgesehen. Die genannten Auswertungen

sollen eine Grundlage für weitere Topical Reports bilden. Es ist jedoch nicht zu erwarten, dass diese 2013 fertiggestellt werden. Das langfristige Ziel der Bestimmung komponentenbezogener Brand-Eintrittshäufigkeiten wird weiter verfolgt.

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 in diesem Bereich internationale Projekte zu den Auswirkungen von Erdbeben und Flugzeugabstürzen auf die Tragwerke von sicherheitsrelevanten Gebäuden. Weil dabei aufwändige Experimente und Simulationen durchgeführt werden, ist die länderübergreifende Zusammenarbeit wichtig. Zugleich wird der Erfahrungsaustausch zwischen den Ländern gefördert. Speziell auf die Schweizer Verhältnisse zugeschnitten sind schliesslich die Expertengruppe Starkbeben des Schweizerischen Erdbebendienstes SED und die Plattform Extremereignisse PLATEX.

1.3.1 IRIS_2012 – 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_2012**.

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 ist das Folgeprojekt von IRIS_2010 (vgl. Erfahrungs- und Forschungs-

bericht ENSI 2011) und greift auf verfügbare Daten der 2010 durchgeführten Impact-Versuche im «VTT Technical Research Centre» in Finnland zurück. Neue Versuche waren im Rahmen von IRIS_2012 nicht vorgesehen, sondern es sollte den Teilnehmern von IRIS_2010 und neu hinzukommenden Fachteams die Gelegenheit gegeben werden, die bei IRIS_2010 blind vorberechneten Versuche mit 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 sollten die Unsicherheiten reduziert werden. Das ENSI hatte bereits aktiv am Benchmark-Projekt IRIS_2010 teilgenommen, und hat beim Projekt IRIS_2012 mit Unterstützung der Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland, Basler & Hofmann AG (B&H), Zürich und Principia, Ingenieros Consultores S.A., Madrid, Spanien, teilgenommen. Insgesamt haben 26 Fachteams aus 11 Ländern (aus Europa, USA, Kanada, Japan und Südkorea) Berechnungen durchgeführt und ins Projekt eingegeben.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Berichtjahr wurden die folgenden, von der federführenden OECD vorgegebenen Arbeiten durchgeführt:

- Simulation von einaxialen und dreiaxialen Betondruckversuchen und von Beton-Spaltzugversuchen zur Kalibrierung der Materialmodelle in den Rechenprogrammen (Principia).
- Nachrechnung des VTT-Versuches B1 mit dominierendem Biegetragverhalten infolge Weichgeschossaufprall (flexural test) (SPI/B&H). Beispielhaft hierzu sind in Abbildung 3 rechnerisch ermittelte Stahldehnungen für zwei Variationen der Lastfunktionen (Lastfunktionen 1 und 2 siehe Erfahrungs- und Forschungsbericht ENSI 2011) sowie Auflagerkräfte im Vergleich zu den Messwerten angegeben. Die Kurve «simply supported» bei den Auflagerkräften bezieht sich auf den Fall einer gelenkig gelagerten Platte ohne die stützende Stahlrahmenstruktur. Abbildung 4 zeigt eine von Principia ergänzend durchgeführte Simulation der Projektilverformung.
- Nachrechnung des VTT-Versuches P1 mit ausgeprägtem Durchstanztragverhalten in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (punching test) (Principia). Beispielhaft hierzu ist in Abbildung 5 der rechnerische Zustand während des

Durchstanzens des Projektils durch die Betonplatte dargestellt. Die Restgeschwindigkeiten nach Durchstanzen der Platte ergaben sich zu 43–58 m/s in zufriedenstellender Übereinstimmung mit dem Messwert 34 m/s, zumal diese im Parallelversuch P2 mit gleichen Versuchsparametern 45 m/s betrug.

- Es wurden Sensitivitätsstudien mit Variation der wesentlichen Parameter sowie Berechnungen mit vereinfachten Modellen durchgeführt.

Die dynamisch nicht-linearen Strukturberechnungen des Teams ENSI/SPI/B&H/Principia zeigten durchweg eine gute Übereinstimmung mit den Messergebnissen. Beim Biegetragversuch B1 konnte ausserdem gezeigt werden, dass stark vereinfachte Berechnungen mit einem Zweimassenschwinger zu guten und auf der sicheren Seite liegenden Resultaten führen können, was erste Abschätzungen des Tragverhaltens von Stahlbetonstrukturen bei extremen Anpralllasten wie Flugzeugabsturz ohne aufwändige Berechnungen erlaubt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt IRIS_2012 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 festigte 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

Das Projekt IRIS_2012 wurde mit einem Workshop in Ottawa (Kanada) im Oktober 2012 beendet. Die OECD wird noch einen Abschlussbericht auf Basis der Berichte der Teilnehmer erstellen. Die OECD plant ein weiteres Folgeprojekt, das so genannte Projekt IRIS_2014. Schwerpunkt dieses Projektes sollen Versuche zu induzierten Erschütterungen beim extremen Anprall auf Stahlbetonstrukturen sein, die voraussichtlich wieder bei VTT in Finnland stattfinden werden.

Das ENSI beabsichtigt, sich mit Unterstützung seiner Bauexperten SPI, B&H und Principia auch am Folgeprojekt IRIS_2014 zu beteiligen, um 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. Das Team ENSI/SPI/B&H/Principia wird die Arbeiten zum Hartstossversuch aus dem Projekt IRIS_2012 auf der 22. SMiRT-Konferenz im August 2013 in San Francisco vorstellen, nachdem die Arbeiten zum Weichkörperstoss bereits auf der 21. SMiRT-Konferenz 2011 in Neu-Delhi vorgestellt worden waren.

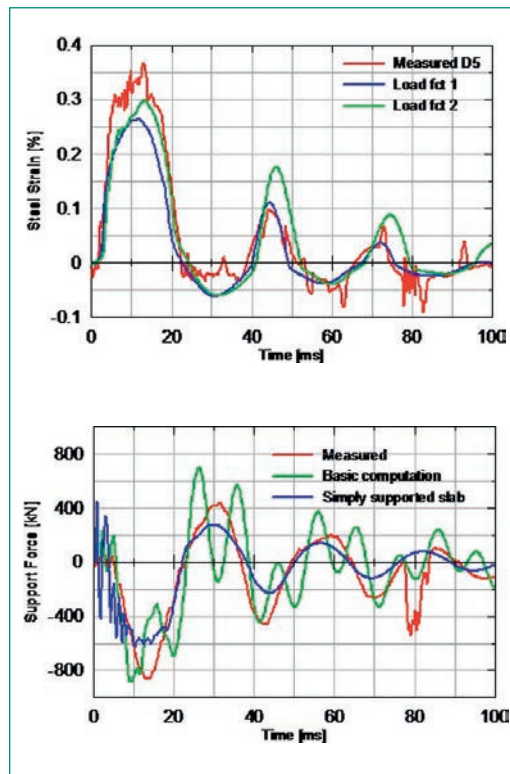


Abbildung 3:
VTT Biegetragversuch B1, Zeitverläufe von Stahldehnungen (links) und Auflagerkräften (rechts). Quelle: SPI

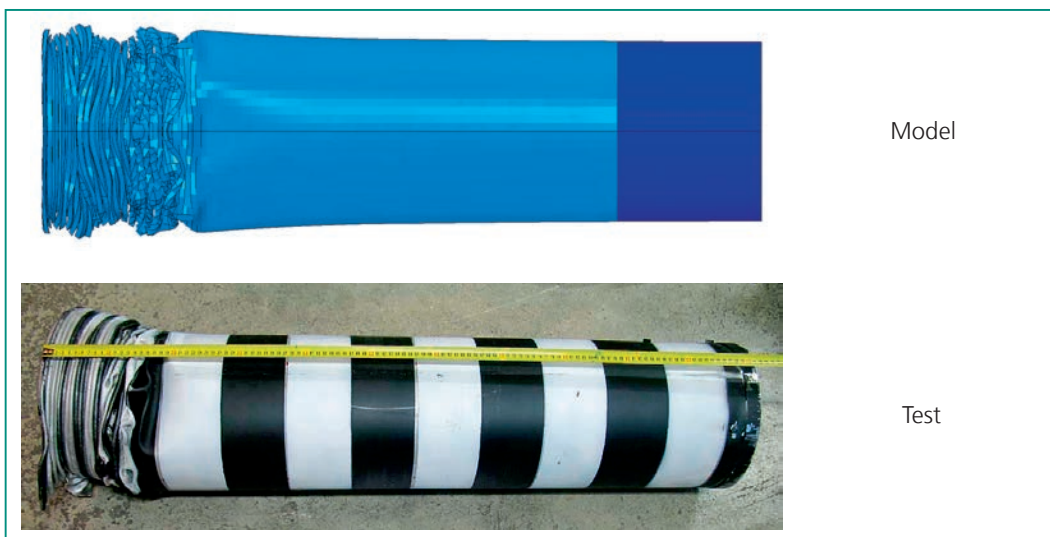


Abbildung 4:
VTT Biegetragversuch B1, Verformungs-
zustand des Projektils
nach dem Versuch.
Quelle: SPI

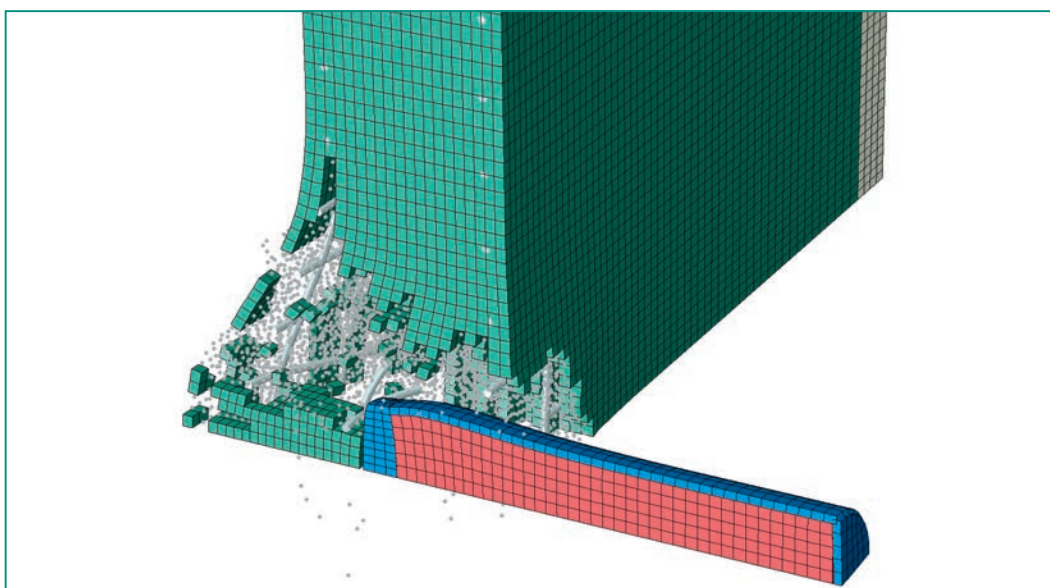


Abbildung 5:
VTT Durchstanzversuch
P1, Verformungs-
zustand während des
Durchstanzvorganges.
Quelle: SPI

1.3.2 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

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

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das 2012 gestartete Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre» (Finnland) organisiert und hat eine Laufzeit von 2012 bis 2014; es beschäftigt sich ebenso wie das Projekt IRIS_2012 grundsätzlich mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei bei diesem Projekt der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Es werden neben dem Tragverhalten der Stahlbetonstrukturen auch die Einflüsse anderer Parameter wie im anprallenden Projektil vorhandene Flüssigkeiten, Vorspannung und Liner sowie die Weiterleitung von Erschütterungen 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 III wurden 2012 neun Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt. Das Versuchsprogramm umfasste sechs Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), einen Versuch zum Studium des Biegetragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Flexural test, F-Series) und zwei Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (combined bending and punching tests, X-Series).

Das ENSI hatte sich 2011 entschieden, aktiv am Projekt IMPACT III teilzunehmen und wird von den Bauexperten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG (B&H), Zürich, unterstützt. Im IMPACT-Projekt arbeiten 10 Teams aus 7 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, UK, USA, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland, Kanada, UK, USA, Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden direkt vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nukle-

aren Aufsichtsbehörden berät. VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008) und IMPACT II (2009 bis 2011) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Die Versuche zum Durchstanzverhalten 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 zum Biegetragverhalten und zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens 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 (F-Series) bzw. 0,25 m (P-Series, X-Series) Plattendicke. Die Anprallkörper hatten Massen von rund 50 kg und Anprallgeschwindigkeiten von etwa 110 m/s bis 165 m/s.

Im Berichtjahr nahmen das ENSI und SPI an zwei Workshops und so genannten Technical-Advisory-Group (TAG)-Meetings teil (11.–13. Juni und 12.–14. Dezember in Finnland). Dabei wurden von ENSI, SPI und B&H einerseits «blinde» Vorberechnungen sowie Nachberechnungen zu je zwei IMPACT-Versuchen mit Biegetragverhalten (Versuche F1, F2) und mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen (Versuche X1, X2), und andererseits Vorstudien für einen Versuch zur Bestimmung der Erschütterungsweiterleitung (Versuch V1) durchgeführt und präsentiert. Zur Illustration werden hier folgende graphische Darstellungen angeführt:

■ Abbildung 6 zeigt beispielhaft für den Biegetragversuch F1 Zeitverläufe von verwendeten Stosslast-Zeit-Funktionen im Vergleich zu den Kraftmessungen eines «Force Plate Tests» sowie Stahldehnungen an der Plattenrückseite. Beim (noch nicht durchgeführten) Versuch F2 soll eine wie F1 ausgebildete Versuchsplatte (Versuch F2a) im vorgeschädigten Zustand noch einmal beschossen werden (Versuch 2b). Vorberechnungen hierzu ergaben etwa doppelte zu erwartende Verformungen und Dehnungen beim Beschuss der vorgeschädigten Platte.

■ Zum Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung / Durchstanzen ist in Abbildung 7 eine Ver-

formungsfigur der Platte zum Zeitpunkt 10,4 ms, dem Zeitpunkt der maximal auftretenden Verformung dargestellt (Rechenwert 27,7 mm, Messwert ca. 26 mm). Es ist erkennbar, dass sich in Plattenmitte über das reine Biegetragverhalten hinaus ansatzweise ein Stanzkegel ausbildet. Im Versuch X2 mit reduzierter Schubbewehrung ergab sich ein ähnliches Bild.

- In Abbildung 8 ist eine Vorstudie zum Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V1 mit dem Prinzip der Ermittlung der Weiterleitung induzierter Erschütterungen sowie einer der untersuchten Modellvarianten illustriert.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt IMPACT III 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

Das Projekt IMPACT III läuft wie erwähnt bis Ende 2014. Im Sommer 2013 soll ein neuer Versuchsaufbau in einer neuen Halle erfolgen, der Versuche mit Betonplatten 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben wird. Der Bearbeitungsschwerpunkt des Teams ENSI/SPI/B&H wird einerseits bei weiteren Tests mit

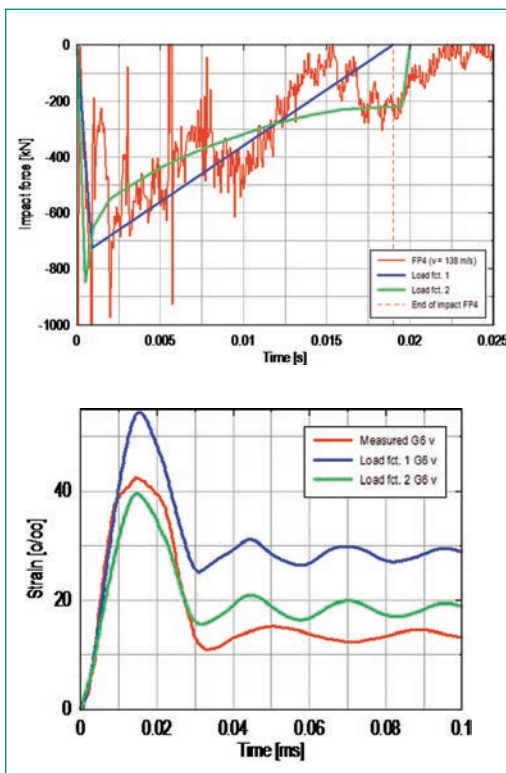


Abbildung 6: Biegetragversuch F1, Zeitverläufe der Stosslast-Zeit-Funktionen (links) und Stahldehnungen an Plattenrückseite (rechts). Quelle: SPI

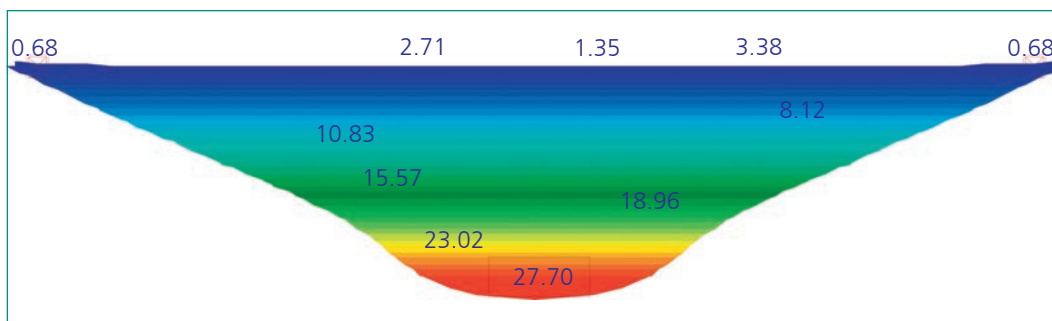


Abbildung 7: Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen, Verformungen über die Platte zum Zeitpunkt der maximalen Verformung. Quelle: SPI

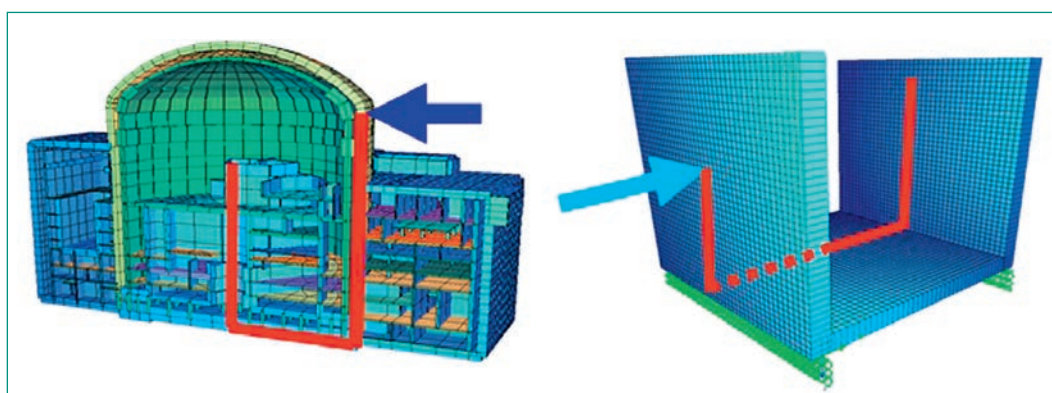


Abbildung 8: Vorstudie zum «Induced Vibration Test» V1, Prinzip der Ermittlung induzierter Erschütterungen (links), Beispiel eines Vorschlages für ein Testmodell (rechts). Quelle: SPI

dem für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz sehr wichtigen Fall des Weichgeschossanpralls liegen, bei dem die Grenztragfähigkeit annähernd ausgeschöpft wird – sowohl bzgl. Biegung als auch bzgl. des durch die Querkraftbewehrung abzusichernden Durchstanzens. Andererseits ist aufgrund der im Workshop Dezember 2012 von ENSI und SPI vorgestellten umfangreichen Vorstudien zum Induced Vibration Test V1 beschlossen worden, dass das ENSI die Federführung für die Planung dieses Versuches übernehmen soll.

Das ENSI beabsichtigt, im Jahr 2013 die Experten Principia, Ingenieros Consultores S.A., Madrid, Spanien, für Analysen mit komplexer Software zu Durchstanzversuchen und zur Ermittlung von Lastfunktionen aus dem Weichkörperanprall ins Team aufzunehmen. Principia vertritt die Firma Simulia in Spanien und vertreibt in dieser Funktion das komplexe FE-Programm ABAQUS und leistet auch Support dafür. Die Experten von Principia waren bereits beim Projekt IRIS_2012 beteiligt worden. Das Team ENSI/SPI/B&H wird die Arbeiten zu den Versuchen X1 und X2 mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzungen und seine Bedeutung für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz auf der 22. SMiRT-Konferenz im August 2013 in San Francisco vorstellen.

1.3.3 Expertengruppe Starkbeben

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 Datenaufarbeitung dazu. Übergeordnetes Ziel der Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen, sowie das Verfolgen 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 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 hat das ENSI den Forschungsinhalt und die Forschungsziele der Ex-

pertengruppe zusammen mit dem SED angepasst und den Fokus auf die Thematik der geologischen Tiefenlagerung verstärkt. Die Anpassung des Forschungsplanes erfolgte mit dem Beginn des 3. Vertragsjahres im Sommer 2012.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der Forschung bleibt weiterhin die Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Abschätzung an den existierenden Standorten von Kernanlagen sowie in den vorgeschlagenen Standortgebieten für geologische Tiefenlager. Dabei geht es um folgende Themen:

1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd;
2. Die Entwicklung von Modellen für die Verstärkung der Bodenbewegungen;
3. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nichtlinearen Medien sowohl an der Erdoberfläche wie auch in Tiefen unter der Erdoberfläche, welche für geologische Tiefenlager relevant sind (300–900 m);
4. Alternative Modelle zur Bestimmung der Erdbebengefährdung in der Schweiz;
5. Die Beteiligung an der Aufarbeitung des historischen Erdbebenkatalogs, um kontinuierlich die Datengrundlage für die Erdbebengefährdungs-Abschätzung zu verbessern.

Die wichtigsten Ergebnisse aus der Arbeit der Expertengruppe Starkbeben werden nachfolgend erläutert.

Die Modellierung der Bodenbewegung an einem Standort aufgrund eines Erdbebens erfolgt in zwei Schritten. Der erste Schritt sind sogenannte Ground Motion Prediction Equations (GMPEs), welche die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd beschreiben. Der zweite Schritt sind empirische Modelle, welche die Verstärkung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes beschreiben. Beide Elemente sind wichtig für die aktuellen probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment – PSHA). Daher verfolgt die Expertengruppe Starkbeben für das ENSI die neuesten Entwicklungen, wobei Modelle analysiert, validiert und teilweise weiterentwickelt wurden. Die erfolgte Implementierung und Dokumentation der im PRP (PEGAGOS Refinement Project, Forschungs-

projekt von swissnuclear) verwendeten Modelle ermöglicht der Expertengruppe Starkbeben nun, diese effizient und eigenständig anzuwenden. Neben den globalen GMPEs (Modelle, welche mehrheitlich auf global erhobenen Datensätzen basieren) entwickelt und testet die Expertengruppe Starkbeben auch das Swiss Stochastic Ground-Motion Prediction Model; dies ist ein Abminderungsmodell, das nur auf dem in der Schweiz vorhandenen Datensatz basiert und damit die hiesigen geologischen Bedingungen und Beobachtungen am besten repräsentiert. Mit der aktiven Forschung auf diesem Gebiet verbessert die Expertengruppe Starkbeben das Verständnis bezüglich der Unsicherheiten und der Sensitivitäten der Modelle.

Um zukünftige Entwicklungen im Bereich der Erdbebengefährdungs-Analyse abzuschätzen, untersucht die Expertengruppe Starkbeben die Voraussetzung für den Übergang von der probabilistischen zur rein Physik-basierten (nur auf Geologie und physikalischen Prozessen beruhenden) Erdbebengefährdungs-Analyse. Diese könnte nach Abschluss des PRP eine tragende Rolle übernehmen. In den aktuellen in der Schweiz angewendeten

Erdbebengefährdungs-Analysen werden die seismischen Quellregionen durch diffuse Seismizität repräsentiert, welche fast ausschliesslich auf statistischer Auswertung von instrumentellen und historischen Daten basiert. In diesem Teilprojekt lag der Fokus auf der verbesserten Beschreibung der geologischen Strukturen, dem Verständnis zum Zusammenhang zwischen Spannung und Verformung in der Erdkruste und der Erdbebengrössenverteilung. Zudem konnten erste Erfahrungen mit der Einbindung von vorliegenden A-priori-Informationen über Brüche und Störungszonen, z. B. aus reflexionsseismischen Messungen, in die Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung gewonnen werden.

Ein weiteres Ziel ist, das Wissen über physikalische Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungsanalysen besser zu verstehen. Zu diesem Zweck forscht die Expertengruppe Starkbeben an der Modellierung von komplexen und nichtlinearen Wellenausbreitungsphänomenen. Im vergangenen Jahr wurden in diesem Teilprojekt verschiedene 2D- und 3D-Programme

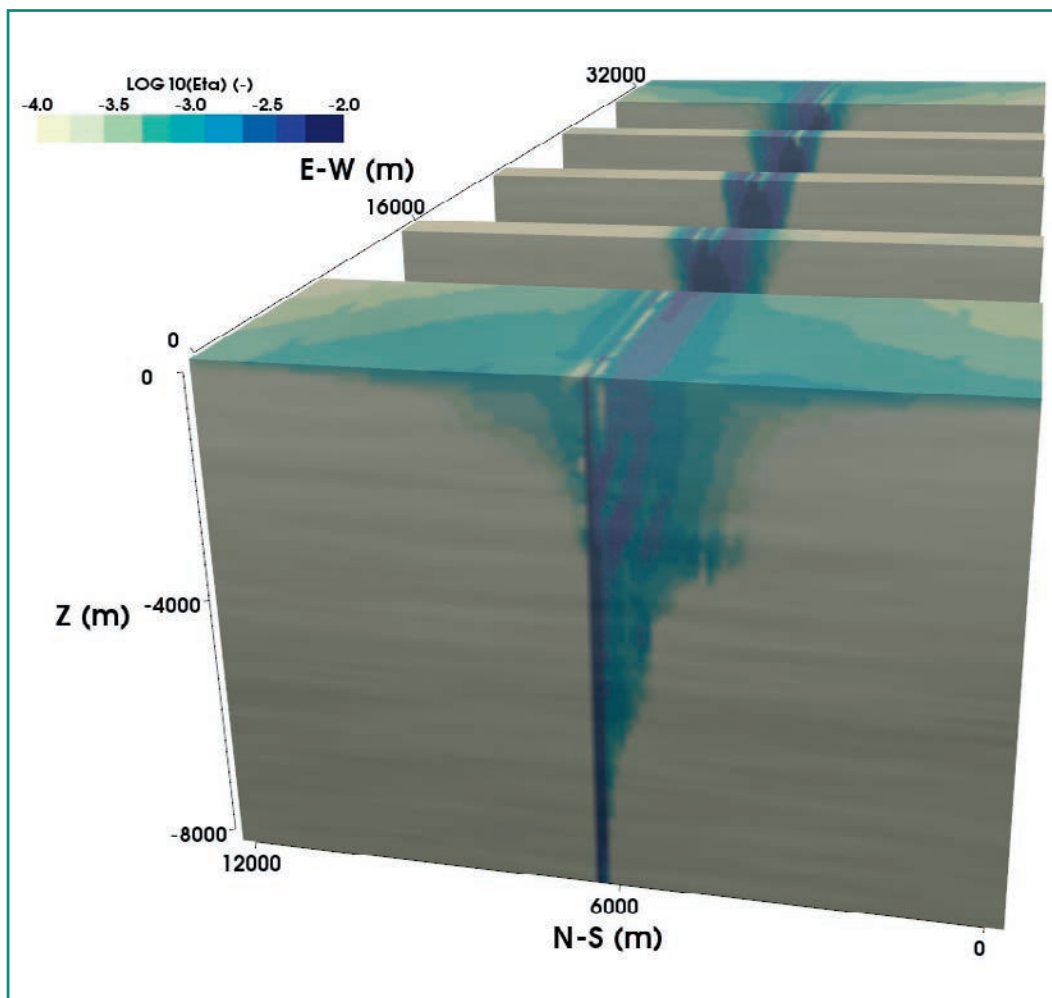


Abbildung 9: Simulierte plastische Scherverformung im Gestein als Folge eines Erdbebens der Magnitude 7.2 auf einer vertikalen, ebenen Verwerfung (Blattverschiebung).
Quelle: SED.

implementiert und mittels bestehenden und neuen Daten aus Feld- und Labormessungen kalibriert und getestet. Die Arbeiten verbessern kontinuierlich das wichtige Prozessverständnis, wie die seismische Energie in Bodenbewegung umgesetzt wird (siehe Abbildung 9). Zukünftig ermöglicht ein verbessertes Prozessverständnis auch, die deterministische Bestimmung von Bodenbewegungen durch bisher in der Schweiz nicht beobachtete starke Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden zu verfeinern.

Unter dem neuen Teilprojekt Geologische Tiefenlager erarbeitet die Expertengruppe Starkbeben zusammen mit dem ENSI die Anforderungen an geologische Tiefenlager bezüglich seismischer Sicherheit. In einem ersten Schritt wurden dazu die Gefährdungsbilder für geologische Tiefenlager definiert. Unter diesem Aspekt beteiligte sich die Expertengruppe Starkbeben im Herbst in Paris an einem internationalen Workshop der IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) zum Thema «Earthquake Impact on Fracturing and Groundwater Flows».

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bekräftigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein wichtiges Thema darstellt. Mit den von der Expertengruppe Starkbeben durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das Fachwissen aus dem 2013 auslaufenden PRP zu erhalten und weiter zu entwickeln. Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten zur Abminderung von seismischen Wellen im Untergrund und zu Standorteinflüssen sind zum Teil bereits im PRP berücksichtigt worden.

Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung beschäftigen sich mit Simulationen, die nur auf der Geologie und physikalischen Prozessen beruhen. Diese liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsabschätzungen für Kernanlagen inklusive geologischen Tiefenlagern.

Ausblick

Die Themenbereiche des 2013 zu Ende gehenden PRP werden weiterhin fachlich verfolgt. Danach wird die Expertengruppe das ENSI zu Fragen der Erdbebengefährdung beraten. Mit der neuen Ausrichtung der Forschungstätigkeit der Expertengruppe Starkbeben werden nun die Fragestellungen im Zusammenhang mit dem Sachplan-

verfahren und der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen zur geologischen Tiefenlagerung stärker berücksichtigt. Der zukünftige Forschungsplan umfasst folgende 5 Teilprojekte:

- Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle und Erdbebenskalierung
- Modellierung komplexer Wellenausbreitungs-Phänomene und nichtlineares Verhalten
- Historische Seismologie
- Innovative Ansätze zur Charakterisierung von seismogenen Quellregionen in der Schweiz
- Geologisches Tiefenlager

Im Verlaufe des Jahres 2013 wird zudem über eine Verlängerung des Forschungsprojekts ab Mitte des Jahres 2014 zu diskutieren sein.

1.3.4 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 sog. 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 eine umfangreiche Datenbasis zur Verfügung. Am Standort wurden in Bohrlöchern und in den Bauwerken Aufzeichnungen registriert. Im Rahmen ihres Extra Budgetary Project on Seismic Safety of Existing Nuclear Power Plants koordiniert die IAEA die Studie KARISMA (**KA**shiwazaki-Kariwa **R**esearch **I**nitiative for **S**eismic **M**argin **A**ssessment). 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. Ferner erfolgen nichtlineare Tragfähigkeitsberechnungen mit bis zur 6fachen Last des NCOE in 155 m Tiefe zur Ermittlung der Auslegungsreserven des Reaktorgebäudes. Durch das Projekt können wertvolle Erkenntnisse über die vorhandene Erdbebensicherheit bestehender Kernkraftwerke gewonnen werden.

Das ENSI hatte seit 2010, zunächst gemeinsam mit dem beauftragten Bauexperten Basler & Hofmann AG (B&H), dann ab 2011 auch mit den Bauexperten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland als weiterem Partner aktiv am Projekt KARISMA teilgenommen. Insgesamt hatten 28 Fachteams aus 11 Ländern (aus Europa, USA, Kanada, Japan und Südkorea) Berechnungen durchgeführt und ins Projekt eingegeben. Das Team ENSI/SPI/B&H beteiligte 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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Berichtjahr erfolgten die Ermittlung der Tragwerksreserven des Reaktorgebäudes mittels nichtlinearer dynamischer Berechnungen bei stufenweiser Steigerung der Erdbebenlast bis zum sechsfachen der Beschleunigung am Bezugshorizont -155 m durch den Bauexperten SPI sowie die Erstellung des Schlussberichtes des Teams ENSI/SPI/B&H. Bei den dynamischen Strukturberechnungen wurden die folgenden Berechnungsergebnisse ermittelt:

- Statisch-nichtlineare Last-Verformungs-Kurven (Pushover-Kurven) bei Annahme einer Festeinspannung des Reaktorgebäudes und bei Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung.
- ADRS (Acceleration Displacement Response Spectra), Kapazitätsspektren (capacity curves) und «Performance Points» bei Annahme einer Festeinspannung des Reaktorgebäudes und bei Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung, siehe Beispiel in Abbildung 10. Die «Performance Points» ergeben sich iterativ als Schnittpunkte des aus einer nichtlinearen Pushover-Berechnung abgeleiteten Kapazitätsspektrum mit dem nichtlinearen ADRS gleicher Duktilität μ .
- Ermittlung des Grenzzustandes der Tragfähigkeit des Reaktorgebäudes («Margin Determination»), dabei Steigerung der Erdbebenlast bis zum 6-fachen des auf die Tiefe -155 m umgerechneten Signals des Erdbeben-Hauptstoßes (NCOE). Abbildung 11 zeigt beispielhaft hierfür Stahldehnungen zweier Aussenwände des Reaktorgebäudes für diese Laststufe, die tolerierbare Werte aufweisen.
- Ermittlung der relativen Stockwerksverschiebungen als Schädigungsindikatoren bis zur 6-fachen

chen NCOE-Erregung. Es ergaben sich für diese Laststufe Stockwerksverschiebungen bis zu 0,6% H (H = Bauwerkshöhe) entsprechend einer standsicheren Struktur mit begrenztem Schadensbild (Grenzzustand B nach ASCE/SEI 43-05).

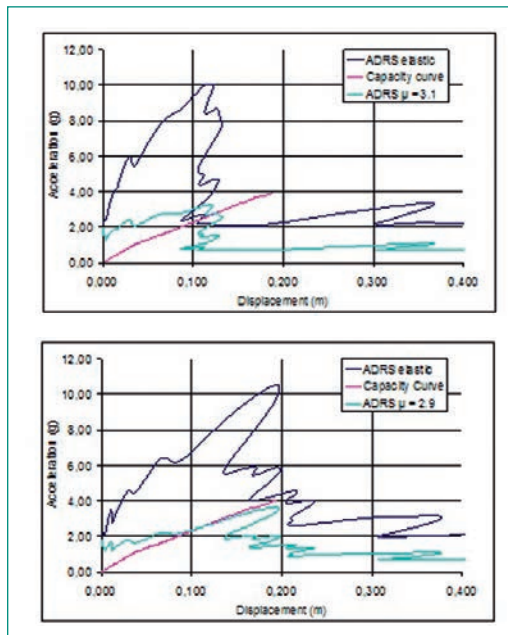


Abbildung 10: Ermittlung der «Performance Points» unter 6-facher Erdbebenlast NCOE bei -155 m, mit Berücksichtigung der Boden-Bauwerk-Wechselwirkung, x-Richtung (links), y-Richtung (rechts). Quelle: SPI

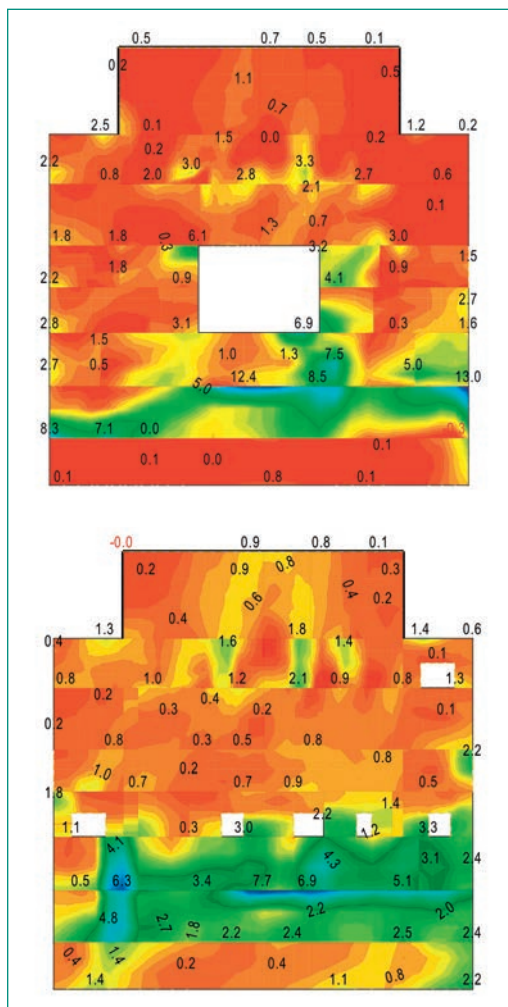


Abbildung 11: Max. Stahldehnungen der Aussenwände Achsen RA (links) und RG (rechts) in % unter 6-facher Erdbebenlast NCOE bei -155 m. Quelle: SPI

- Ermittlung der sog. HCLPF-Werte (High Confidence of Low Probability of Failure). Für die Gesamtstandsicherheit des Reaktorgebäudes ergab sich ein HCLPF-Wert von 2,2 g bezogen auf die Erregung am Fels bei –155 m entsprechend etwa der 3-fachen NCOE-Erregung.

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 nichtlinearer Berechnungsmethoden auf dem Gebiet der Boden-Bauwerks-Interaktion; dies ist insbesondere wichtig im Hinblick auf die Untersuchungen an bestehenden Bauwerken infolge der aktualisierten Erdbebengefährdung (Projekt PEGASOS bzw. PEGASOS Refinement).
- 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

Das Projekt KARISMA wurde 2012 mit Abgabe der Schlussberichte der Teilnehmer beendet. Es wird seitens der IAEA noch ein Gesamtbericht erstellt, der voraussichtlich 2013 vorgelegt werden wird. Eine Weiterführung bzw. ein Folgevorhaben des Projektes KARISMA ist nicht zu erwarten. Es ist noch offen, ob die IAEA ein abschliessendes Meeting mit den Teilnehmern veranstalten wird. Das Team ENSI/B&H/SPI wird seine Arbeiten zum Projekt KARISMA auf der 22. SMiRT-Konferenz im August 2013 in San Francisco vorstellen.

1.3.5 PLATEX – Plattform Extremereignisse: Studie zur Hochwassergefährdung

ENSI-Projektbegleiter: Ralph Schulz

Einleitung

Mit dem Ziel, kohärente Grundlagen im Bereich der Naturgefahren zur Beurteilung der Risiken für Bauten, Anlagen und kritische Infrastrukturen bereitzustellen, wurde im Jahr 2012 ein Koordinationsgremium für Naturgefahren initiiert. Mitglieder dieser «Plattform Extremereignisse» (PLATEX) sind zurzeit das Bundesamt für Umwelt (BAFU), das Bundesamt für Energie (BFE), die MeteoSchweiz sowie das ENSI.

Es wurde entschieden, dass sich PLATEX zunächst mit Fragen der Hochwassergefährdung befassen wird. Geplant ist insbesondere die Erstellung einer umfassenden Studie zur Festlegung der relevanten Gefährdungsannahmen für Extremhochwasser entlang der Aare unterhalb des Thunersees. Für das ENSI sind dabei mögliche neue Erkenntnisse im Zusammenhang mit der Überflutungsgefährdung an den Standorten der Schweizer Kernkraftwerke von besonderem Interesse. Zur Erstellung der Studie ist ein breiter Einbezug der Fachwelt vorgesehen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Berichtjahr stand die Koordination bzw. Organisation und Abstimmung der Inhalte der geplanten Studie im Vordergrund. Durchgeführte Arbeiten waren:

- Erstellung des PLATEX-Pflichtenhefts
- Entwurf der Projektorganisation und der genauen Inhalte der Hochwasserstudie
- Entwurf der detaillierten Ausschreibungsunterlagen

■ Diskussion eventuell erforderlicher Vorstudien

Derzeit ist geplant, die Studien zur Hochwassergefährdung in mehreren Teilprojekten durchzuführen, wobei für jedes dieser Teilprojekte ein Expertenteam tätig sein soll. Untersucht werden voraussichtlich Hochwasserstatistiken inklusive historische Hochwasser sowie Fragen der Hydrologie, der Grossraumhydraulik und des Feststofftransports. Verklausungen und das Versagen wasserbaulicher Einrichtungen sollen ebenfalls betrachtet werden. Die Resultate der verschiedenen Untersuchungen sollen anschliessend zur Ermittlung der Gefährdung eines Standorts aggregiert werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Wie aktuelle probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) zeigen, liefern extreme Hochwasser einen nicht vernachlässigbaren Anteil am nuklearen Risiko der schweizerischen Kernkraftwerke. Aus Sicht des ENSI wurde im internationalen Vergleich bereits ein hoher Stand der Technik bei der Analyse der Hochwassergefährdung der schweizerischen Kernkraftwerke erreicht. Verfeinerungen dieser Analysen sind möglich, bedingen aber weitere Forschungsarbeiten. Ein verbesserter Kenntnisstand ermöglicht generell eine genauere Abschätzung der Anlagerisiken durch Überflutung und trägt auch zu einer Optimierung gegebenenfalls erforderlicher Nachrüstmassnahmen bei.

Ausblick

Es ist geplant, im Jahr 2013 eine Vorstudie zu historischen Hochwassern zu starten, deren Ergebnisse in das PLATEX-Projekt einfließen sollen. Gegenstand dieser Vorstudie soll die Rekonstruktion und Quantifizierung der grössten vorinstrumentellen Spitzenabflüsse der Aare einschliesslich ihrer wichtigsten Zubringer sein; dabei wird der Abschnitt vom Thunersee bis zur Mündung in den Rhein betrachtet.

Parallel zur Vorstudie soll das Gesamtprojekt zur Hochwassergefährdung in Abstimmung mit den Projektpartnern inhaltlich und organisatorisch weiter konkretisiert und anschliessend in Auftrag gegeben werden. Inwieweit 2013 bereits mit den wissenschaftlichen Arbeiten in den Teilprojekten begonnen werden kann, ist derzeit noch offen.

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 so genannten 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 so genannten 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
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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Von den Arbeiten des Jahres 2012 werden die folgenden, teils wegen Bezug zur Schweiz, exemplarisch herausgegriffen:

Ein Ziel der aktuellen Forschung ist es, Methoden für menschliche Zuverlässigkeitsanalysen bewerten zu können (Human Reliability Analysis HRA, siehe auch das entsprechende PSI-Projekt in Kap. 1.4.2). Grundlage für die Bewertung sind Daten, die in Experimenten mit Operateur-Teams unter simulierten Notfallbedingungen im Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) gewonnen wurden. Seit mehreren Jahren laufen Vergleichsstudien verschiedener HRA-Methoden mit empirischen Daten aus

Simulatortests, an denen massgeblich auch Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI beteiligt sind. Im Jahre 2012 wurde ein neuer Schwerpunkt untersucht, nämlich wie die Forschergruppen einerseits die für Analysen notwendigen Szenarien planen und durchführen, und wie sie andererseits die in den Versuchen ermittelten Daten auswerten. Dieser Ansatz ist wichtig, um beurteilen zu können, inwiefern die Versuchsansätze und die Auswertung die Ergebnisse beeinflussen können. Die ersten Auswertungen zeigten Differenzen zwischen den Forschergruppen, die zum Teil auf der Anwendung unterschiedlicher HRA-Methoden beruhen. Es liegen aber noch keine abschliessenden Resultate vor, die Arbeiten laufen im Jahre 2013 weiter.

Im Forschungsfeld Mensch-Maschine-Schnittstellen (Human-Systems Interface HSI) wurden 2012 unter anderem portable Informationssysteme getestet, die zum Beispiel dem Pickett-Ingenieur bereits ausserhalb des Kontrollraums Informationen vermitteln sollen. Die beteiligten Tester beurteilten diese Geräte in ersten Tests positiv in dem Sinne, dass sie den Eindruck hatten, bei einem Störfall schneller die Situation erfassen zu können. Allerdings stellen sich bei diesem Ansatz auch noch zahlreiche Fragen im Hinblick auf eine praktische Anwendung. Neben Aspekten der Sicherung zählt dazu, ob mit solchen kleinen Geräten tatsächlich die bei einem Störfall auflaufenden grossen Datenmengen sinnvoll übermittelt werden können.

Schliesslich hat das HRP unter dem Stichwort «Future Operational Concepts» ein FutureLab eingerichtet, in dem innovative HSI-Elemente für neue Reaktoren getestet werden können. Damit soll der Kontakt zwischen Entwicklern und Anwendern verbessert werden, sodass in kürzerer Zeit Prototypen überprüft werden können. Eine der ersten getesteten Neuentwicklungen ist ein mit 65 Zoll sehr grosser berührungsempfindlicher Bildschirm (Touch Screen), an dem Arbeitsgruppen zum Beispiel bei Revisionen ihre Tätigkeiten planen und abstimmen können.

Der Aspekt Revisionen war auch eines der Themen beim Workshop «Integrated Human System Interface (HSI) Concepts for Near Term Applications», der im Mai 2012 in Halden durchgeführt wurde. Die dabei im HAMMLAB präsentierten Designs entsprachen in etwa denjenigen von derzeit verfügbaren neuen Kontrollräumen.

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 nuklearen Sicherheitstechnik von rechnerbasierten Systemen ist ein weiteres 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 Visualisierungsinstrumente, die mit virtueller Realität arbeiten, können dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren.

Ausblick

Die Arbeiten des Projekts im Bereich MTO liegen weitestgehend im Zeitplan. Lediglich ein Teilprojekt zur Modernisierung von Kontrollräumen ist verzögert, weil zu diesem Thema weniger Erfahrungen aus früheren Modernisierungsprojekten zusammengetragen werden konnten als ursprünglich vermutet.

Mit dem Jahr 2013 beginnt bereits die Planung für die Projektphase 2015–2017. Das HRP hat wie geplant einen Berichtsentwurf für die längerfristige Perspektive erstellt, der nun als Basis für die weitere Diskussion dienen soll. Insbesondere für den Bereich MTO wird dabei zu klären sein, ob das HRP in Zukunft auch Themen zu Ausserbetriebnahme und Rückbau von Reaktoren behandeln soll. Voraussichtlich wird, wie vor der laufenden Phase, gegen Ende 2013 oder Anfang 2014 eine Veranstaltung durchgeführt werden, bei der die Schweizer Beteiligten ihre Anliegen für die kommenden Jahre zusammen mit der HRP-Projektleitung erörtern können.

1.4.2 Human Reliability Analysis

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer
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 des 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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2012 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- **EOC:** Im Rahmen eines Vorgängerprojektes wurde die so genannte «Commission Errors Search and Assessment» (CESA) Methode entwickelt. Die Methode wurde bereits für zwei Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen einer Pilotstudie angewendet. Im Berichtjahr wurde mit

der Methode wie geplant für ein drittes Schweizer Kernkraftwerk eine Pilotstudie durchgeführt. Sechs potentiell wichtige Szenarien mit plausiblen EOC-Gelegenheiten wurden im PSA-Modell für interne Ereignisse identifiziert und analysiert. Es zeigte sich, dass auch die Einbeziehung von mit kleiner Wahrscheinlichkeit zu erwartenden EOC zu einer Erhöhung der Kernschadenshäufigkeit im Prozentbereich führt. Die vertieften Analysen mündeten in spezifischen Vorschlägen zur Verbesserung der Störfallvorschriften. Ferner erfolgte, basierend auf den vorangegangenen EOC-Pilot-Studien, eine strukturierte Zusammenstellung von EOC-Typen, um die Datenbasis des Quantifizierungsmoduls der CESA-Methode (CESA-Q) zu erweitern.

- **Anwendung von Simulatorstudien:** Den Schwerpunkt dieses Teilprojektes bildet zunächst eine US-amerikanische Simulatorstudie, die dazu genutzt werden soll, verschiedene HRA-Methoden zu bewerten. Im Berichtjahr erfolgte eine Auswertung der empirischen Daten zur Variabilität bei verschiedenen Anwendern der gleichen Methode. In den meisten Analysen lag die Variabilität der ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeiten innerhalb einer Grössenordnung. Derzeit werden Empfehlungen erarbeitet, wie die Methoden zur Reduzierung der Variabilität zwischen den Arbeitsgruppen verbessert werden können. In Zusammenarbeit mit internationalen Experten erfolgte ferner eine Sichtung existierender Leitlinien zur Sammlung HRA-relevanter Daten.
- **Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit:** Im Berichtjahr wurde die Datenerfassung zu vorliegenden Angaben des Verhaltens der Operateure nach Erdbebenereignissen fortgesetzt. Die abschliessende Dokumentation wird in der ersten Hälfte des Jahres 2013 fertiggestellt.

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 Kern-

kraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potentielle 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, sodass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

In den Studien werden spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potenzial zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde. Sie rechtfertigen daher weitere Forschung zur Ermittlung belastbarer EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die erfolgten methodischen Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung von CESA-Q und die vorliegende EOC-Pilot-Studie für ein drittes schweizerisches Kernkraftwerk werden 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 Personalmangels beim PSI verzögert und wurde um ein halbes Jahr verlängert. Die Restarbeiten umfassen hauptsächlich:

- Dokumentationen der aktuellen EOC-Pilot-Studie;
- Dokumentation der aktuellen Fassung (Benutzeranleitung und technische Grundlage) der Quantifizierungsmethode CESA-Q;
- Zusammenstellung von Empfehlungen zur Reduzierung der Variabilität von HRA-Methoden zwischen verschiedenen Benutzern;
- Erstellung einer Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit.

Zugleich wird über eine Fortsetzung des Projekts diskutiert 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 sogenannte 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
Bericht der Forscher in Anhang A
ENSI-Projektbegleiter: Torsten Krietsch,
Andreas Gorzel

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 ein. Das STARS-Projekt ist zertifiziert gemäss ISO 9001:2008, eine Rezertifizierung ist für Mitte 2013 vorgesehen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung und Validierung des Brennstoffprogramms FALCON für die Simulation von Kühlmittelverlust-Störfällen wurde fortgesetzt. Denn im Rahmen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) wurde bei Versuchen, die das PSI mit FALCON vorausberechnet hatte, in der Abkühlphase ein deutlich höherer Brennstab-

Innendruck gemessen als erwartet. Dies deutet darauf hin, dass der nicht-thermischen Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff bei Kühlmittelverlust-Störfällen eine bedeutendere Rolle zukommt als bisher angenommen. Ein weiterer Schwerpunkt war die Validierung von FALCON hinsichtlich Brennstabschäden bei Leistungsrampen. Anhand von Versuchen aus dem Forschungsprojekt SCIP-II (siehe Kap. 1.1.3) zeigte sich, dass das am PSI entwickelte Modell zur Spaltgas-Freisetzung die Hüllrohrdehnung genauer berechnet als das FALCON-Standardmodell. Das Modell zur Berechnung der Wahrscheinlichkeiten von Brennstabschäden lieferte allerdings sehr konservative Ergebnisse, indem es auch für intakt gebliebene Brennstäbe eine sehr hohe Schadenswahrscheinlichkeit voraus sagte. Möglicherweise muss der Spannungsabbau im Hüllrohr während des Versuchs stärker berücksichtigt werden.

Reaktorkern

Filmsieden ist eine Form der Verdampfung des Kühlwassers bei sehr hohen Wärmestromdichten, wie sie an der Brennstab-Oberfläche auftreten können. Dabei bildet sich ein durchgehender Dampffilm, der eine starke wärmeisolierende Wirkung hat. In der Folge kann die Temperatur der Hüllrohre auf sehr hohe Werte steigen und zu deren Schädigung führen. Die Modellierung eines OECD-Vergleichstests (Benchmark) für die Bestimmung der kritischen Wärmestromdichte mit Hilfe von Unterkanal-Analysemethoden wurde abgeschlossen. Das Einsetzen des (zu vermeidenden) Filmsiedens konnte mit leichter Konservativität berechnet werden.

Das Monte Carlo Programm SERPENT wurde eingeführt. Es zeigte sich als geeignet für die Erzeugung der nuklearen Datenbank, auf die das Reaktorkern-Simulationsprogramm zurückgreift. Das deterministische Brennstabgitter-Programm CASMO-5M soll dennoch der Standard bleiben. Die Validierung des Programms SIMULATE-3K für SWR-Stabilitätsanalysen wurde anhand eines älteren Stabilitätstests (7. Brennstoffzyklus im Kernkraftwerk Leibstadt KKL) fortgesetzt. Es zeigte sich, dass neben dem globalen auch das regionale Schwingungsverhalten eines Reaktorkerns gut simuliert werden kann. Die Fortpflanzung von Unsicherheiten in der deterministischen Reaktorauslegung wurde untersucht. In einem OECD-Benchmark konnte gezeigt werden, welche nuklearen Wirkungsquerschnitte die wesentlichen Beiträge zur Unsicherheit der berechneten Reaktivität liefern.

Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernanlagen mit dem Systemcode TRACE wurde erfolgreich fortgesetzt. Dabei wurden methodische Neuentwicklungen umgesetzt. Die Modelle wurden anhand verschiedener Methoden validiert. Dazu gehören Nachrechnungen für Transienten bestehender Anlagen, Experimente an grosstechnischen Versuchsanlagen im Rahmen von Benchmark-Programmen oder Vergleiche mit anderen Rechenprogrammen, deren Eignung bereits nachgewiesen ist. TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Die Validierung von TRACE ist notwendig für dessen Anwendung bei Störfallanalysen. Dazu dient die Verwendung der Daten und die Mitarbeit bei internationalen Benchmarks zu den integralen PKL-2, OECD/NEA ROSA-2 und ATLAS-Experimenten. Berechnungen, bei denen den Modellierern zwar die Anfangs- und Randbedingungen der Experimente zugänglich sind, jedoch nicht die Ergebnisse, kommt hierbei ein besonderes Gewicht zu. Neben den integralen Experimenten ist die Validierung von individuellen komplexen Effekten, insbesondere bei Zweiphasen-Verhalten, wesentlich. Hervorzuheben sind die Ergebnisse der Simulationen von kleinen Kühlmittel-Verluststörfällen an den ROSA- und PKL-Versuchsständen sowie die Anwendung von TRACE auf die Aufschäumexperimente bei Toshiba und General Electrics.

Weitere Schwerpunkte der Entwicklungen liegen in den Bereichen Multiphysik und Unsicherheitsanalysen. Auf der Basis eines adaptiven Zeitschritt-Algorithmus wurden verbesserte zeitliche Kopplungen der Thermohydraulik des Reaktors und des Primärkreislaufs (TRACE) mit der dreidimensionalen Kinetik des Reaktorkerns (S3K) erreicht. Es wird vom ENSI begrüßt, dass die Anwendungen und Kenntnisse zur Unsicherheitsanalyse erhalten und ausgebaut werden.

Die gemeinsame Nutzung des Systemcodes TRACE durch das PSI (STARS) und das ENSI befähigt auch das ENSI, eigene Transientenanalysen durchzuführen. Dies ist eine wichtige Grundlage für die 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 Unterstützung im Bereich der Transientenanalysen und schult die Fachspezialisten des ENSI

zur Weiterentwicklung der Input-Decks (spezifische Eingabedateien für jede Anlage) und bei der Arbeit mit TRACE.

Sicherheitsanalysen

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen eines Freigabeverfahrens für einen stark weiterentwickelten SWR-Brennelementtyp die Abschaltsicherheit und die nukleare Zyklusauslegung bewertet. Ausserdem wurden die Auswirkungen dieses Brennelementtyps auf das Stabilitätsverhalten des Reaktorkerns untersucht.

Die im Jahr 1999 im KKL vorgekommene Transiente mit Turbinenschnellschluss wurde mit Hilfe von TRACE modelliert. Eine erste Entwicklungsphase zur Erweiterung des zugehörigen Input-Decks für das KKL wurde abgeschlossen. Mit dem verwendeten Punktkinetik-Modell wurde eine Möglichkeit für approximative Berechnungen mit TRACE im Vergleich zu den relevanten Messungen während des Vorkommnisses geschaffen. Weitere Untersuchungen zur Anpassung des zeitabhängigen Druckverlaufes wurden durchgeführt. Ein Input-Deck des Reaktorkerns des KKL für die Kopplung der Programme TRACE und S3K wurde entwickelt und geprüft. Dieses wird zu einem 648-Kanal-Modell ausgebaut und soll dann für umfangreiche Entwicklungs- und Validierungsaktivitäten herangezogen werden, welche auch die weitere Bewertung des zeitlichen und räumlichen Verhaltens der Schnittstelle zwischen beiden Programmen beinhalten werden.

Mit dem Projekt YUMOD erneuert das KKL die Umwälzschleifen und -pumpen am Reaktor inklusive deren Steuerung. Die dazu vom ENSI in Auftrag gegebenen Überprüfungsarbeiten sind besonders wichtig für die Aufsichtstätigkeit des ENSI bis über das Jahr 2013 hinaus. Das ENSI wird im Rahmen des Freigabeverfahrens zahlreiche neue Störfallanalysen zu bewerten haben. In diesem Rahmen soll STARS auch das vom ENSI verwendete Input-Deck des KKL weiterentwickeln. Mit der Modellierung der Umwälzschleife wurde bereits begonnen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

STARS stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Das Projekt unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen

oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Hinzu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Call).

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und transiente 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 mehrfachen Barrieren fundiert beurteilen.

Der Erhalt der Kompetenz im Umgang mit den TRACE-Anlagemodellen der schweizerischen Kernkraftwerke und den durchzuführenden Rechnungen im Bereich Anlageverhalten betrifft direkt die Aufsichtstätigkeit des ENSI. Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Eingabedaten sieht das ENSI als wichtig an, um die komplexen Neuanalysen bei Anlageänderungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben 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.

Die Bearbeitung von On-Calls des ENSI soll mit der erreichten Qualität und Quantität fortgesetzt werden. Für das Jahr 2013 soll die Aktualisierung der Kernfolgerechnungen für die schweizerischen Anlagen weitergeführt werden. Zur Modellierung des Brennstoffverhaltens bei Kühlmittelverlust-Störfällen ist der Start einer Doktorarbeit geplant.

Alle schweizerischen Kernkraftwerke sind angehalten, ihre Störfallanalysen in den kommenden Jahren neu an das schweizerische Regelwerk anzupassen, was zu zahlreichen Analysen führen wird. Dafür liegen dem ENSI umfangreiche Konzepte vor. Das ENSI wird bei der Prüfung und Bewertung der Neuanalysen durch die STARS-Projektgruppe unterstützt werden.

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 Projektes PASSPORT war, das Verhalten und die Wirksamkeit von passiven Sicherheitssystemen zu untersuchen. Diese passiven Systeme 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 Auslegungsstörfällen 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 auch zuvor schon geplante Entwicklung der Methodik einer engen Kopplung des Thermohydraulik-Codes des Reaktors (TRACE) und des Containments (GOTHIC). Diese Kopplung entspricht dem Stand der Technik und ist die Ausgangsbasis, um mögliche Störfallszenarien in den heutigen Kernkraftwerken besser analysieren zu können.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im laufenden Berichtszeitraum wurde die Literaturstudie über passive Sicherheitssysteme und den dazu vorhandenen Experimenten (Benchmarks), welche für die Validierung von TRACE und GOTHIC geeignet sind, abgeschlossen. Als Ausgangspunkt für die Entwicklung der Modelle in TRACE und GO-

THIC wurde das am PSI durchgeführte Experiment PANDA ISP-42 ausgewählt. PANDA ist eine Grossversuchsanlage, gebaut und betrieben am PSI, um passive Containmentvorgänge mit Rückkopplung an den Primärkreislauf zu untersuchen. Die Ergebnisse der Benchmark-Rechnungen der verschiedenen PANDA-Experimente mit GOTHIC und TRACE zeigen die Möglichkeiten und Limitierungen der beiden Rechencodes auf.

Die Kopplung zwischen TRACE und GOTHIC wurde implementiert. Diese basiert auf dem Austausch von Masse und Energie an der Schnittstelle der Berechnungsgebiete von TRACE und GOTHIC. Die Kopplung erlaubt, dass im Modell Zweiphasenströmungen und nicht-kondensierbare Gase von einem Berechnungsgebiet in das andere fließen können. Jeder Rechencode behandelt die Kopplung als variable Randbedingung. Über diese erfolgt der kontinuierliche Datenaustausch, basierend auf den Rechenergebnissen des jeweiligen Codes.

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 weitere Kompetenzen aufbauen können, um unabhängige sicherheitstechnische Bewertungen von Störfällen für die bestehenden Kernkraftwerke vornehmen zu können.

Ausblick

Die Verifikation und Validierung der entwickelten Kopplung soll abgeschlossen werden. Um eine objektive Bewertung des Mehrwerts der Kopplung zu erhalten, werden die PANDA-Experimente ISP-42 als «stand-alone» mit TRACE und GOTHIC berechnet und anschliessend mit den Ergebnissen der gekoppelten Rechnung verglichen. Als letzter Schritt erfolgt die Anwendung einer gekoppelten Rechnung zwischen Primärkreislauf und Containment anhand eines postulierten Kühlmittelverlust-Störfalls in der späten Druckentlastungsphase. In dieser beeinflusst der Containmentdruck die Leckage aus dem Primärkreislauf. Weiterhin können durch die detaillierte Modellierung des Containment-Sumpfes (unterer Teil des Containments, in dem sich bei einem Störfall Kühlwasser ansammeln kann) mit GOTHIC lokale Temperaturen und die an-

fallende Kondensatmenge im Sumpf berechnet werden.

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 durchgeführt und mit Rechenprogrammen simuliert. Im Projekt LINX wird das dynamische Verhalten von dünnen Flüssigkeitsfilmen auf einer beheizten vertikalen Oberfläche in einer Wasserdampf-atmosphäre untersucht. Darüber hinaus werden die Auswirkungen des räumlich und zeitlich veränderlichen Flüssigkeitsfilms auf die Effizienz des Wärmeübergangs betrachtet. Dazu werden Versuche in einem Druckbehälter durchgeführt, der auf 10 bar ausgelegt ist. Aus den gemessenen Daten soll ein verbessertes physikalisches Modell für Simulationsprogramme des Sicherheitsbehälters (Containment-Codes wie ASTEC oder GOTHIC) entwickelt werden. Neben dem ENSI fördert das französische Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) diese Arbeiten. Die ETH Zürich beaufsichtigt das mit dem Projekt LINX zusammenhängende Doktorandenprogramm und stellt einen Teil der experimentellen Infrastruktur für spezifische Messungen zur Verfügung. LINX ist Teil des in diesem Jahr neu lancierten Programms «Containment Safety» am PSI.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Der Doktorand hat in seinem zweiten Jahr am Aufbau der Experimente gearbeitet. Die Konzepte der Regel- und Messtechnik für die hochpräzisen Messungen von Temperatur, Schichtdicke und Wasserfluss auf einer ebenen vertikalen Platte im Druckbehälter sind erstellt. Die Apparaturen werden derzeit schrittweise in Gang gesetzt und für den Einbau in den Druckbehälter vorbereitet. Die vertikale Platte ist konstruiert und Teile davon wurden erstellt (Abbildung 12).

Sowohl für die Messung der Temperatur als auch der Dicke der Flüssigkeitsschicht werden innovative optische Methoden im Infrarotbereich verwendet.

Diese Methoden haben den grossen Vorteil, dass sie nur unwesentlich in das Experiment eingreifen. Es wurden zwei Infrarotkameras neu angeschafft, welche diese beiden Parameter gleichzeitig zweidimensional messen können, und an der ETH Zürich getestet. Die Schichtdickenmessung basiert vornehmlich auf dem Effekt der Absorption im nahen Infrarotbereich (Near InfraRed NIR), während die Temperaturmessung den mittleren Infrarotbereich verwendet. Die Schichtdickenmessung wurde durch Vergleich mit Widerstandsmessungen aufgeklebter Maschensensoren kalibriert. Die optischen Messtechniken wurden unter Normaldruck und -temperatur auf Strömungen in Form von Rinn-salen (rivulets) als auch für Flüssigkeitsfilme mit wellenförmigen Oberflächen (wavy flow) angewandt. Es zeigte sich, dass das Strömungsverhalten wie erwartet sehr stark von der Oberflächenbeschaffenheit abhängt. Die weitere Validierung der Messmethoden erfolgt über Messungen der Dicke des Flüssigkeitsfilms mittels kalter Neutronen an der ICON-Anlage (Imaging with Cold Neutrons) des PSI.

Die sorgfältigen Tests und Vorbereitungen der Apparaturen und Messinstrumente sind Voraussetzungen für die kommende Messkampagne im Druckbehälter unter hochpräzisen Randbedingungen, z. B. für die Geometrie der Oberfläche und die Temperatur der vertikalen Platte sowie des Gesamt-massenstroms des Flüssigkeitsfilms.

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 physikalischen 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. Der Druck, die Temperatur und die Gasverteilung 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 Rechen-codes für Leichtwasserreaktoren nur unzureichend abgebildet. Dies betrifft neben den Codes wie ASTEC und GOTHIC, die ef-

fektive Parameter und Korrelationen verwenden, auch aktuelle Simulationsprogramme für die Fluid-dynamik (Computational Fluid Dynamics CFD) und deren Behandlung der Filmdynamik.

Das Hauptziel dieses Projektes ist ein verbessertes Verständnis der raum-zeitlichen Dynamik eines Flüssigkeitsfilmes. Dies beinhaltet die Kondensation, Bewegung und Wiederverdampfung an 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. Solche Programme werden national und international im Rahmen von thermohydraulischen Nachweisen für Sicherheitsbeurteilungen verwendet.

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 zweiten Projektjahres mit den damit verbundenen experimentellen Vorbereitungen sowie den Tests der Apparaturen und Messinstrumente am PSI und an der ETH Zürich wurden erfüllt. In den kommenden Monaten werden die Validierungen der Apparaturen und Messinstrumente abgeschlossen. Darauf aufbauend sind längere Messkampagnen für einen ausgedehnten Bereich von Anfangs- und Randbedingungen im Druckbehälter vorgesehen. Mit ihnen sollen der Flüssigkeitsfilm und seine Dynamik bei Bedingungen mit Kondensation und Wiederverdampfung quantitativ charakterisiert und räumlich und zeitlich analysiert werden. Schliesslich sollen die derzeit limitierten ASTEC-Modelle für Kondensation und Wiederverdampfung unter Verwendung der gewonnenen Messresultate verbessert werden. Der Doktorand wird dazu am IRSN in die Verwendung des Codes ASTEC eingewiesen werden.

Die Analyse der Messkampagnen wird dem Doktoranden die Möglichkeit zu wissenschaftlichen Veröffentlichungen bieten. Als erste Veröffentlichung wird die Technik der optischen Messung der Filmdicke im nahen Infrarotbereich in einem Beitrag zum

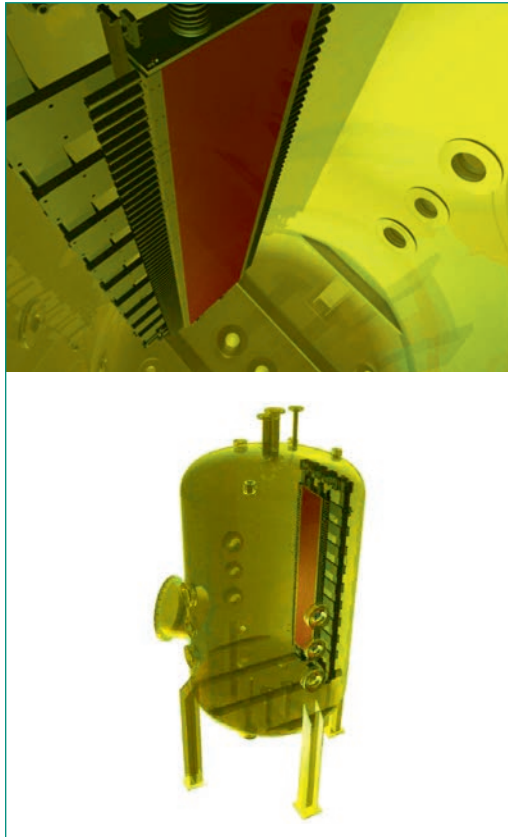


Abbildung 12:
Dreidimensionale CAD-Darstellung (Computer-Aided Design) der vertikalen Platte innerhalb des 3,3 m hohen Druckbehälters (oben). Sie besteht aus neun untereinander vertauschbaren Blöcken, deren Temperatur individuell geregelt werden kann. Die Blöcke werden durch einen Rahmen gehalten und fest aneinander fixiert. Die Befestigung der Blöcke berücksichtigt deren thermische Ausdehnung. Der Druckbehälter (unten) hat verschiedene Zugangsmöglichkeiten und Beobachtungsfenster.

15. International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15) im Mai 2013 in Pisa präsentiert werden.

Das PSI wird die Messergebnisse zusätzlich zu ASTEC auch für Anwendungen und Verbesserungen des Codes GOTHIC verwenden.

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 U.S.NRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. In der Schweiz wird MELCOR unter anderem 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. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können.

Typischerweise hat die Oxidation unter sauerstoffreichen Bedingungen einen quasi-zyklischen Verlauf, indem durch die Reaktion mit Stickstoff Teile der sich bildenden Oxidschicht wiederholt abbrechen. Die bestehenden Luft-Oxidationsmodelle bilden diesen Prozess nicht vollständig ab. Das PSI entwickelte auf der Grundlage von Experimenten am Karlsruher Institut für Technologie (KIT, früher Forschungszentrum Karlsruhe FZK) ein Modell, welches diesen Oxidationsverlauf beim gängigen Hüllrohrmaterial Zircaloy-4 besser beschreibt. Mit diesem Projekt wird das Modell weiterentwickelt, anhand von Daten aus Experimenten verifiziert und schlussendlich in MELCOR implementiert. Das PSI ist im Rahmen der MELCOR-Weiterentwicklung auch an entsprechenden Versuchsprogrammen des KIT und des OECD NEA Sandia Fuel Projects (SFP) der SNL beteiligt.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Das PSI-Modell wurde anhand von Daten aus verschiedenen internationalen Experimenten weiter validiert. Es zeigte sich, dass der Sauerstoffverbrauch und die Oxidation in Luft- und Dampf-Atmosphären gut im Modell abgebildet wurden. Damit sind Bedingungen erfasst, wie sie bei einem Unfall mit Lufteinbruch im Brennelement-Lagerbecken wie auch im Reaktordruckbehälter auftreten können. Das neue Modell ist jetzt in eine Versuchsversion von MELCOR 1.8.6 implementiert und dient als Vorgabe für die Implementierung in der neuen Programmversion MELCOR 2.1 durch SNL.

Beteiligung am SFP-Projekt

Das SFP-Projekt umfasst zwei Experimente mit originalgetreuen Nachbildungen von Brennelementen (BE) für Druckwasserreaktoren. Die SFP-Versuchsdaten und das SNL-Modell konnten mit dem in MELCOR implementierten Oxidationsmodell des PSI verglichen werden. Das zweite Experiment im Juni 2012 simulierte den Zirkoniumbrand von BE mit grosser Wärmentwicklung im Lagerbecken, d.h. die Oxidation bei ungenügender Kühlung und mit Luftzufuhr. Daraus ergaben sich neue Erkennt-

nisse über den Verbrauch und die Freisetzung von Stickstoff sowie die daraus resultierende Wärmeentwicklung in den verschiedenen Phasen der Brandfortpflanzung. Der Nitrierungsprozess ist bedeutend und ist in den bisherigen Oxidationsmodellen nicht hinreichend berücksichtigt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren mit Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter, 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 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. Die Weiterentwicklung des auch vom ENSI genutzten Rechen-codes MELCOR ist daher für die Aufsichtstätigkeit nützlich. Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Fachwissen in der Schweiz. Das PSI verfolgt die Entwicklung von MELCOR und von anderen Rechenprogrammen für schwere Unfälle und gibt sein Wissen den Schweizer Benutzern weiter.

Ausblick

Die MELCOR-Modellerweiterungen im Rahmen dieses Projekts werden helfen, Unfallsituationen mit Lufteinbruch im Reaktordruckbehälter oder im BE-Lagerbecken besser zu simulieren und so das Programm als eine Grundlage für die PSA weiter zu verbessern.

Jüngste Experimente zeigen, dass Stickstoff einen grösseren Einfluss auf den Oxidationsprozess und den Temperaturverlauf hat als bisher angenommen. 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. Der Einfluss der Nitrierung auf die Temperaturerhöhung der Brennstäbe soll im Rahmen eines Nachfolgeprojekts untersucht und als Erweiterung des Oxidationsmodells abgebildet werden. Auch die weitere Beteiligung an den SFP-Experimenten ist vorgesehen: Die U.S.NRC und SNL planen weitere Versuche, diesmal mit Brennstäben in Dampf-atmosphäre (statt wie bisher in Luft).

1.5.5 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 Kernkraftwerksbetreiber, 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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Seit 2006 liegt der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten bei der Untersuchung von Phänomenen, welche bei einem schweren Unfall in einem Siedewasserreaktor (SWR) auftreten können. 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 für die neue Forschungsphase (2012–2016) lassen sich in folgende vier Bereiche einteilen:

- Auswurf der Kernschmelze aus dem RDB (MEM)
- Kühlbarkeit einer Schmelzpartikelschüttung (DECO)
- Auswirkungen von Dampfexplosionen (SEIM)
- Risikoevaluation und Synthese (RES)

Das übergeordnete Projektziel ist die Entwicklung einer Methodik zur risikoorientierten Unfallanalyse (ähnlich der probabilistischen Sicherheitsanalyse), mit der Gefährdungen der Containmentintegrität quantifiziert werden können. Als Referenzanlage wird ein prototypischer Siedewasserreaktor definiert. Die wichtigsten Arbeiten im Jahre 2012 waren:

MEM (Melt Ejection Modes): Die Versagensart und der Versagenszeitpunkt des RDBs wurden untersucht. Dabei konzentrierte man sich auf die Führungsrohre der Instrumentierung (Instrumentation Guide Tubes IGT) und der Steuerstäbe sowie den RDB selbst. Bei zwei Szenarien mit unterschiedlichem Ausmass des Kernschadens (200 t Kernschmelze, 30 t Kernschmelze) wurde quantifiziert, um wie viel sich der Versagenszeitpunkt durch eine Druckentlastung von 60 bar auf 3 bar verschiebt.

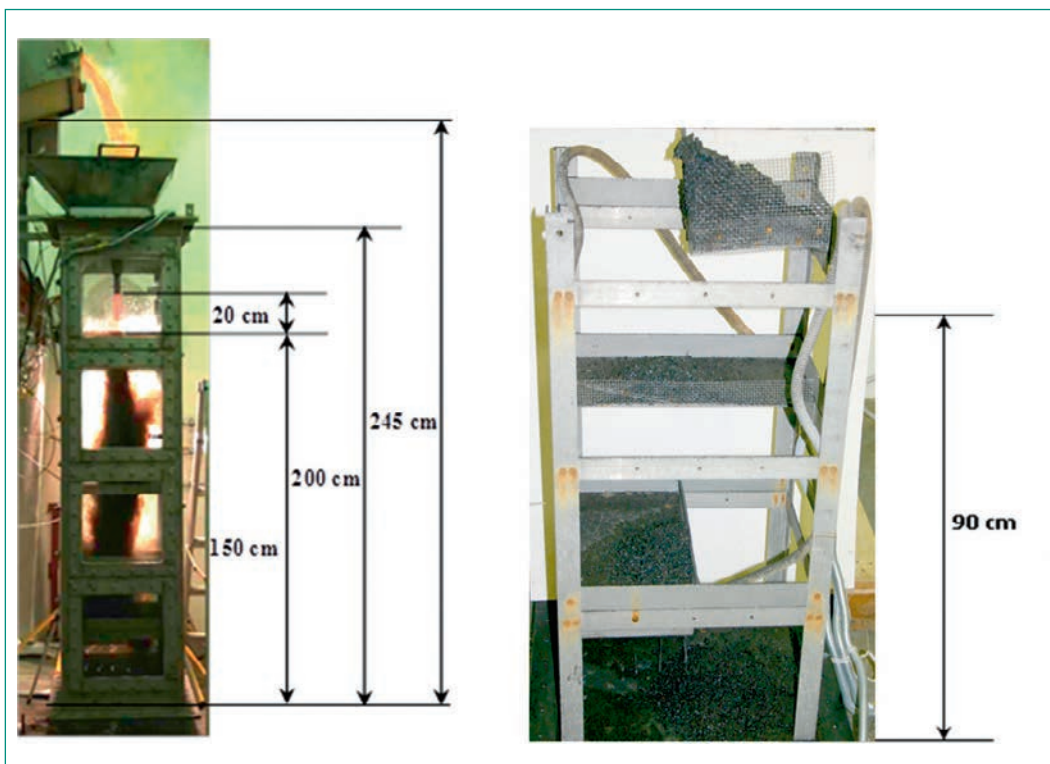


Abbildung 13: Versuch zum Auftreffen von Schmelze auf eine Wasservorlage (links) und der Bildung einer Partikelschüttung in verschiedenen Wassertiefen (rechts). Quelle: KTH Stockholm.

Die Verzögerung beträgt demnach 25 bzw. 43 Minuten. Die Versagensart änderte sich durch diese Druckentlastung nicht.

In früheren Berichten war bereits beschrieben worden, dass bei einem Schmelzepool von 1,9 m Tiefe ein mittig positioniertes IGT nicht verklemt, daraufhin herausfällt und somit der RDB zuerst im Bereich der IGT versagt. Für dieselbe Konfiguration wurde jetzt ein ganz aussen angeordnetes Führungsrohr der Instrumentierung untersucht. Dabei zeigte sich, dass dieses Führungsrohr verkleben kann.

DECO (Debris Coolability Map): 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 (siehe auch Abbildung 13). Am Boden des Containments bildet sich daraufhin eine Schüttung aus Schmelzpartikeln. Für die Untersuchungen dieser Schüttbettbildung wurden weitere Experimente durchgeführt, bei denen die Distanz zwischen Austritt der Schmelze und Wasseroberfläche variiert wurde. Bei einigen Experimenten liess man die Schmelze unterhalb der Wasseroberfläche austreten. Im Vergleich zu den Experimenten mit Austritt der Schmelze oberhalb der Wasseroberfläche resultierten dabei grössere Schmelzpartikel und eine Änderung der Morphologie.

Bei den Untersuchungen zur räumlichen Verteilung des Schmelzpartikel-Schüttbetts (particle debris spreading, PDS) zeigte sich, dass der Grossteil des Schüttbettvolumens nach der Ablagerung meist immobil ist. Durch später auftretende Strömungen von Wasser und Dampf wird nur noch die oberste Schicht der Schmelzpartikel verlagert. Die Mächtigkeit dieser Schicht beträgt einige Partikeldurchmesser. Dieses Verhalten ist nicht abhängig von den Bedingungen des Experimentes (Grösse des Behälters, Schmelzmasse), was die einfache Übertragung dieser Erkenntnisse auf die prototypischen Unfallbedingungen erlaubt.

SEIM (Steam Explosion Impact Map): Dazu sollen unter anderem deterministische (Rechen-)Werkzeuge entwickelt werden, mit denen die Belastungen durch Dampfexplosionen kalkuliert werden können. Im Hinblick darauf sollen auch die Festigkeiten der für die Kühlbarkeit ausserhalb des RDBs wichtigen Containmentstrukturen quantifiziert werden. Die gegenwärtig durchgeführten Arbeiten befassen sich mit der Vorvermischungs- und der Explosionsphase von Dampfexplosionen ausserhalb des RDB. Das Hauptziel sind die Quantifi-

zierung des Druckes in der Reaktorgrube und die Impulse auf die Wände der Reaktorgrube. In der Studie wurden verschiedene Parameter an Schmelztropfen, der Durchmesser, mit der der Schmelzstrahl aus dem RDB austritt (Jet-Durchmesser), und Wassertemperaturen variiert und analysiert. Aus den Resultaten geht hervor, dass der Druck in der Reaktorgrube und der Impuls auf die Wände bei grösseren Jet-Durchmessern grösser sind als bei kleineren, es aber keine grosse Variation zwischen Jets mit 30 oder 40 cm Durchmesser gibt. Bei grösseren Tropfen ist die Masse an Schmelze im Wasser grösser, womit auch höhere Drücke und Impulse erreicht werden.

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. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des Reaktordruckbehälters gekühlt werden kann. Dadurch wird eine belastbarere Risikoquantifizierung in der Stufe 2 von probabilistischen Sicherheitsanalysen ermöglicht. Zugleich liefert das Projekt Vergleichswerte für Betreiberangaben. Zudem können die Unterlagen für die Beherrschung schwerer Unfallsituationen (Severe Accident Management Guidelines SAMG) optimiert werden. Insgesamt 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 geplanten Forschungsarbeiten an der KTH kommen gut voran. Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen. Für das nächste Jahr sind unter anderem folgende Arbeiten geplant:

- RES: Definition der Referenzanlage «Nordic BWR» inklusive der Kernschadenzustände sowie die Entwicklung der Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM);
- MEM: Entwicklung eines Ansatzes zum Vergleich von Belastung und Kapazität des RDBs betreffend den Interaktionen zwischen RDB und Schmelze, um Art und Zeitpunkt des RDB-Versagens zu quantifizieren;

- DECO: Anwendung von Simulationsprogrammen für die Entwicklung vorläufiger Entscheidungshilfen für die ROAAM;
- SEIM: Quantifizierung der Belastungen durch Dampfexplosionen ausserhalb des RDBs und der Festigkeiten der relevanten Containmentstrukturen.

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 wird 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 Freimessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation.

Für das ENSI führt die Sektion Messwesen Expertisen sowie Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Generische Strahlenschutzforschung

Im Berichtjahr wurde die Doktorarbeit zur Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden weitergeführt. Es wurden verstärkt die turbulenten Einströmbedingungen für die Simulation von grossen Wirbeln untersucht. Zur Überprüfung des Modells wurden drei gamma-spektrometrische Messstationen an verschiedenen Orten auf dem PSI-Gelände in Betrieb genommen. Diese Messstationen sollen die von den Beschleunigeranlagen kontinuierlich im Rahmen der zulässigen Grenzwerte an die Umgebung abgegeben Positronenstrahler messen.

Im Rahmen der Erneuerung des Probenahmesystems des Hochkamins Ost wurden die Gesamtübertragungsraten von Aerosolpartikeln durch zwei auf diese Prüfung spezialisierte Firmen gemessen. Die Messergebnisse der beiden Firmen zeigten eine gute Übereinstimmung. Zusätzlich analysierte das PSI die Messdaten, indem es die gemessenen Penetrationen mit den Ergebnissen verschiedener Penetrationsmodelle verglich.

In der Schweiz existieren zwei Messnetze zur laufenden Überwachung der Dosisleistung, nämlich NADAM (Netz für automatische Dosisalarmierung und -messung) der Nationalen Alarmzentrale und MADUK (Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke) des ENSI. Im Rahmen eines Praktikums wurden die Messwerte der NADAM- und MADUK-

Sonden sowie die Rohdaten der Aeroradiometrie aus den Jahren 1994 bis 2012 im geographischen Informationssystem ARCGIS und in einer Karte integriert. Zusätzlich wurden die Messdaten der Ortsdosisleistung hinsichtlich jahreszeitlicher und standortspezifischer Schwankungen untersucht. Dabei zeigte sich, dass diese im Gebirge einen anderen Jahresverlauf als im Flachland haben.

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). Die WG 17 hat eine Revision der ISO 7503, einer Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen, beim ISO-Sekretariat als Entwurf eingereicht. Die drei Monate dauernde Länderabstimmung begann am 23. September 2012. Die Sektion Messwesen ist in mehreren Arbeitsgruppen von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) vertreten, die die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der ionisierender Strahlung im europäischen Raum fördert.

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

Beim Projekt «Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCs-Software für Dichte-, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie» nahm die Gruppe Radioanalytik an Schulungen seitens der Firma Canberra teil. Zudem kalibrierte sie ein charakterisiertes Gamma-Spektrometer mit zertifizierten Referenzstandards.

In der Gruppe Radioanalytik wurde mit dem Flüssig-Szintillationsspektrometer mit Dreifach/Doppel-Koinzidenz-Messtechnik eine Vorstudie zur genaueren Bestimmung der Halbwertszeit von langlebigen Nukliden (^{10}Be , ^{32}Si , ^{63}Ni , ^{93}Zr , ^{129}I) erfolgreich durchgeführt.

Zur Verbesserung der Neutronen-Dosimetrie wurde eine Studie zur Vergleichbarkeit und Reproduzierbarkeit von CR-39-Auswertungen durchgeführt. Sämtliche Ergebnisse lagen in einem Unsicherheitsband von $\pm 15\%$. CR-39 ist ein Polymer, das als Detektor verwendet wird. Ein auftreffendes Teilchen

ionisierender Strahlung bildet dabei eine Spur, die später mikroskopisch ausgewertet wird.

Praktische Strahlenschutzforschung

Die Gebiete um die Kernkraftwerke Beznau (KKB) und Leibstadt (KKL), das Paul Scherrer Institut (PSI) und das Zwischenlager Würenlingen wurden auch in diesem Jahr aeroradiometrisch ausgemessen. Zusätzlich wurden das Stadtgebiet Zürich, der Rangierbahnhof Spreitenbach und Gebiete am Lac Emosson, am Limmersee und Mutsee überflogen und ausgemessen. Auch wurde eine Transversale von Bischofszell (TG) zum Grand St. Bernard (VS) aeroradiometrisch erfasst. Es konnten mit Ausnahme der Betriebsareale der Kernanlagen keine erhöhten Messwerte registriert werden. Auf den Betriebsarealen wurden die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten.

Im Jahr 2012 wurde die Charakterisierung der Neutronen-Bestrahlungseinrichtungen der PSI-Kalibrierstelle fortgeführt und abgeschlossen. Das PSI hat mit Labortests und einem Feldtest ein neues aktives Personen-Photonendosimeter für die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit evaluiert. Zudem hat es mit dem Institut de Radiophysique (IRA) unter der Leitung des Bundesamts für Metrologie (METAS) aktiv bei der Überführung der METAS-Weisungen zur Eichung von Strahlenmessmitteln in die am 1. Januar 2013 in Kraft tretende neue Verordnung für Strahlenmessmittel (StMmV) mitgearbeitet.

Es wurden Messungen und Überlegungen zur möglichen Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk als neue Freigrenzen in die schweizerische Strahlenschutzverordnung durchgeführt. Stoffe, Gegenstände und Abfälle, deren Aktivitätskonzentrationen unter den Freigrenzen gemäss Strahlenschutzverordnung (Anhang 3, Spalte 9) liegen, fallen nicht in den Geltungsbereich der Strahlenschutzgesetzgebung. Die Messungen und Überlegungen zeigten, dass sich sowohl bei der manuellen wie auch bei der maschinellen Freimessung von Materialien deutlich längere Messzeiten ergeben werden.

Im KKM wurde die Freimessanlage für Kleinteile am Zonenübergang erfolgreich überprüft und neu kalibriert. Im Weiteren wurde die Thorax-Triagemonitore im Kernkraftwerk Beznau (KKB) und im Zwischenlager Würenlingen (ZWILAG) kalibriert.

In der Radioanalytik wurden vier Messmethoden entwickelt und erfolgreich getestet:

- Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben des «EAWAG-Klingnau-Projekts»

- Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»
- Optimierung extraktionschromatischer Trennung von Am und Cm aus Bodenproben mittels Diglycolamide-Harz (DGA-Resin)

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 die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen 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 vor allem 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 2013 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

- Durchführung und Fachbegleitung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung (Nachwuchsförderung im Strahlenschutz)
- Fachbegleitung von Praktika (Nachwuchsförderung im Strahlenschutz)
- Mitarbeit bei der internationalen Normung in der Strahlenmesstechnik
- Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW
- Anwendung der GENIE2000- und ISOCS/LAB-SOCS-Software in der Gamma-Spektrometrie
- Einführung einer Schnellmethode für die Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Lebensmittelproben (Milchpulver)
- Einführung von neuen Techniken und Methoden in der Dosimetrie

- Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz
- Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung
- Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln
- Kalibrierung der LS-Spektrometer für reine Beta-Strahler
- Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben im «EAWAG-Klingnau-Projekt»
- Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»
- Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen
- Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen für Personen- und Umgebungs-dosimetrie
- Ad-hoc-Fragestellungen des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

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 Gas- und Temperaturentwicklung. 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. Neu im Forschungsprogramm sind zwei Projekte zum internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch bei Stilllegungsprojekten.

1.7.1 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen

ENSI-Projektbegleiter: Hannes Hänggi

Einleitung

Stilllegung und Rückbau von Kernanlagen haben in jüngster Zeit stark an Bedeutung gewonnen. Aufgrund politischer Entwicklungen oder einfach, weil eine Anlage ihr Lebensende erreicht hat, befassen sich Betreiber, Aufsichtsbehörden und internationale Organisationen derzeit verstärkt mit der Stilllegung von Leistungs- und Forschungsreaktoren – so auch die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEA) in Wien.

Im Berichtsjahr 2012 lancierte die IAEA gleich zwei Forschungsprojekte, die sich mit der Stilllegung von Kernanlagen befassen: DACCORD (Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning) und DRiMa (International Project on Decommissioning Risk Management). Das ENSI beteiligt sich an beiden Projekten, indem Vertreter in Arbeitsgruppen mitwirken.

In den Projekten tragen die IAEA-Mitgliedsländer ihre Erfahrungen zusammen und erarbeiten daraus Berichte mit Empfehlungen, die von der IAEA publiziert werden und den übrigen IAEA-Mitgliedsländern zur Verfügung gestellt werden. Beim Kostenabschätzungsprojekt DACCORD wird zusätzlich die Anwendung des Computerprogramms CERREX (Cost Estimation for Research Reactors in Excel) geübt und aufgrund konkreter Daten verbessert.

Mit den beiden Projekten strebt die IAEA grundsätzlich einen verstärkten internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch bei Stilllegungsprojekten der Mitgliedsländer untereinander an. Dazu wird auch eine Kommunikationsplattform für das Internet entwickelt. Die Projektleiter der IAEA haben bereits viele und praktische Erfahrungen gesammelt bei Rückbauprojekten und sind international anerkannt; dies garantiert eine hochstehende Qualität der Projekte.

Startsitzung für beide Projekte war im Dezember 2012. An diesen Treffen wurden die Projekte und Ziele jeweils vorgestellt, und die teilnehmenden Länder präsentierten den Stand ihres Wissens, respektive ihre Erfahrungen als Grundlage für das weitere Vorgehen. Deshalb werden hier erst die Grundzüge der Projekte vorgestellt. Im nächsten Jahr sollten dann erste Zwischenresultate vorliegen.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch die Beteiligung an den beiden Forschungsprojekten der IAEA erhofft sich das ENSI folgende Vorteile:

- Auf- und Ausbau der Fachkompetenz am ENSI zu verschiedenen Aspekten der Stilllegung
- Weiteres Know-how zur Beurteilung von Kostenstudien und Stilllegungsprojekten
- Zugang zu Stilllegungsdaten anderer IAEA-Mitgliedsländern
- Breites internationales Netzwerk für Informations- und Erfahrungsaustausch (über 40 Staaten beteiligen sich an den Projekten)

Während das Projekt DACCORD wohl bei der nächsten Überprüfung der Stilllegungskosten und beim nächsten Stilllegungsprojekt eines Forschungsreaktors zur Anwendung kommen wird, betrachtet das Risikomanagement-Projekt DRiMa Stilllegungsprojekte ganzheitlich – entsprechend weitreichend ist die Bedeutung von DRiMa auch für das ENSI.

DRiMa berücksichtigt, dass bei Stilllegungsprojekten verschiedene Faktoren zusammenspielen wie sich ändernde Verhältnisse auf der Baustelle, radiologischer und konventioneller Arbeitsschutz, menschliche und organisatorische Faktoren, wirtschaftliche Faktoren, Zusammenspiel von internem und externem Personal auf einer Anlage, öffentliche Interessen usw. Mit DRiMa möchte das ENSI also das Risiko bei Stilllegungsprojekten grundsätzlich besser abschätzen und beurteilen können.

Ausblick

Die eigentlichen Arbeiten in den Projekten werden 2013 aufgenommen. Folgende Aktivitäten sind vorgesehen:

DACCORD:

- Konkrete Daten aus Rückbauprojekten werden gesammelt, indem die teilnehmenden Länder einen detaillierten Fragebogen ausfüllen.
- Die gesammelten Daten werden in das Computerprogramm CERREX eingegeben, die Erfahrungen mit CERREX und allfälliges Verbesserungspotenzial werden anschliessend diskutiert.
- Das Inhaltsverzeichnis für den Schlussbericht wird aufgrund der Erfahrungen erstellt.

Der Abschluss des Projekts DACCORD ist für Mai 2015 vorgesehen.

DRiMa:

- Die Erfahrungen der teilnehmenden Länder werden mit einem detaillierten Fragebogen erhoben.
- Die Arbeit in den Arbeitsgruppen wird aufgenommen, die Berichtsentwürfe sowie eine zweiter Fragebogen, der im Herbst verteilt werden soll, werden erstellt.

Die Publikation des Schlussberichts des Projekts DRiMa ist für 2016 vorgesehen.

1.7.2 SITEX – Sustainable network of Independent Technical Expertise for radioactive waste disposal

ENSI-Projektbegleiterin: Ann-Kathrin Leuz

Einleitung

Innerhalb des 7. Rahmenprogramms der EU wurde das Projekt SITEX im Februar 2012 gestartet. Das Projekt hat das Ziel, eine Plattform für die Aufsichtsbehörden und ihre Experten für geologische Tiefenlager aufzubauen. Innerhalb dieser Plattform soll der regulatorische Bedarf für jede einzelne Phase der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers diskutiert und evaluiert werden. Ein weiterer Schwerpunkt des Projekts ist, zu klären, welche Schwerpunkte für die regulatorische Sicherheitsforschung und technische Expertise für zukünftige Realisierungsschritte eines geologischen Tiefenlagers gesetzt werden sollen.

Die folgenden Aufsichtsbehörden und technischen Forschungs- und Beratungsorganisationen (Technical Support Organisations TSO), die die Aufsichts-

behörden unterstützen, nehmen am Projekt teil.

Das Projekt ist in folgende Teilprojekte unterteilt:

- WP1: SITEX management
- WP2: Regulatory expectations and needs
- WP3: Development of TSO's scientific skills
- WP4: Technical review method and competence building
- WP5: Conditions for associating stakeholders in the process of expertise
- WP6: Conditions for the establishment of a sustainable expertise network

Das ENSI nimmt am Teilprojekt WP2 teil. Ziel dieses Arbeitspakets ist die Identifikation der Themen bzw. Aspekte, für welche zusätzliche technische Richtlinien (WP2.1) und für welche Expertisen oder technische Unterstützung für die Aufsichtsbehörden (WP2.2) notwendig sind.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

In Arbeitspaket 2 wurde 2012 eine Übersicht der bereits existierenden technischen Richtlinien bezüglich geologische Tiefenlager für hochaktive Abfälle erstellt. Mit ihrer Hilfe wurde abgeklärt, ob es Bedarf für weitere technische Richtlinien gibt. Als Basis wurden die Sicherheitsanforderungen des Entwurfs der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), der Direktive der Europäischen Union, der International Atomic Energy Agency (IAEA) und der International Commission on Radiological Protection (ICRP) verwendet. Zusätzlich wurden die Projektteilnehmer mittels Fragebogen um Auskunft gebeten, zu welchen Sicherheitsanforderungen sie spezielle technische

| Organisation | Funktion |
|--|----------------------------------|
| Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN – Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety) | Französische TSO |
| Federal Agentschap voor Nucleaire Contrôle (FANC/AFCN – Federal Agency for Nuclear Control) | Belgische Aufsichtsbehörde |
| Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) | Deutsche TSO |
| Ustav Jaderneho Vyzkumu Rez a.s. (UJV, Nuclear Research Institute Rez) | Tschechische TSO |
| Bel V | Belgische TSO |
| Lithuanian Energy Institute (LEI) | Litauische TSO |
| DECOM a.s. | Slowakische TSO |
| Agence de Sûreté Nucléaire (ASN – French Safety Authority) | Französische Aufsichtsbehörde |
| Stral Sakerhets Myndigheten (SSM – Swedish Radiation Safety Authority) | Schwedische Aufsichtsbehörde |
| Ministry of Economic Affairs, Agriculture and Innovation («ELÉt»)» | Niederländische Aufsichtsbehörde |
| Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) | Kanadische Aufsichtsbehörde |
| MUTADIS | Französische TSO |
| Nuclear Research and Consultancy Group (NRG) | Niederländische TSO |
| Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) | Schweizerische Aufsichtsbehörde |

Tabelle 1:
Am Projekt SITEX teilnehmende Organisationen

Richtlinien entwickelt haben. Für ausgewählte Themen wurden die internationalen mit den nationalen Sicherheitsanforderungen verglichen, um Gemeinsamkeiten und Unterschiede zu identifizieren. Ein Übersichtsbericht zu diesen Arbeiten liegt als erster Entwurf vor und wurde beim zweiten Treffen im Januar 2013 besprochen.

Das ENSI ist im Bericht federführend für das Kapitel Monitoring für geologische Tiefenlager (zu diesem Thema siehe auch Kap. 1.7.5). Sowohl der Entwurf des Dokuments der WENRA als auch ein Entwurf der IAEA (DS-357) enthalten bereits detaillierte Sicherheitsanforderungen zum Thema Monitoring. Insbesondere der aktuelle Entwurf des Safety Guides (DS-357) der IAEA enthält Ziele und Anforderungen für die verschiedenen Realisierungsschritte und Phasen eines Tiefenlagers. Beim Vergleich der schwedischen, kanadischen, deutschen, französischen und schweizerischen Richtlinien ist vor allem der unterschiedliche Detaillierungsgrad in den Richtlinien auffällig.

Es ist geplant, einen ähnlichen Fragebogen an die entsorgungspflichtigen Organisationen zu schicken, um diese bezüglich Lücken und weiteren Reglungsbedarf zu befragen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für das ENSI ist die Mitarbeit in SITEX eine gute Gelegenheit, die Verbindungen zu anderen Aufsichtsbehörden und deren Experten weiter auszubauen und von den Erfahrungen der Länder mit fortgeschrittenen Tiefenlagerprogrammen (z. B. Schweden, Frankreich) zu profitieren. Die Diskussion über verschiedene Fachthemen, bzw. wie andere Aufsichtsbehörden bestimmte Aspekte beurteilen und überprüfen, kann für das ENSI bei den Beurteilungen der Arbeiten der Nagra im Sachplanverfahren geologische Tiefenlager wertvolle Impulse liefern. Das ENSI gewinnt ausserdem vertiefte Einblicke darüber, in welchen Ländern welche Expertise vorhanden ist: Bei Bedarf können seitens ENSI internationale Experten im Beurteilungsprozess des Sachplans beigezogen werden. Zusätzlich erhält das ENSI Hinweise dazu, ob weitere Regelungen für die geologische Tiefenlagerung in der Schweiz notwendig sind.

Ausblick

Bis Ende des Jahres 2013 sollen zum Projekt SITEX alle Arbeitspakete abgeschlossen werden. Auf der Basis der Resultate soll ein Vorschlag erarbeitet werden, wie in Zukunft die Arbeitsweise und der

Austausch der Aufsichtsbehörden und ihrer Experten über diese Plattform verbessert werden kann.

1.7.3 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank

Bericht der Forscher in Anhang A (RC Experiment)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri in St. Ursanne ist ein internationales Forschungsprojekt, mit welchem Grundlagedaten zu den hydrogeologischen, geochemischen, mineralogischen und felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons erhoben werden. Diese Eigenschaften sind für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit geologischer Tiefenlager in Tongesteinen massgebend. Am Forschungsprojekt beteiligen sich aktuell 15 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA). Das ENSI beteiligt sich seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung. Der gegenwärtige Forschungsschwerpunkt des ENSI liegt auf der Charakterisierung der felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons. Die entsprechenden Untersuchungen erfolgten im Rahmen einer Dissertationsarbeit, welche von der Ingenieurgeologie der ETH Zürich, einem Allianzpartner des ENSI, betreut werden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten standen 2012 die Auswertung des RC-Experimentes (Rock Mass Characterisation Experiment), umfangreiche felsmechanische Laboruntersuchungen an Opalinuston-Proben sowie Rechensimulationen zur Abbildung und zum Verständnis des felsmechanischen Verhaltens des Opalinustons. 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; bei solchen Ausbrucharbeiten entsteht eine sogenannte Auflockerungszone (Excavation Disturbed Zone EDZ) in unmittelbarer Umgebung des Stollens. Andererseits geht es um die Erfassung von langfristigen Verformungen im Gebirge (Konsolidierung, Kriech- und Quellpro-

zesse) mittels verschiedener Messverfahren. Am Experiment beteiligen sich neben dem ENSI und der ETH die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe BGR (geophysikalische Messungen) und Swisstopo (strukturgeologische und geodätische Messungen).

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

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

- *Untersuchung der Saugspannung-Sättigungsbeziehung an Probenkörpern des Opalinustons:* Die Beziehung zwischen Saugspannung und Sättigung repräsentiert den Wassergehalt in den Poren des Opalinustons, welcher einen starken Einfluss auf die mechanischen Eigenschaften des Opalinustons hat. Aus diesem Grund wurden mittels 49 Proben die charakteristischen Saugspannungskurven für den Opalinuston ermittelt und mit Literaturwerten verglichen. Die Ergebnisse zeigen eine gute Übereinstimmung mit bekannten Literaturdaten.
- *Untersuchung des Einflusses der Saugspannung auf die Zugfestigkeit des Opalinustons:* Anhand von Spaltzugversuchen (Brazilian Tensile Strength Tests BTS) an Opalinuston-Probenkörpern wurde die Zugfestigkeit in Abhängigkeit der Saugspannung untersucht. Es wurden sowohl Probenkörper parallel wie auch senkrecht zur Schichtung untersucht. Die Ergebnisse zeigen, dass die Zugfestigkeit mit zunehmender Saugspannung rasch ansteigt, wie dies im Bereich von relativ tiefen Saugspannungen typisch ist. Parallel zur Schichtung liegt die mittlere Zugfestigkeit bei einer totalen Saugspannung von 4 MPa bei 0.55 MPa, welche linear auf 1.5 MPa bei einer totalen Saugspannung von 66 MPa ansteigt. Senkrecht zur Schichtung steigen die Zugfestigkeiten auf doppelt so hohe Werte (3.0 MPa) bei einer totalen Saugspannung von 52 MPa.
- *Untersuchung des Einflusses der Saugspannung auf die Druckfestigkeit des Opalinustons:* In einem weiteren Schritt wurde die Druckfestigkeit in Abhängigkeit zur Saugspannung untersucht.

Die Druckfestigkeiten dreier Proben mit einer Belastungsachse parallel zur Schichtung liegen zwischen 9.9 und 13.2 MPa, die Poisson-Verhältnisse zwischen 0.15 und 0.23 und die Young-Moduli zwischen 5.2 und 8.6 GPa. Im Vergleich zu Proben senkrecht zur Schichtung liegen die Druckfestigkeiten der parallelen Proben im Durchschnitt 3–4 MPa höher, was im Widerspruch zu bisherigen Literaturdaten steht. Eine mögliche Erklärung könnte sein, dass bisherige Analysen die Saugspannung nicht berücksichtigt haben und Schumpfrisse parallel zur Schichtung vorhanden waren.

- *Beziehung zwischen prä-existierenden Trennflächen (Störungen, Scherzonen) und der Ausbildung der EDZ:* Aufgrund der ausgeprägten Schichtung und den bereits vorhandenen tektonischen Diskontinuitäten weist der Opalinuston im Felslabor Mont Terri eine grosse Gesteins- bzw. Gebirgsanisotropie auf, welche massgebend das mechanische Gebirgsverhalten beeinflusst. Eine systematische strukturgeologische und geophysikalische Auswertung der Trennflächensysteme an den Tunnelwänden der Galerie-08 und in der Beobachtungsbohrung BRC-2 zeigt, dass bei der Entstehung der EDZ die Bruchbildung massgebend durch präexistierende tektonische Scherflächen, tektonische Störungszonen sowie durch die ausgeprägte Schichtung beeinflusst wurde. Die Analyse zeigt, dass Diskontinuitäten auf allen Betrachtungsmassstäben (mm bis Dekameter-Bereich) einen Einfluss haben.
- *Zusammenstellung bestehender Literaturdaten (felsmechanische Kennwerte für den Opalinuston des Felslabors Mont Terri):* Aus den vergangenen 10 Jahren liegen umfangreiche Ergebnisse zu felsmechanischen Labortests vor (Bestimmung der Druckfestigkeiten und des Verformungsverhaltens). Die Zusammenstellung der Literaturdaten diente dazu, die Labortests bezüglich Probengewinnung, Probenaufbereitung und Sättigungsgrad zu vergleichen.
- *Rechenimulationen:* Mittels des Rechencodes FLAC 3D wurde das felsmechanische Verhalten des Opalinustons beim Ausbruch der Galerie-08 untersucht. Die Dimensionen des 3D-Modells betragen 130 m in der Länge, 55 m in der Höhe und 60 m in der Breite, um den 27 m langen Testbereich des RC-Experimentes abbilden zu können. Mit den Simulationen soll die Geometrie der Auflockerungszone um die Galerie-08 herum untersucht und mit den Messergebnissen der

parallel zur Galerie-08 verlaufenden Beobachtungsbohrung BRC-2 verglichen werden. In die Rechnungen eingeflossen sind die in den Labortests ermittelten elastischen Kennwerte und Festigkeitswerte für intakte senkrechte und parallele Proben sowie für tektonisierten Opalinuston (Scher- und Störungszone). Die Rechsimationen zeigen für den intakten Opalinuston eine heterogene Ausdehnung der EDZ um die Galerie-08 (Durchmesser 5.2 m) von 0.5 bis 3 m (Abbildung 14). Im Bereich von stark tektonisiertem Opalinuston (Störungszone) reicht die EDZ bis zu 12 m von der Stollenwand in das Gestein hinein. Diese asymmetrische Ausdehnung der EDZ ist einerseits das Ergebnis der heterogenen In-situ Spannungsverteilung (geneigt zur Stollenachse) und widerspiegelt andererseits den Einfluss unterschiedlicher Gesteinsfestigkeiten (intakt versus tektonisierter Opalinuston) und der dadurch induzierten lokalen Spannungskonzentrationen. Das mit FLAC 3D simulierte Bruchverhalten des Opalinustons beim Ausbruch der Galerie-08 (EDZ-Bildung) ist konsistent zu den in der

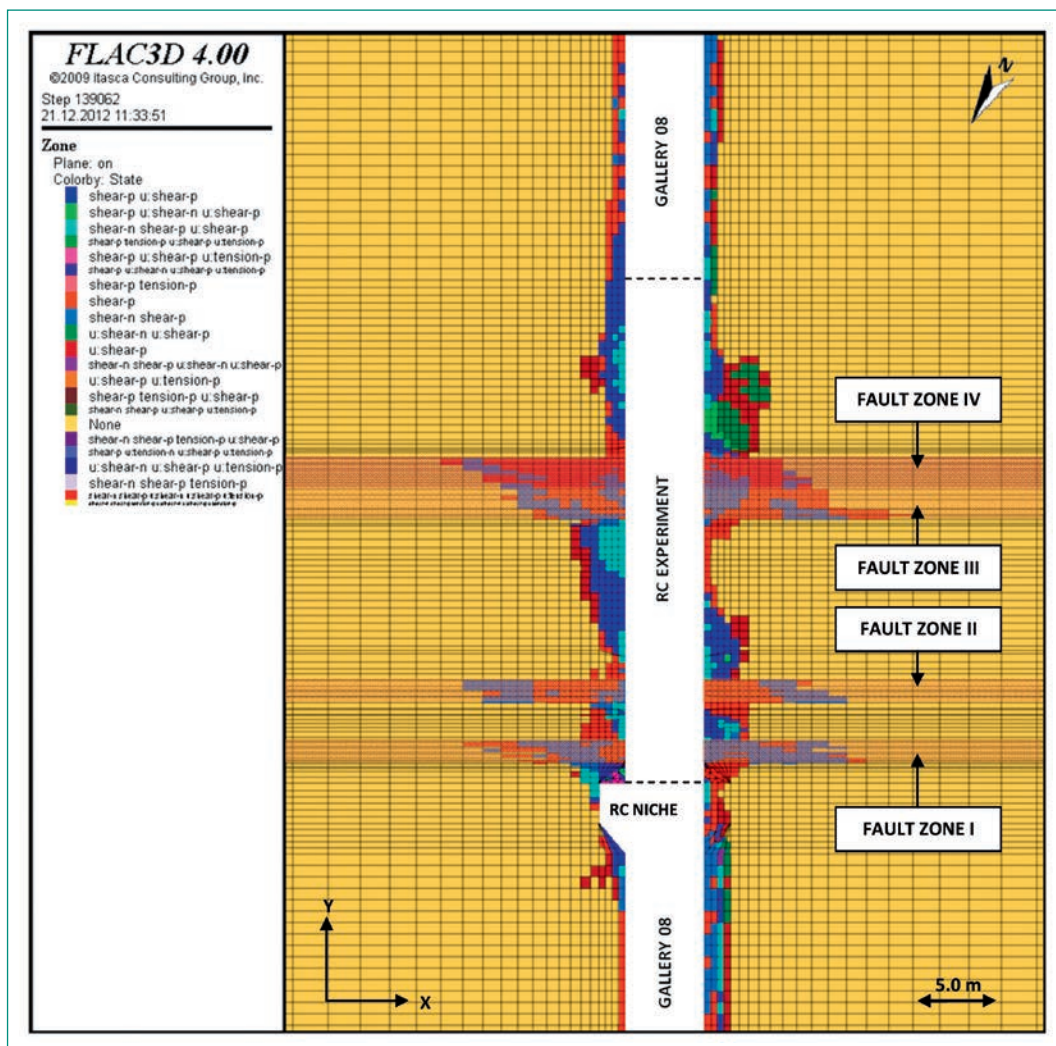
Beobachtungsbohrung BRC-2 festgestellten Verformungen sowie zu den Ergebnissen der seismischen Tomographie-Messungen in den Seitenwänden der Galerie-08.

■ *Dokumentation der Ergebnisse:* Alle bisherigen Analysen und Untersuchungsergebnisse wurden themenspezifisch zusammengestellt und dokumentiert. Die gesamten Resultate werden bis im Sommer 2013 zu einer Dissertationsarbeit zusammenggeführt. Es ist vorgesehen, Teile daraus in wissenschaftlichen Zeitschriften zu publizieren.

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. Mit dem Rechsimulator FLAC 3D verfügt das ENSI zusammen mit der Inge-

Abbildung 14: Numerische Modellierungsergebnisse zur Auflockerungszone (EDZ) im RC-Testabschnitt der Galerie-08 (Stolldurchmesser 5.2 m). Deutlich erkennbar ist der Einfluss präexistierender Störungszone (Fault Zones I-IV) auf die Ausdehnung und Geometrie der EDZ. Quelle: ETH Zürich



nieurgeologie ETH-Zürich über ein Werkzeug, mit welchem Projekte und Angaben der Nagra überprüft werden können.

Die Ergebnisse des CD-Experimentes zeigen das zyklische Deformationsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit) und geben Einblick in die damit verknüpften Prozesse (Aufsättigungs- und Entsättigungsvorgänge und das Verhalten von Stollenwänden in einem geologischen Tiefenlager). 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. Dabei profitieren alle Beteiligten vom Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern.

Ausblick

Das RC-Experiment hat eine sehr grosse Anzahl wissenschaftlicher Daten und Ergebnisse geliefert und befindet sich nun in der Phase des Abschlusses. Ein abschliessender wissenschaftlicher Bericht wird im Rahmen einer ETH-Dissertation im Sommer 2013 vorliegen. Einige Ergebnisse zur felsmechanischen Charakterisierung des Opalinustons liegen bereits in Form von Fachpublikationen oder Tagungsbeiträgen vor (siehe Referenzverzeichnis, Forschungsbericht in Anhang A).

Im Oktober 2012 hat das ENSI zusammen mit der Ingenieurgeologie ETH-Zürich weitere Untersuchungen zum hydraulisch-mechanischen Verhalten des Opalinustons gestartet (HM-Experiment). Ziel ist, mittels systematischer Labortests an intakten wie auch tektonisierten Opalinustonproben ein konstitutives Stoffgesetz (gekoppeltes thermisches, hydraulisches, mechanisches und chemisches Verhalten) zu erarbeiten und für die felsmechanische Modellierung verfügbar zu machen. Diese Arbeiten erfolgen wieder im Rahmen einer ETH-Dissertationsarbeit.

1.7.4 OECD-NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank

Einleitung

Geologische Tiefenlager für langlebige radioaktive Abfälle sind ein wichtiges Thema des «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC) der OECD/NEA. In deren Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) werden sicherheitstechnische Aspekte der geologischen Tiefenlagerung diskutiert, Analysenmethoden und Technologien für den Sicherheitsnachweis vorgestellt und allgemein der Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet verfolgt. Eine Untergruppe der IGSC ist die «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media», kurz «Clay Club» genannt. Das ENSI nimmt an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanden und Forschungsinstitutionen aus 13 (IGSC) bzw. 9 Ländern (Clay Club) vertreten sind.

Ziel des Clay Clubs ist es, den internationalen Stand der Tongesteinsforschung zu verfolgen und den Kenntnisstand der sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter von Tongesteinen zu erfassen und zu diskutieren. So sollen Lücken erkannt werden, um sie mit gemeinsamen Projekten (Workshops, Expertenberichte, Literaturstudien) zu schliessen. Der Clay Club dient ferner als Plattform zur gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen (u. a. Felslabors) in den verschiedenen Ländern.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten des Clay Clubs umfassten im Berichtsjahr 2012 zwei Schwerpunkte: Einerseits wurden die Beiträge der im September 2011 vom Clay Club in Karlsruhe (D) durchgeführten internationalen Fachtagung «Imaging and Nano Scale Characterisation of Clays» in einem Tagungsbericht zusammengestellt. Der Tagungsbericht gibt einen umfassenden Überblick über den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet und wird 2013 veröffentlicht. Andererseits wurde ein neues Projekt mit dem Titel «Argillaceous Media Database Compilation» gestartet. Es beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, minera-

logischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Daten. Diese sollen in einem Bericht zusammengestellt werden. Berücksichtigt werden nur diejenigen Tongesteinsformationen, die heute als Wirtgesteine für geologische Tiefenlager vorgesehen sind und mit den aktuellsten Methoden umfassend charakterisiert wurden. Es sind dies der Callovo-Oxfordian-Ton (Frankreich), der Boom-Clay und der Ypresian-Clay (Belgien), der Queenstone Shale und die Georgian Bay Formation (Kanada) sowie der Opalinuston (Schweiz). Einbezogen werden auch alle Tongesteinsformationen, in denen Felslabors errichtet wurden (HADES, Bure, Tournemire und Mont Terri). Ein spezielles Kapitel wird den Stellenwert der Geologie und der sicherheitsrelevanten Eigenschaften der Tongesteine für den Sicherheitsnachweis darlegen. Die Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert das Projekt.

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 Aufsichtsbehörden, der Hochschulen, der Industrie und der Endlagerprojektanten ihr Wissen einbringen und austauschen. Die Mitwirkung des ENSI im Clay Club liefert wichtige Grundlagen für die sicherheitstechnische Beurteilung geologischer Tiefenlagerprojekte.

Ausblick

Ein erster Entwurf des oben erwähnten Berichtes zu Tongesteins-Daten soll bis Ende 2013 zusammengestellt und im Jahre 2014 finalisiert werden. Um die Zusammenarbeit mit Industrie und Forschung zu fördern und 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 diese internationale Tagung eine spezielle Sitzung zur geologischen Tiefenlagerung in Tongesteinen unter dem Thema «Further development of microscopic observation, modelling technique and upscaling of argillaceous formations for Performance Assessments» vor.

Für 2014 ist zudem eine Aufdatierung der Arbeitsprogramme von IGSC und Clay Club durch das RWMC vorgesehen. Gemeinsam mit der IGSC werden deshalb 2013 die Themen, Arbeitsschwerpunkte und Ziele der kommenden Jahre besprochen und neu festgelegt werden.

1.7.5 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung

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

Einleitung

In der schweizerischen Kernenergieverordnung werden die notwendigen Teile eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle festgelegt: Das Hauptlager dient zur Einlagerung der Hauptmenge der Abfälle, das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars und die Testbereiche bilden das lokale Felslabor für Experimente zu Betrieb, Verschluss und Langzeitsicherheit. Mit Hilfe des Pilotlagers wird bis zum Ablauf der Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und Versiegelungsstrecken sowie des Wirtgesteins überwacht. Die Ergebnisse dieser Überwachung müssen auf das Hauptlager übertragbar sein und dienen der Erhärtung des Langzeitsicherheitsnachweises. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den die Beobachtungsphase abschliessenden Entscheid des Lagerverschlusses.

Im schweizerischen Standortauswahlverfahren (Sachplan geologische Tiefenlager) wurden am Ende von Etappe 1 sechs geologische Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach und mittelaktive Abfälle) und drei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) in die Raumplanung aufgenommen, nachdem die Behörden und die verschiedenen Expertengremien dem Vorschlag der Nagra zugestimmt hatten. Es handelt sich dabei ausschliesslich um tonreiche Wirtgesteine, die das geologische Tiefenlager in den Standortgebieten aufnehmen sollen. Deshalb können die weiteren Betrachtungen zur Lagerauslegung und Lagerüberwachung (Monitoring) nun auf Aspekte solcher Gesteine fokussieren.

Seit 2010 laufen drei Forschungsprojekte zur Auslegung eines geologischen Tiefenlagers, zum darin integrierten Pilotlager und zum Monitoring. Mit ihnen wird abgeklärt, ob über die aktuelle Richtlinie zur geologischen Tiefenlagerung (ENSI-G03) hinausgehend zusätzliche regulatorische Anforderungen zu stellen sind. Alle drei Projekte werden vom ENSI geleitet, sind aber zugleich Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» des Bundesamts für Energie BFE. Dieses Forschungs-

programm wurde von der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb) initiiert. Zu zwei Projekten wurden neben Nagra- und ENSI-Mitarbeitern externe Experten und Vertreter der Standortkantone beigezogen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Zwischen den Projekten bestehen viele Schnittstellen, die eine enge Koordination und Kooperation voraussetzen. Im Berichtjahr wurden für die beiden Projekte «Pilotlager» und «Lagerauslegung» vier bzw. sieben Sitzungen abgehalten. Für beide Projekte sind externe Experten zugezogen. Vertreter der Kantone nehmen an den Sitzungen teil. Für das Projekt «Monitoringkonzepte und -einrichtungen» werden die Aktivitäten des EU-Forschungsprojekts «MoDeRn» eng durch das ENSI verfolgt.

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

Im Berichtjahr wurden die Erfahrungen der Langzeitüberwachung aus dem Felslabor HADES in Mol, Belgien, und dem Felslabor Mont Terri im Opalinuston sowie die Limitierungen von installierten Monitoring-Systemen betrachtet und diskutiert. Im Untergrundlabor HADES wurden Experimente mit einer Dauer von 1 bis mehr als 25 Jahren durchgeführt. Dabei wurden thermische, hydraulische, mechanische, chemische, biologische und radiologische Prozesse sowie Kombinationen dieser Prozesse untersucht. Die Untersuchungsskala bewegte sich zwischen Millimetern und mehreren Zehnermetern. Gemessene Parameter waren vor allem der Porenwasserdruck, die totale Gebirgsspannung, die Temperatur, Verschiebungen, die Wassersättigung und die relative Luftfeuchtigkeit. Im Felslabor Mont Terri gibt es seit 1996 insgesamt 11 Langzeitexperimente. Die Sensoren können innerhalb des Experiments fest eingebaut oder extern installiert werden. Im Felslabor Mont Terri sind die meisten Sensoren extern installiert. Die dortigen Erfahrungen zeigen, dass sie zum überwiegenden Teil über mindestens 10 Jahre in Funktion bleiben und relativ einfach ausgetauscht werden können. Die durchgeführten Experimente sind eine gute Basis für die Diskussion über künftige Überwachungskonzepte im Pilotlager, da sie zum Verständnis der Prozesse und zum Aufbau von Erfahrungen beitragen.

Als weiteres Thema wurden die Prozesse behandelt, die in einem geologischen Tiefenlager ablaufen und innerhalb der zeitlich beschränkten Beobachtungsphase in einem Pilotlager tatsächlich gemessen und überwacht werden können. Dabei muss zwischen den Prozessen in einem HAA- bzw. in einem SMA-Lager unterschieden werden. Ausserdem wurden die Aufgabenbereiche von Pilotlager und Testbereichen analysiert. Im Pilotlager liegt der Fokus auf der Untersuchung des Systemverhaltens in der Anfangsphase der Einlagerung. Dagegen kann man in den Testbereichen standortspezifisch die relevanten Prozesse für die Langzeitsicherheit und ihre Auswirkungen auf die technischen und natürlichen Barrieren untersuchen. Damit haben beide Lagerelemente sich ergänzende Funktionen für die Überprüfung des Sicherheitsnachweises. Daher sollten die Testbereiche gleich lang wie das Pilotlager für Experimente genutzt werden. Dies muss bei der Lagerauslegung und der Betriebsplanung berücksichtigt werden. Zusätzlich wurde diskutiert, wie mit unerwarteten Resultaten oder Entwicklungen umzugehen ist. Die Erwartungen der Gesellschaft an ein Überwachungssystem wurden anhand von entsprechenden Erfahrungen in Belgien betrachtet.

Das ENSI hat zur Kenntnis genommen, dass für die Auslegung und Anordnung des Pilotlagers im heutigen Konzept der Nagra der Zugang zum Pilotlager oberhalb des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs vom Zugang zum Hauptlager abzweigt. Nach diesem Konzept der Nagra wird die Auslegung der Lagerkammern (z.B. Querschnitt und Ausbau) und der Bauvorgang gleich wie beim Hauptlager sein, wobei die Länge der Lagerkammern im Pilotlager kürzer sein wird. Ein zusätzlicher Kontrollstollen wird zur Beobachtung des Pilotlagers als notwendig angesehen. Dieser soll auf der gleichen Ebene wie das Pilotlager liegen und vom Zugang zum Pilotlager entkoppelt sein. Gemäss Konzept der Nagra besteht damit keine direkte Verbindung zwischen dem Kontrollstollen und den Lagerkammern des Pilotlagers. Der Zugang zum Pilotlager soll nach der Einlagerung verschlossen werden.

Das Projekt «Auslegung und Inventar des Pilotlagers» wird voraussichtlich noch bis Ende 2013 fortgesetzt.

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 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 für die Anforderungen an die Überwachung eines Pilotlagers liefern.

Die Aktivitäten des Projekts «Monitoringkonzept und -einrichtungen» sind eng an die umfangreichen Forschungsaktivitäten und -resultate des laufenden EU-Forschungsprogramms MoDeRn (Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure) geknüpft. Der Schwerpunkt der Projektarbeiten des ENSI konzentrierte sich deshalb wie im Vorjahr auf die Sichtung der Ergebnisse aus dem MoDeRn-Forschungsprogramm. An einer Fachtagung wurde von der französischen ANDRA das Konzept einer Richtlinie für die Nullmessung der Umweltbedingungen am HAA-Endlagerstandort Bure präsentiert. Dazu wurden die Monitoring-Strategie, -Ziele, -Methoden und -Messprogramme sowie die Anforderungen an die Qualitätssicherung dargelegt. Eine Umsetzung dieser Konzepte in der Schweiz bleibt zu evaluieren. Die Abschlusstagung des Projektes MoDeRn findet

im März 2013 statt. Das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen» wird bis Ende 2014 dauern. Die Schlussergebnisse aus MoDeRn können somit in das Agneb-Projekt einfließen und für das schweizerische Lagerkonzept nutzbar gemacht werden.

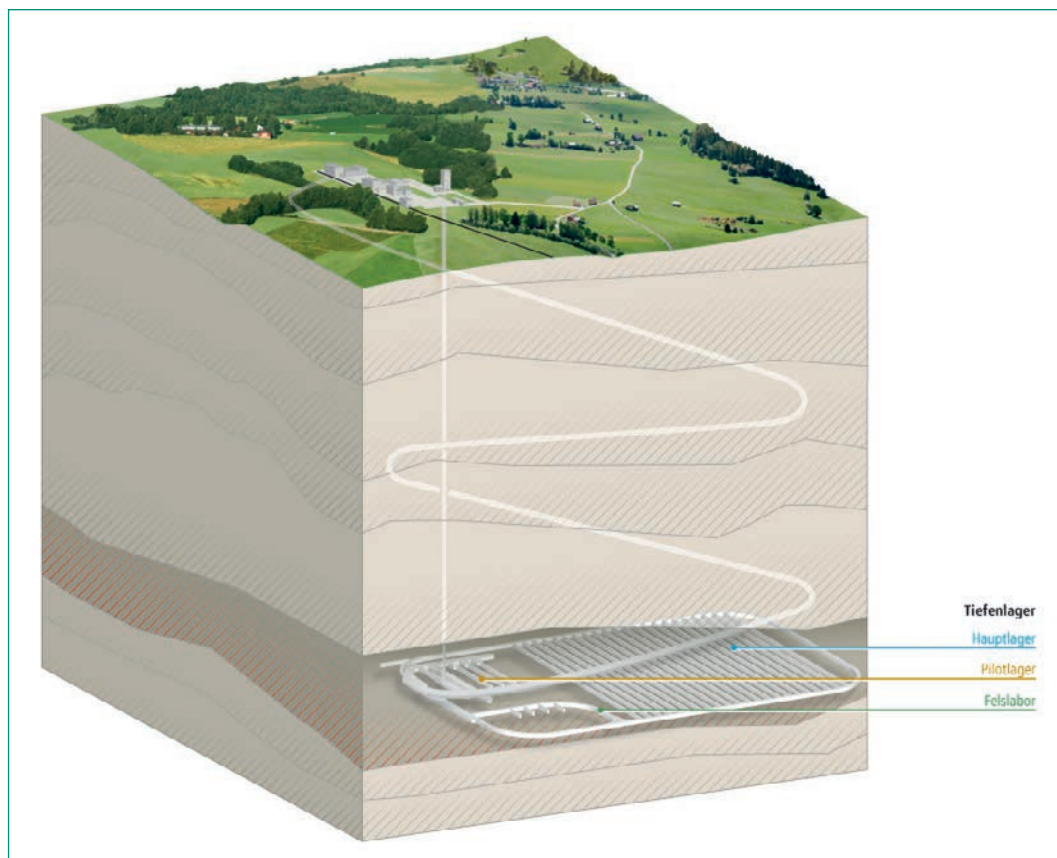
Das **Projekt «Lagerauslegung»** beschäftigt sich mit der Auslegung der verschiedenen Lagerteile und deren Beziehung zueinander, wobei die lokale geologische Situation und die Eigenschaften des Wirtgesteins zu berücksichtigen sind. Für den ersten Teil der Projektarbeit wurde ein umfangreicher Fragebogen zu auslegungsrelevanten Themen für SMA- und HAA-Lager erstellt. Ein Teil der Fragen wurde seitens der im Projekt beigezogenen Experten zunächst individuell beantwortet; die Antworten wurden dann anlässlich der Sitzungen fachlich diskutiert.

Zu Beginn von Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager reichte die Nagra Vorschläge für Standorte von Oberflächenanlagen in den Standortgebieten bzw. in den darum herum befindlichen Planungsperimetern ein. Daraufhin wurde die Frage der Sicherheit und technischen Machbarkeit der Zugangsbauwerke aktuell. Aufgrund einer intensiven Diskussion im Rahmen des Projekts, die an zwei Behördensitzungen Mitte 2012 weitergeführt wurde,

Abbildung 15:

Ein geologisches Tiefenlager besteht aus einem Hauptlager, einem Pilotlager und einem Felslabor. Ein Tiefenlager für hochaktive Abfälle (wie in der Abbildung schematisch gezeigt) ist 400–900 Meter unter Tage geplant. Schwach- und mittelaktive Abfälle sollen in einer Tiefe von 200–800 Metern eingelagert werden.

Quelle: ENSI



wurde seitens ENSI folgende Erkenntnis festgehalten: Sowohl Schächte wie auch Rampen sind grundsätzlich bautechnisch machbar, für beide bestehen weltweit vielfältige Erfahrungen. Beide Arten der Zugangsbauwerke können über einen Zeitraum von über 100 Jahren sicher betrieben werden. Beide Varianten können Vor- und Nachteile aufweisen, welche jedoch standortspezifisch vertieft zu betrachten sind. Keiner dieser Aspekte schliesst aus sicherheitstechnischen Gründen die eine oder andere Option aus. Damit ergeben sich für ausserhalb der Standortgebiete platzierte Oberflächenanlagen keine grundsätzlichen Nachteile. In Etappe 2 muss die Nagra mit dem Einreichen des Vorschlags für mindestens zwei Standortgebiete aufzeigen, dass die Erschliessung zwischen Standortareal und untertägigem Lagerperimeter sicher gebaut, betrieben und verschlossen werden kann.

Auf der Basis eines Fragebogens wurde der Frage nachgegangen, welche technischen Einschränkungen sich bei Vortrieb und Ausbruch von Untertagebauten ergeben. Mit Blick auf den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wurde festgehalten, dass technisch nur wenige Einschränkungen vorhanden sind, dass aber die technischen Mittel mit Blick auf die Langzeitsicherheit und eine minimale Schädigung des Wirtgesteins einzusetzen sind. Im Hinblick auf die gesetzlichen Vorgaben und die Planung des Projektstandes wurden übergeordnete Anforderungen, funktionelle Bedingungen und die Wechselwirkungen einzelner Lagerkomponenten im aktuellen Lagerkonzept betrachtet. In diesem Zusammenhang wurden auch verschiedene Möglichkeiten der sukzessiven Verfüllung und Versiegelung von Lagerteilen betrachtet und das Anliegen der Nagra für eine frühzeitig verfüllte Rampe diskutiert. Es wurde ausserdem die Frage gestellt, inwiefern eine direkte Einlagerung der heute vorhandenen Transport- und Lagerbehälter für HAA sinnvoll ist. Die sicherheitstechnischen Überlegungen dazu zeigten klar, dass ein solches Vorgehen aus einer Reihe von Gründen ungeeignet und daher zu verwerfen ist, einschliesslich der Aspekte der sehr grossen Behältergewichte, der Vermeidung möglicher Kritikalität sowie der Schädigung des Nahfeldes durch zu hohe Temperaturen.

Parallel zum Projekt «Pilotlager» ist geplant, dass das Projekt «Lagerauslegung» bis Ende 2013 dauern wird.

Bedeutung der Projekte,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Sachplan geologische Tiefenlager ist ein schrittweises Verfahren, das auch eine schrittweise Realisierung eines geologischen Tiefenlagers und die schrittweise Weiterentwicklung der Anforderungen an ein Tiefenlager gemäss Stand von Wissenschaft und Technik erlaubt. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität, und das in der Richtlinie ENSI-G03 geforderte Optimierungsgebot ist bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers zu berücksichtigen. Gemäss ENSI-G03 hat ein Projektant immer auch Alternativen aufzuzeigen und seine Wahl der Auslegung, des Monitoringkonzepts und der technischen Umsetzung sicherheitstechnisch zu begründen. Mit den drei Projekten konnte eine technische Plattform geschaffen werden, wo Projektant, Bewilligungsbehörde und betroffene Kantone zusammen mit Experten relevante Aspekte und Fragestellungen diskutieren können. Damit wird dem Anliegen der Transparenz im Sachplanverfahren Rechnung getragen.

Im Kernenergiegesetz wird vor dem Verschluss eines Tiefenlagers eine Beobachtungsphase gefordert. Bereits vor den ersten Bauarbeiten soll ein Standort überwacht werden (Nullmessung). Diese Überwachung hält an (und wird in den Untergrund erweitert), bis der Entscheid zum Lagerverschluss gefällt wird. Das Monitoring während der einzelnen Lagerphasen kann einerseits von der Oberfläche aus, andererseits auf Lagerniveau, das heisst in den Testbereichen (Felslabor) und anhand der Messinstrumentierung um das Pilotlager erfolgen. Die Ergebnisse dieser Überwachung dienen der Überprüfung des periodisch durchzuführenden Sicherheitsnachweises.

Ausblick

Mit dem internationalen EU-Forschungsprojekt MoDeRn wird die Schweiz Zugang zum Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Überwachungskonzepte und Überwachungstechniken erhalten und die Ergebnisse in das Agneb-Projekt «Monitoringkonzepte und -einrichtungen» übernehmen können (Abschluss voraussichtlich Ende 2014).

Für die beiden Projekte «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Lagerauslegung» ist abzusehen, dass die geplanten Projektabschlüsse Ende 2013 nur Zwischenhalte darstellen, die aufgrund der Beurteilungsarbeiten zur Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager eingelegt werden. Beide Themen werden vermutlich im Hinblick auf die Ende

von Etappe 3 erfolgende Rahmenbewilligung wieder aufgenommen werden.

1.7.6 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. Zum Druckaufbau trägt das von eingelagerten Metallen und organischen Stoffen erzeugte Gas in einem Tiefenlager bei. Die Arbeiten sind in 5

Arbeitspakete (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 und soll vier Jahre dauern.

Das ENSI nimmt am Arbeitspaket WP1 («Treatment of Gas in performance assessments») teil. Die Arbeiten beinhalten eine Bestandsaufnahme des technischen und wissenschaftlichen Wissens zur Gasproblematik in einem Tiefenlager (WP1.1) so-

Abbildung 16:
Modell für die erste Vergleichsberechnung. Es handelt sich um ein generisches Modell und entspricht deswegen nicht dem Konzept eines bestimmten Landes.

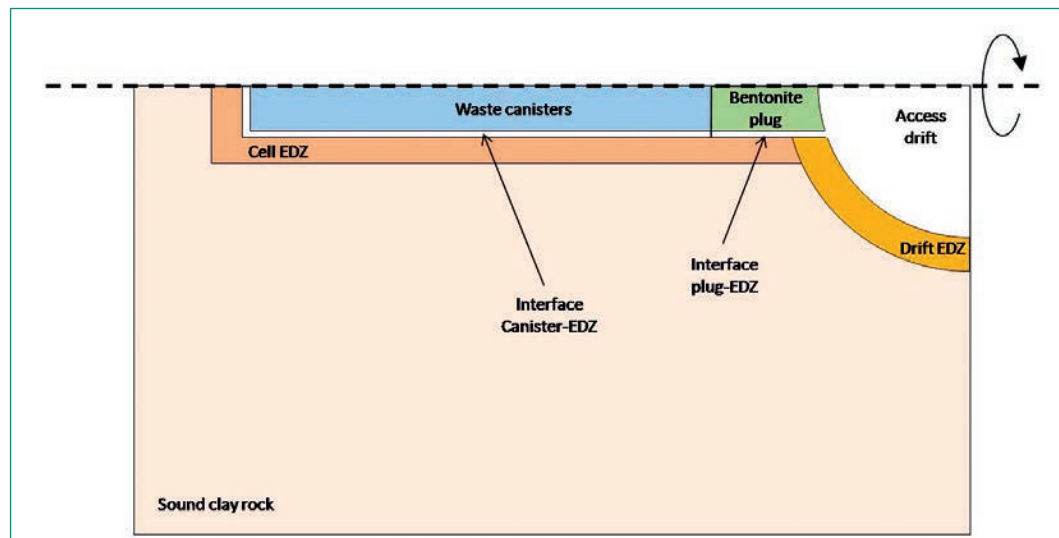
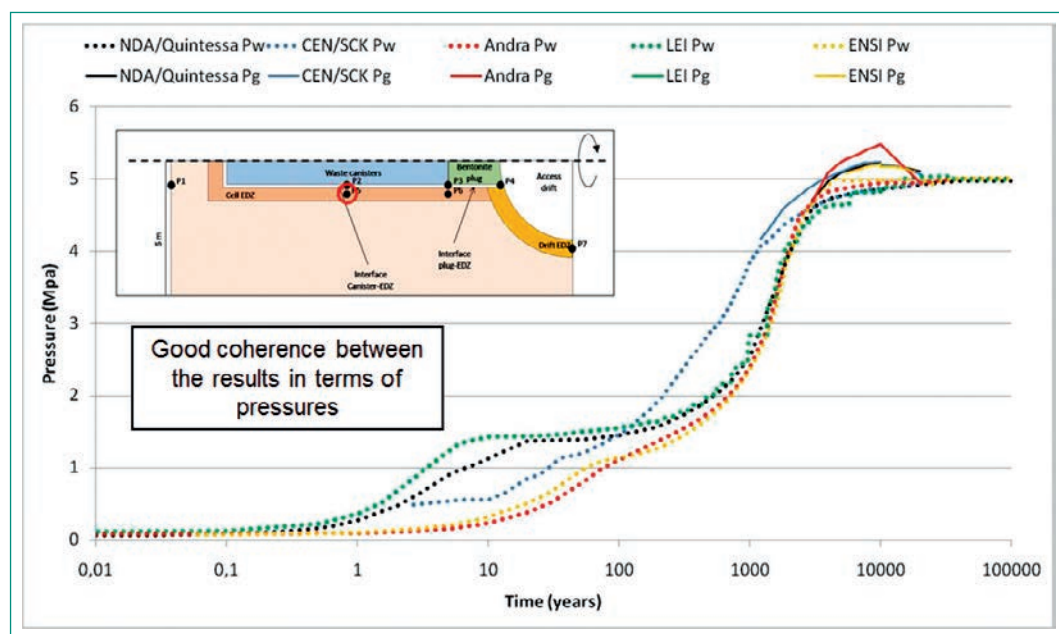


Abbildung 17:
Vergleich der Resultate der verschiedenen Gruppen für Gas- und Porenwasserdruck des ersten generischen Benchmark-Modells. Die Unterschiede in den Resultaten sind auf die verschiedenen Vereinfachungen und Annahmen in den Modellen zurückzuführen.



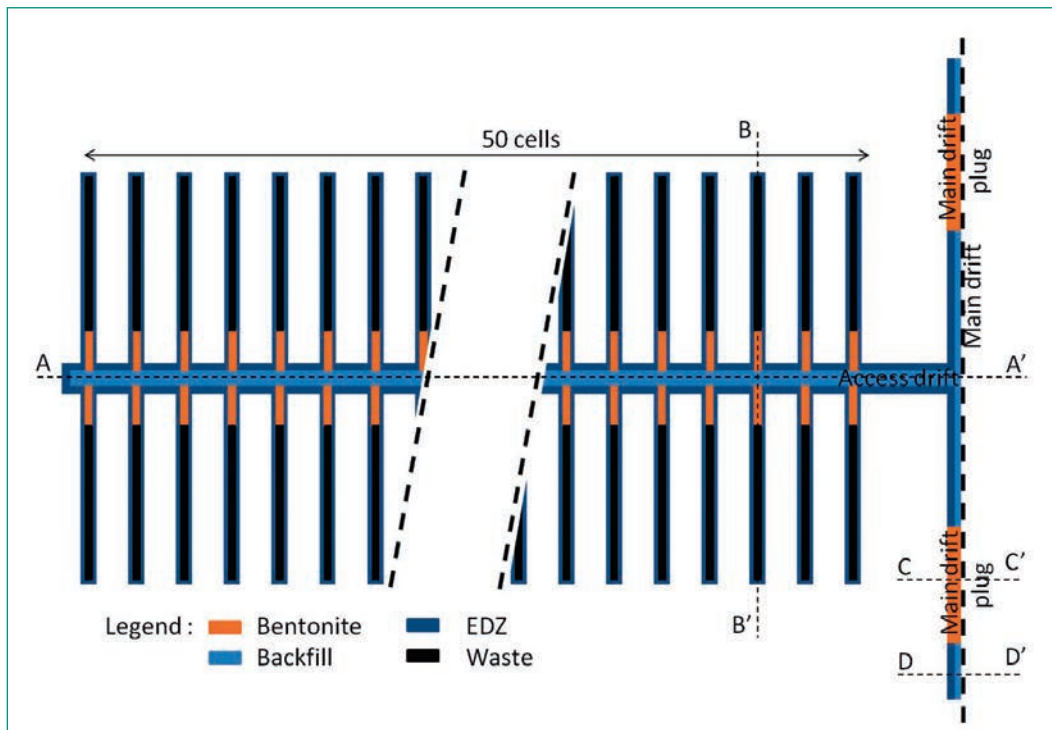


Abbildung 18: Modell für die zweite Vergleichsberechnung. Es handelt sich um ein generisches Modell und entspricht deswegen nicht dem Konzept eines bestimmten Landes.

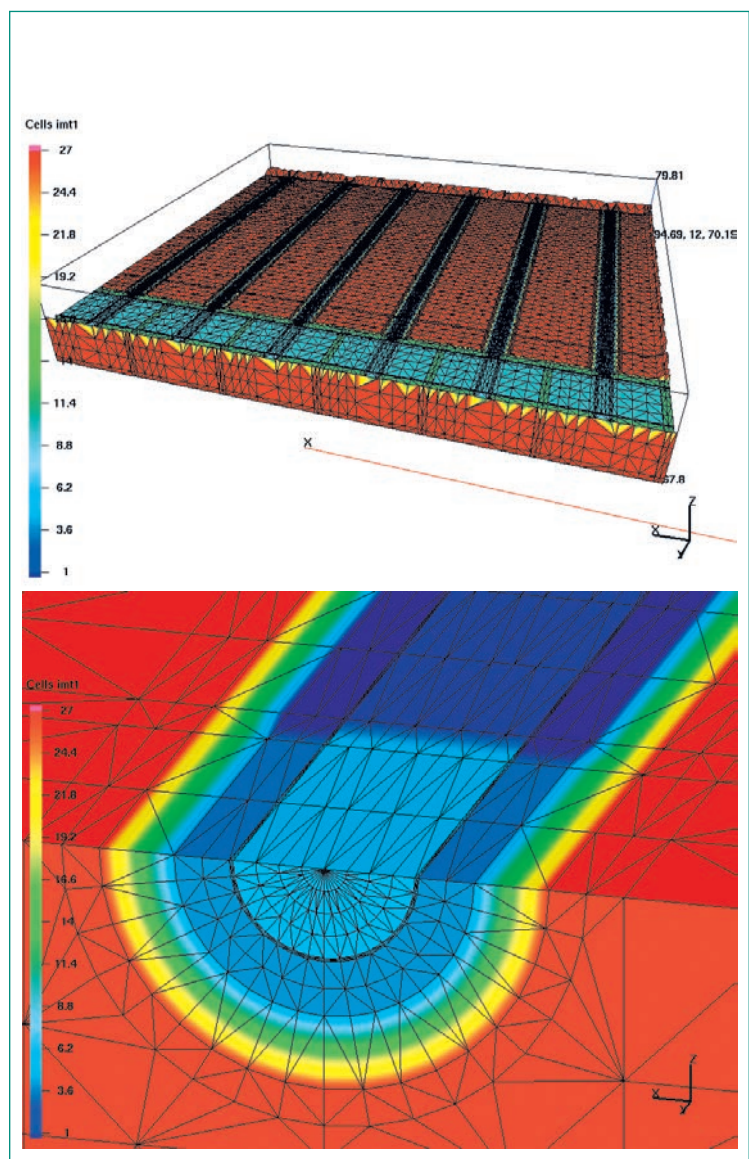
wie die Definition und die Durchführung von sicherheitstechnisch relevanten Vergleichsberechnungen (Benchmark) zum Gastransport (WP1.2).

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Das Arbeitspaket WP1.1 befasste sich Ende 2011 mit der Definition von kritischen Fragen bezüglich der Gasproblematik, die von den Mitgliedern aller Arbeitspakete beantwortet werden mussten. Zur endgültigen Definition der Fragen wurde eine Sitzung im Januar in London organisiert, in der die Fragen diskutiert und in ihrer definitiven Fassung ausgearbeitet wurden. Die Fragen betreffen alle Arbeitspakete, und die Antworten wurden im Laufe des Jahres 2012 von den Projektteilnehmern erstellt und vom Leiter der jeweiligen Arbeitspakete gesammelt. Die Antworten der verschiedenen Arbeitsgruppen wurden während einer Generalversammlung im März 2012 in Paris diskutiert und werden zu den Schlussfolgerungen des FORGE-Projekts beitragen. Eine Entwurfsnotiz über die Schlussfolgerungen des Projekts ist schon vorhanden und steht noch zur Diskussion.

Die Arbeitsgruppe WP1.1 befasst sich auch mit der Verfassung eines Berichts über den Stand von Wissenschaft und Technik bei der Gasbildung und dem Gastransport in einem Tiefenlager. Der Bericht liegt schon als Entwurf vor, die definitive Version des Berichts soll im März veröffentlicht werden. Das ENSI hat an den Redaktionssitzungen teilgenommen und einen Beitrag über den Stand von Wissen-

Abbildung 19: Gitter für das Programm TOUGH2, generiert vom ENSI für die zweite Vergleichsberechnung.



schaft und Technik über das Thema Skalierung (Upscaling) geliefert.

Im Arbeitspaket WP1.2 werden sukzessive Vergleichsberechnungen durchgeführt, ausgehend von einem zweidimensionalen System bis hin zu einer Modellierung des gesamten Tiefenlagersystems. Insgesamt wurden im Laufe des FORGE-Projekts drei Benchmarks definiert. In diesen drei Modellen wird der Einfluss der Grenzflächen («interface») zwischen der Auflockerungszone und dem Tiefenlagerbehälter betrachtet. Die Ergebnisse zeigen, dass die Modellierung dieser Grenzfläche numerisch aufwändig ist und einen bedeu-

tenden Einfluss auf die Resultate hat.

An der Modellierung nehmen neun Gruppen aus sechs verschiedenen Ländern teil, darunter Entsorgungspflichtige, Aufsichtsbehörden, Universitäten und Forschungsanstalten sowie Ingenieurbüros. Die unterschiedlichen Ziele der verschiedenen Modellierungsgruppen machen sich in den Resultaten und Fortschritten im Projekt bemerkbar. Die Ingenieurbüros testen und benutzen ihre eigenen kommerziellen Programme und entwickeln diese weiter. Universitäten und Forschungsanstalten konzentrieren sich auf phänomenologische Ansätze, die sie in ihren eigenen Rechenprogrammen

Abbildung 20: Resultate des Gasdurchflusses und des Gasdrucks bei dem roten Kreis oben.

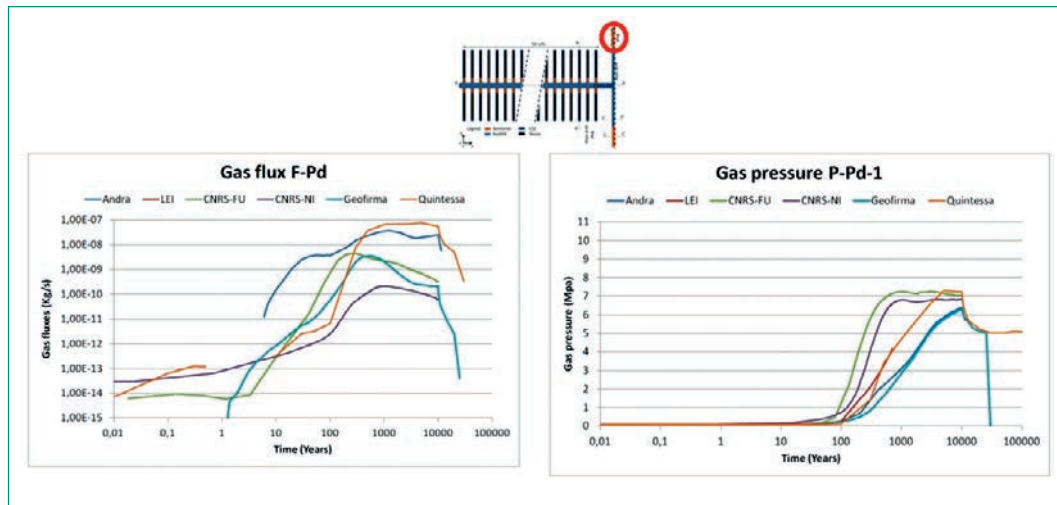
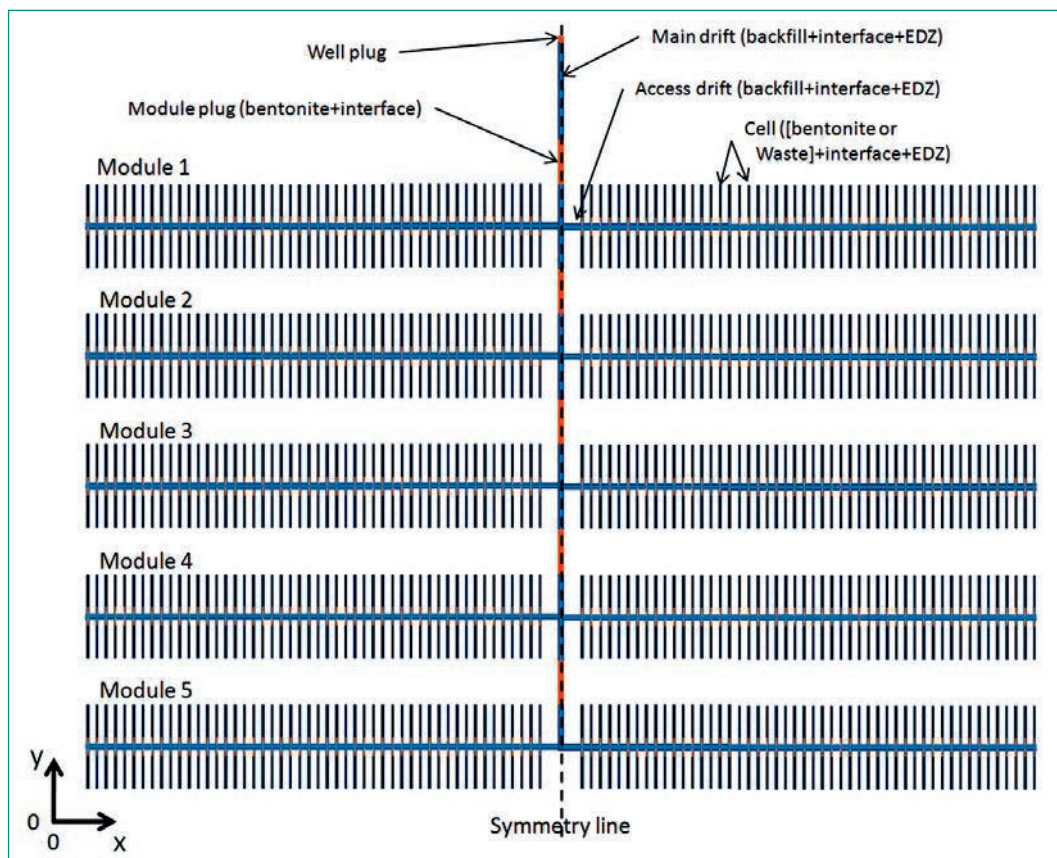


Abbildung 21: Modell für die dritte Vergleichsberechnung. Es handelt sich um ein generisches Modell und entspricht deswegen nicht dem Konzept eines bestimmten Landes.



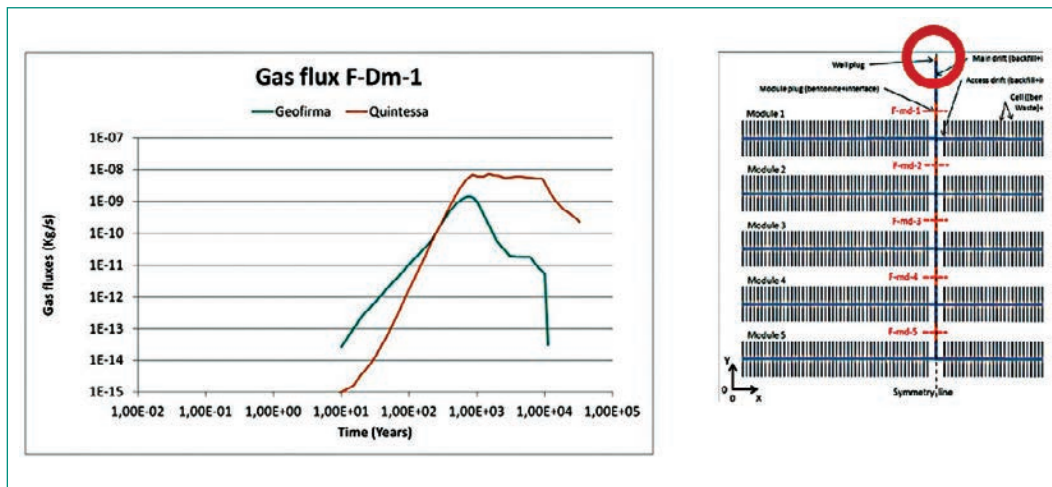


Abbildung 22:
Resultate der Gas-
durchflusses bei dem
roten Kreis rechts.

integrieren. Entsorgungspflichtige und Aufsichtsbehörden sind meistens Anwender von etablierten Rechenprogrammen, die ihre Modellierungsfähigkeiten verbessern wollen. Für die Modellierung werden die folgenden Rechenprogramme verwendet: QPAC, Code_Bright, TOUGH2, MP3, DuMux und Migrastra.

Die steigende Komplexität der Vergleichsberechnungen mit zunehmender Modellgröße führte dazu, dass sich die Anzahl der erreichten Resultate der Modellierungsgruppen im Laufe des Projekts reduzierte. Aufgrund der mit der Modellgröße zunehmenden Anzahl von Gitter-Elementen wurden für die Lösung der Vergleichsberechnungen von einigen Modellierungsgruppen verschiedene Vereinfachungen verwendet, wie zum Beispiel Upscaling-Methoden.

Das erste Benchmark-Modell wurde Ende 2009 definiert und wird in der Abbildung 16 dargestellt.

Im Laufe des Jahres 2012 wurden die Resultate der ersten Vergleichsberechnung aktualisiert. Sie werden in Abbildung 17 dargestellt. Sechs verschiedene Gruppen, darunter das ENSI, haben bisher vollständige Resultate abgeliefert.

Ein dreidimensionales System (Abbildung 18) mit Grenzflächen zwischen Behältern und Auflockerebenen war als zweite Vergleichsberechnung im Oktober 2010 definiert worden.

Vollständige Resultate für die zweite Vergleichsberechnung liegen zurzeit nur von drei Gruppen vor. Das ENSI ist auf Schwierigkeiten bei der Erstellung des Gitters des Modells gestossen und arbeitet zurzeit an der Anpassung eines Präprozessorprogramms, um aufwändige dreidimensionale Modelle mit dem Programm TOUGH2 zu erstellen. Ein Beispiel eines Gitters, das mit diesem Präprozessor erzeugt wurde, wird in Abbildung 19 gezeigt.

In Abbildung 20 werden Resultate des Gasdurch-

flusses und des Gasdrucks von verschiedenen Modellierungsgruppen dargestellt. Die Kurven zeigen ähnliche Muster trotz der unterschiedlichen Werte. Die Unterschiede sind auf die verschiedenen verwendeten Rechenprogramme und auf die verschiedenen Vereinfachungen bei den Parametern und Modellen zurückzuführen. Als Beispiel hat das französische CNRS (Centre National de la Recherche Scientifique) die ringförmige Struktur der linken Seite der Abbildung 19 als ein homogenes Material modelliert. Die französische Institution Andra und das Ingenieurbüro Geofirma haben mit demselben Rechenprogramm TOUGH2 gerechnet und ähnliche Resultate für den Gas- und Wasserdruck erhalten. Dagegen haben sie verschiedene Resultate für den Gasdurchfluss erhalten. Die Erklärung für diese Unterschiede wird zurzeit innerhalb des WP1.2 diskutiert.

Zwei WP1.2-FORGE-Treffen fanden im März 2012 in Pau (Frankreich) und in Dezember 2012 in Gent (Belgien) statt. In diesen Fachsitzungen wurden der Stand der Arbeiten und die Fortschritte der verschiedenen Modellierungsgruppen sowie die Annäherungsmethoden, insbesondere Upscaling, zur Lösung der zweiten Vergleichsberechnung diskutiert. Ausserdem wurde das weitere Vorgehen bei der Definition von neuen Vergleichsberechnungen festgelegt.

Das vollständige Modell für das gesamte Tiefenlager (Abbildung 21) und die Parameter für die dritte Vergleichsberechnung wurden in dem WP1.2-Treffen in Pau diskutiert. Das Modell besteht aus einer Zusammenstellung der Module der zweiten Vergleichsberechnung.

Zurzeit sind vollständige Resultate von nur zwei Modellierungsgruppen vorhanden. In der Abbildung 22 wird als Beispiel der Gasdurchfluss am Ende des Zugangstunnels dargestellt. Der Verlauf

der beiden Kurven ist ähnlich, obwohl die Werte der Gasdurchflüsse unterschiedlich sind. Die beiden Ingenieurbüros Quintessa und Geofirma haben unterschiedliche Rechenprogramme (QPAC bzw. TOUGH2) für die Berechnungen verwendet.

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 Mikroorganismen 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 Rückhaltfähigkeit des Wirtgesteins durch die Bildung von Rissen gefährdet wird.

Das Projekt FORGE bietet dem ENSI Gelegenheit, sich bezüglich aller relevanten Fragestellungen im Bereich von Gasbildung und Gastransport in Tiefenlagern auf dem neusten Stand von Wissenschaft und Technik zu halten (Arbeitspaket WP1.1). Mit den Kenntnissen aus dem Arbeitspaket WP1.2 erwartet das ENSI einerseits, neue Modelle zu erstellen, die für Berechnungen zum Gastransport in den nächsten Etappen des Sachplans eingesetzt werden können. Andererseits ermöglicht dieses Projekt, Rechenprogramme kennenzulernen, die andere Projektteilnehmer benutzen. Die Erkenntnisse dieser Arbeiten werden somit 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

Aus Sicht des ENSI bedeutet FORGE einen grossen Schritt in der Erforschung der Gasbildung und des Gastransports in einem geologischen Tiefenlager. Die Ergebnisse der Experimente haben die Resultate von Berechnungen nur teilweise bestätigt. Das zeigt, dass noch weitere Forschung nötig ist, um die Gasproblematik besser zu verstehen. Es laufen zurzeit andere EU-Projekte wie PEBS (Long-term Performance of the Engineered Barrier System), und Felslaborexperimente wie GAST (Gas Permeable Seal Test) in Grimsel, die sich mit diesen Themen beschäftigen. In unterirdischen Felslabors in Europa, wie in der Schweiz (Mont Terri, Grimsel), Frankreich, Schweden, Belgien, Finnland, werden zurzeit verschiedene Experimente zum Thema Gasbildung und Gastransport durchgeführt.

Im Laufe des Jahres 2013 sollen die Schlussfolgerungen des FORGE-Projekts zusammengestellt werden. Auf der Basis dieser Resultate und denen anderer Forschungsprojekte kann identifiziert werden, ob es noch weitere Aspekte zur Gasproblematik gibt, die detaillierter erforscht werden müssen.

1.7.7 DECOVALEX-2015 Project

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskoooperation, die von der KTH in Stockholm koordiniert wird. Sie soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen vertiefen und die Fähigkeit zur numerischen Modellierung dieser Prozesse verbessern. DECO-

Tabelle 2:
Am Projekt DECOVALEX
teilnehmende
Organisationen.

| Abkürzung | Organisation | Land | Funktion |
|-----------|---|-----------------|--|
| BGR & UFZ | Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtzzentrum für Umweltforschung | Deutschland | Geowissenschaftlicher Dienst |
| CAS | Chinese Academy of Sciences | China | Forschungseinrichtung |
| DOE | U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory | USA | Betreiber |
| IRSN | Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire | Frankreich | Forschungseinrichtung der Aufsichtsbehörde |
| JAEA | Japan Atomic Energy Agency | Japan | Betreiber |
| KAEA | Korea Atomic Energy Research Institute | Korea | Forschungseinrichtung |
| NDA | Nuclear Decommissioning Authority | Grossbritannien | Betreiber |
| U.S.NRC | U.S. Nuclear Regulatory Commission | USA | Aufsichtsbehörde |
| RAWRA | Radioactive Waste Repository Authority | Tschechien | Betreiber |

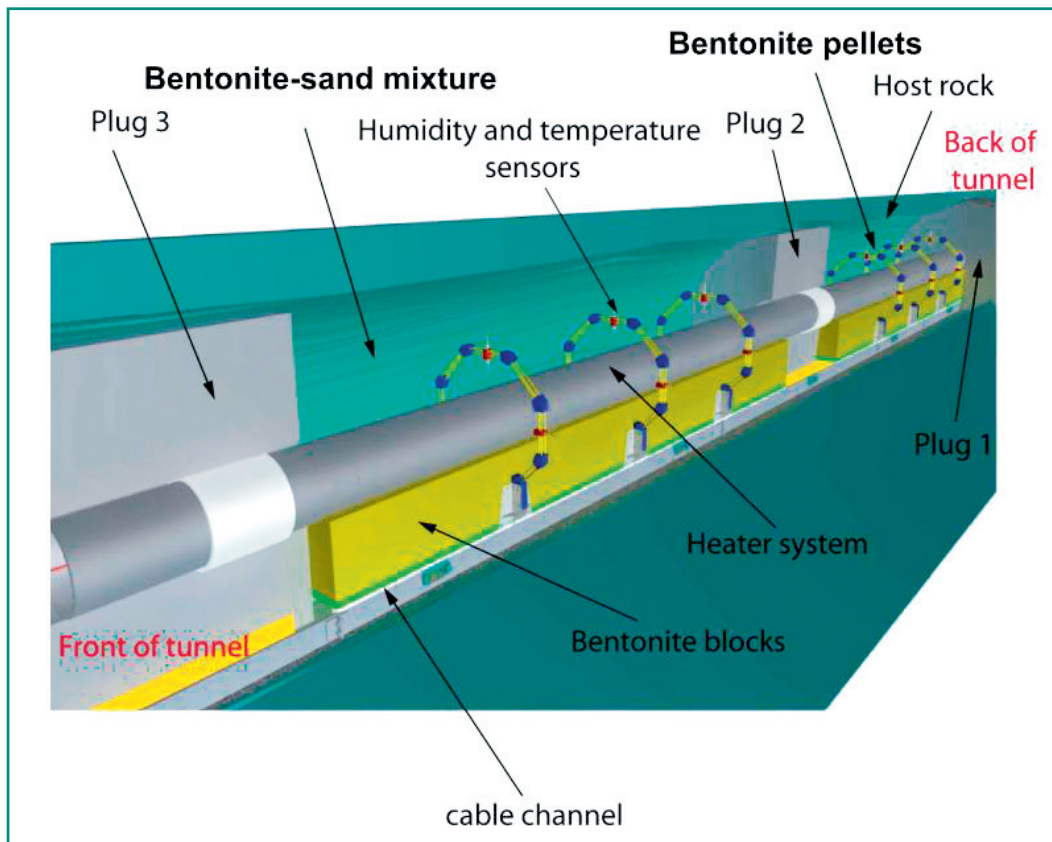


Abbildung 23:
Schematische
Darstellung des HE-E-
Experiments (Gaus
et al., 2012⁴)

VALEX ist ein Akronym für «DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation». Das Projekt begann auf Anregung der schwedischen Aufsichtsbehörde 1992 mit der Phase I. Es hat seitdem entscheidend dazu beigetragen, Programme zur numerischen Modellierung gekoppelter Prozesse zu entwickeln und zu verbessern. An dem Projekt waren bis jetzt Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle und Aufsichtsbehörden aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt. Im April 2012 begann die bis 2015 andauernde Phase VI des DECOVALEX-Projektes. Neben dem ENSI nehmen weitere neun das Projekt finanzierende Institutionen teil. Diese sogenannten Funding Organisations können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen und finanzieren. Für DECOVALEX-2015 wurden 5 Aufgaben definiert: Task A: SEALEX in-situ Test in Tournemire (vorgeschlagen durch IRSN, Frankreich), Task B1: HE-E in-situ heater test in Mont Terri (vorgeschlagen durch EU-Projekt PEBS), Task B2: EBS experiment in Horonobe URL (vorgeschlagen durch JAEA, Japan), Task C1: THMC Modellierung von Rock fractures (vorgeschlagen durch das Lawrence Berkeley National Laboratory, USA) und Task C2: Bedrivo Tunnel in-situ experiment (vorgeschlagen durch RAWRA, Czech).

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Das ENSI nimmt mit sieben weiteren Organisationen an der Aufgabe B1 teil. Für das ENSI ist das Ziel die Weiterentwicklung der eigenen Modellierfähigkeiten insbesondere im Bereich der Langzeitentwicklung des Nahfelds um ein geologisches Tiefenlager.

Die Aufgabe B1 basiert auf dem HE-E-Heizexperiment (Abbildung 23) im Rahmen des Projekts Mont Terri (siehe Kap. 1.7.3). Bei diesem Experiment wurden zwei Heizelemente in einem Stollen installiert, und der Hohlraum wurde mit Bentonitpellets bzw. mit einem Bentonit-Sand-Gemisch verfüllt. Das Ziel des Experiments ist die Untersuchung des gekoppelten THM-Verhaltens der Bentonitbarriere und des Opalinustons während der Aufsättigungsphase. Dazu sind Sensoren zur Messung der Temperatur, des Porenwasserdruckes und der Gesteinsverschiebung installiert. Das Experiment begann im Juni 2011 und wird mindestens drei Jahre laufen.

⁴ I. Gaus, K. Wieczorek, K. Schuster, J.-C. Mayor, T. Trick, J.-L. Garcia Siñeriz, O. Czaikowski, U. Kuhlmann, B. Garitte, S.-P. Teodori, P. Marshall (2012): EBS Behaviour Behaviour Immediately After Repository Closure In A Clay Host Rock: The He-E Experiment (Mont Terri), Conference Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement, Montpellier.

Ziel der Aufgabe B1 ist es, das gekoppelte THM-Verhalten von Bentonit und Opalinuston dieses Experiments numerisch zu simulieren und mit den Messungen zu vergleichen. Für die schrittweise Bearbeitung der Aufgabe B1 wurden zum Auftakt-Workshop in Berkeley im April 2012 vier Teilaufgaben definiert. Aufgabe a befasst sich mit einer Simulationsstudie zum Opalinuston basierend auf dem HE-D-Experiment des Projekts Mont Terri. In Aufgabe b wird basierend auf experimentellen Daten das THM-Verhalten von Bentonit numerisch simuliert. Die Aufgaben c und d werden sich dann mit der Simulation des HE-E-Experiments befassen. Das Projektziel des Berichtjahres war der Beginn der Bearbeitung der Aufgabe B1a, deren Abschluss bis April 2013 vorgesehen ist. Das dabei betrachtete HE-D-Experiment ist ebenfalls ein Heizexperiment. Im Unterschied zum HE-E-Experiment wurden dort die Heizelemente direkt im Opalinuston installiert. Durch die fehlende Bentonitverfüllung ist es daher möglich, das THM-Verhalten des Opalinustons isoliert zu betrachten. Bei dem Experiment wurden die Temperatur, der Porenwasserdruck und die Spannungsänderung an mehreren Stellen in der Umgebung der Bohrung gemessen. Ziel der Aufgabe ist ein verbessertes Verständnis der ablaufenden gekoppelten THM Prozesse im Opalinuston sowie die Parameterbestimmung für die einzelnen Prozesse.

Am ENSI wird für die numerische Simulation in DECOVALEX das Programm OpenGeoSys genutzt. OpenGeoSys ist ein objektorientierter, in C++ geschriebener Open Source Code zur Modellierung von THMC-Prozessen in homogen porösen oder geklüfteten Medien. Der Code basiert auf dem Rechenprogramm Rockflow und wurde danach vor allem an der Universität Tübingen weiter entwickelt. Mittlerweile erfolgen Entwicklungsarbeiten überwiegend am Helmholtzzentrum für Umweltforschung UFZ (Deutschland) sowie an weiteren deutschen und europäischen Universitäten und Forschungszentren (Universität Kiel, Universität Dresden, Paul Scherer Institut, Universität Edinburgh).

Im November 2012 fand der zweite Workshop des Jahres in Leipzig statt, auf dem die bisherigen Ergebnisse der beteiligten Teams vorgestellt wurden. Vier der acht Organisationen (darunter das ENSI) konnten erste Ergebnisse präsentieren. Anhand der Diskussionen zwischen den beteiligten Teams über die erreichten Ergebnisse wurde das Modellkonzept angepasst. Derzeit liegen plangemäss Ergebnisse für die Wärmeausbreitung vor, die für die

meisten Sensoren gut mit den Messwerten übereinstimmen. Bis April 2013 erfolgt die vollständige Abbildung der Prozesse des HE-D-Experiments.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX-2015 hat für das ENSI eine hohe Bedeutung. Die Bearbeitung der Aufgaben im Task B1 erweitert die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeit-Sicherheitsbetrachtung relevanten Modellierung von THMC-Prozessen im Bentonit und im Opalinuston. Die weitere Nutzung der im Zuge von DECOVALEX-2015 entwickelten Modelle ist zum Beispiel im Rahmen des Projekts Pilotlager geplant (siehe auch Kap. 1.7.5). Schlussendlich werden diese und ähnliche Modelle zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX-2015 stärkt ausserdem die internationale Vernetzung des ENSI. So konnten gute Kontakte zum Lawrence Berkeley National Laboratory (USA), zur U.S.NRC, zur IRSN und zur BGR/UFZ aufgebaut werden.

Ausblick

Nachdem bis April 2013 die Aufgabe a abgeschlossen sein wird, verlagert sich der Fokus der Betrachtung in der Aufgabe b auf eine Studie zur detaillierteren Betrachtung des Verhaltens des Verfüllmaterials Bentonit. Basis dafür werden Experimente der Universität Barcelona und Literaturdaten sein. Ziel ist ein verbessertes Verständnis der Prozesse im Bentonit sowie die Ermittlung dafür geeigneter Parameter. Zur Verstärkung der Modellierungsarbeiten ist die Einbindung eines Praktikanten geplant.

1.7.8 Klimamodellierung Würm-Eiszeit

Auftragnehmer: Institut für 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 Ver-

gletscherungen 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.

Das Institut für Klima- und Umweltphysik der Universität Bern bearbeitete das insgesamt zweijährige Projekt «Klimamodellierung Würm-Eiszeit» bis Ende September 2012. Ziel war der Vergleich zwischen Früh- und Hochphase der letzten Kaltzeit (Würm-Eiszeit) vor 65 000 bzw. 21 000 Jahren mit unterschiedlichen Szenarien für die Höhe der globalen Eisschilde für die Frühphase der Würm-Eiszeit. Durch die Klimamodellierung wurden Luftdruckverhältnisse, Sturmpfade und Niederschläge beider Eiszeitphasen betrachtet. Diese wurden untereinander und mit vorindustriellen Werten (im Jahr 1850) verglichen. Im Ergebnis sollte ein verbessertes Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit erreicht werden

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Vorangehende Simulationen hatten eine dominante Beeinflussung der atmosphärischen Zirkulation und Niederschlagsverteilung in Europa durch die Höhe des eiszeitlichen Laurentischen Eisschildes in Nordamerika aufgezeigt (siehe Abbildung 24). Um diesen Einfluss vertiefter zu untersuchen, wurde in einer zusätzlichen Klimasimulation für die

Frühphase der Würm-Eiszeit eine Laurentische Eisschildhöhe von 125% im Vergleich zum letzten Glazialen Maximum vor ca. 21 000 Jahren angenommen. Dieses Szenario beschreibt eine Situation, wie sie beispielsweise von älteren Eiszeitzyklen her bekannt ist. Die weitere Erhöhung des Eisschildes bewirkt eine noch ausgeprägtere süd-wärtige Verlagerung des winterlichen Nordpolar-front-Jetstreams und somit eine Zunahme der Winterniederschläge über Südwest- und teilweise auch über Mitteleuropa. Im Sommerhalbjahr verlagert sich hingegen die Niederschlagszunahme auf Höhe der Britischen Inseln. Dabei ist zu berücksichtigen, dass Europa während der Würm-Eiszeit allgemein deutlich weniger Niederschlag erhielt, verglichen mit der heutigen Situation; dies lag an den wesentlich tieferen Temperaturen und der dadurch verringerten Aufnahme von Luftfeuchtigkeit über dem Atlantik.

Weiterführende Analysen der bestehenden Glazialsimulationen zu kurzfristigen Variationen, insbesondere Veränderungen in den Grosswetterlagen sowie extreme Niederschlagsereignisse, brachten neue Einblicke in das europäische Klimageschehen. Für das Referenzjahr 1850 sowie für die heutige Situation überwiegen Druckverteilungen in der Atmosphäre, welche grösstenteils zonale, d. h. West-Ost-gerichtete Strömungen zur Folge haben. Die glazialen Simulationen unterscheiden sich davon deutlich. In den würmeiszeitlichen Berechnungen

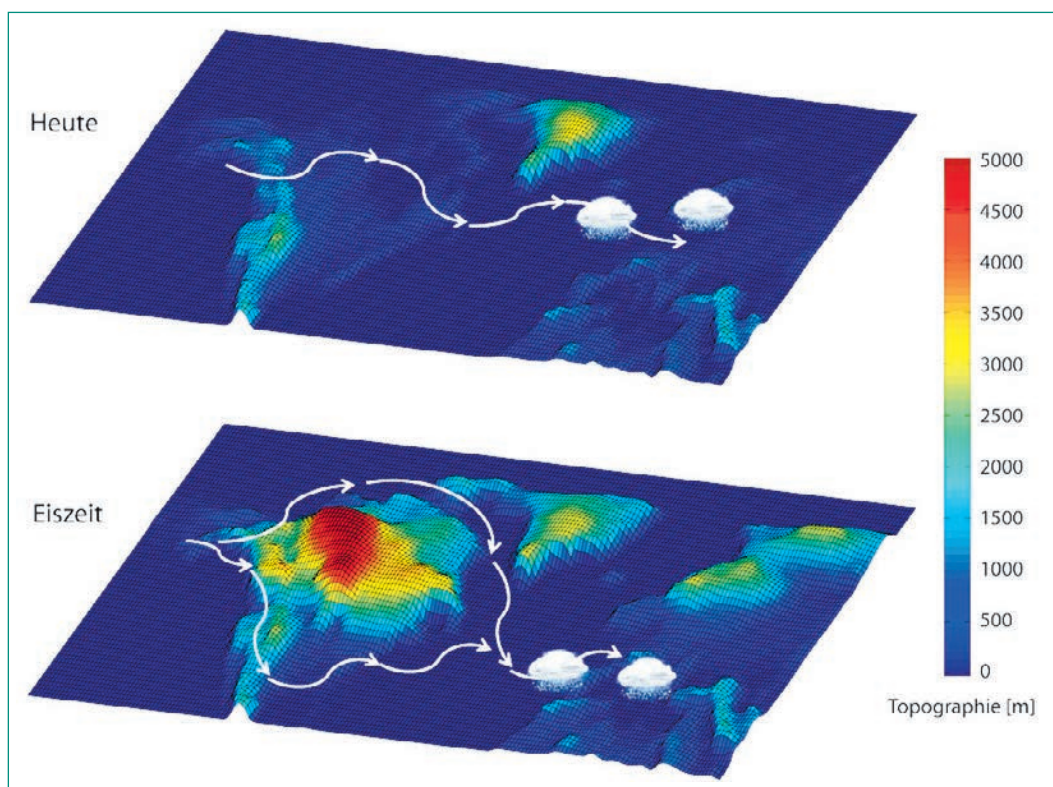


Abbildung 24: Schematischer Einfluss der Topographie [m] auf die atmosphärische Winter-Zirkulation im Klimamodell CCSM4 (jeweils links Nordamerika und rechts Eurasien). Oben: Der heutige Warmzeit-Zustand ohne grosse Eisschilde führt zu ausgeprägten Niederschlägen über Skandinavien und Grossbritannien. Unten: Während einer Eiszeit mit stark ausgeprägten Eisschilden werden die Windsysteme abgelenkt und die Zugbahnen der Regen-bringenden Tiefdruckgebiete über dem Nordatlantik nach Süden verschoben. Quelle: Universität Bern.

konnte eine häufige Tiefdruckzone westlich der Britischen Inseln festgestellt werden, welche ausgeprägte Süd-Nord-Strömungen über Europa verursacht. Die Häufigkeit des Auftretens solcher Druckmuster korreliert dabei mit der Höhe des Laurentischen Eisschildes, d. h. eine stärkere Eisbedeckung Nordamerikas verursacht eine stärkere Veränderung der atmosphärischen Zirkulation von eher zonalen zu vermehrt Süd-Nord gerichteten Luftströmungen über Europa. Mit der deutlich veränderten atmosphärischen Zirkulation verändern sich auch die glazialen Niederschlagsmuster in den mittleren Breiten: Für Süd- und insbesondere für Südwesteuropa ergeben sich höhere Niederschlagsmengen, wohingegen es in Nordeuropa im Vergleich zur Referenzperiode trockener wird. Besonders interessant ist die Auswertung der Häufigkeit von extremen Niederschlagsereignissen. Der sonst deutliche Einfluss des nordamerikanischen Eisschildes lässt sich hier nicht feststellen, d. h. Extremereignisse zeigen keine klar ersichtliche Häufigkeitsänderung im Vergleich zu heute.

Um die regionalen Folgen der beobachteten Veränderungen, beispielsweise auf die Gletscherausbreitung und -variabilität in der Schweiz besser einschätzen zu können, wurde das Datenmuster in diesem Gebiet betrachtet. Die Detailuntersuchungen der glazialen klimatischen Verhältnisse erlaubten auf Grund der beschränkten räumlichen Auflösung des verwendeten Klimamodells CCSM4 (Community Climate System Modell Version 4) von $0.9^\circ \times 1.25^\circ$ jedoch keine statistisch signifikanten Aussagen für derart kleinräumige Gebiete, die nur von wenigen Gitterpunkten abgebildet werden. Für solch kleinmassstäbliches Klimageschehen ist zu beachten, dass wichtige Einflussfaktoren wie z.B. lokale topographische Gegebenheiten aufgrund der eingesetzten Klimamodelle ebenfalls nur stark vereinfacht berücksichtigt werden können. So erreicht der modellierte Alpenbogen nur maximal 1400 m ü. M. im Gegensatz zur realen Durchschnittshöhe von 1800–2500 m ü. M.

Die Projektergebnisse wurden von den Forschern in einem Abschlussbericht festgehalten (Hofer et al. 2012a) sowie in zwei Fachartikeln veröffentlicht (Hofer et al. 2012b; Hofer et al. 2012c).

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 Erosionspotential vorrückender Gletscher hängt stark vom Ausmass zukünftiger Vergletscherungen und damit von eiszeitlichen Niederschlagsmengen und -verteilungen in den Alpen und in Mitteleuropa ab. Durch die Klimamodellierung wurden ein verbessertes Verständnis der atmosphärischen Zirkulation im Verlauf einer Eiszeit erreicht und entscheidende Parameter evaluiert. Ein gutes Verständnis der Prozesse, die ein geologisches Tiefenlager langfristig beeinflussen können, ist wichtig für die Beurteilung geeigneter Standorte.

Ausblick

Aus den gewonnenen Erkenntnissen lässt sich jedoch auch weiterer Forschungsbedarf ableiten. Für detaillierte Analysen mit Fokus auf dem Alpenraum respektive der Nordschweiz ist eine höhere Auflösung der Klimamodelle erforderlich. Für Schlussfolgerungen zum Erosionspotential künftiger Vorlandgletscher ist zudem eine Kopplung an Eisdynamik-/Sedimentmodelle notwendig. Erste Konzeptentwürfe für ein entsprechendes weiteres Projekt wurden bereits mit dem Institut für Klima- und Umweltphysik der Universität Bern diskutiert.

Literatur

- Hofer D., Merz N., Raible C.C. (2012a): Climate modelling of the Weichselian glacial period, Abschlussbericht Klima und Umweltphysik, Universität Bern, Bern.
- Hofer D., Raible C.C., Dehnert A., Kuhlemann J. (2012b): The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region. *Climate of the Past* 8, 935-949. DOI: 10.5194/cp-8-935-2012.
- Hofer D., Raible C.C., Merz N., Dehnert A., Kuhlemann J. (2012c): Simulated winter circulation types in the North Atlantic and European region for preindustrial and glacial conditions. *Geophysical Research Letters* 39, L15805. DOI: 10.1029/2012GL052296.

1.7.9 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher in Anhang A

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 (Preusser et al. 2011). 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.

Für die Entwicklung der Landschaft im nördlichen Alpenvorland sind die sogenannten Deckschotter besonders interessant. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche im nördlichen Alpenvorland um mehrere hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde die Landschaft bis herunter zum heutigen Niveau abgetragen, so dass die Deckschotter nur mehr als Erosionsreste auf einzelnen Bergen erhalten sind, wie zum Beispiel auf dem Irchel im Kanton Zürich (Abbildung 25). Aus dem Zeitraum seit der Ablagerung der Deckschotter kann auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands geschlossen werden. Aufgrund der Lage der Deckschotter ist klar, dass sie älter sein müssen als die grosse Masse der eiszeitlichen Ablagerungen in den Tälern des Mittellandes. Doch ist eine Datierung wegen fehlender Methoden bisher nicht möglich gewesen. Die bislang verfügbaren Methoden funktionieren nur für jüngere Schichten, deren Alter häufig mit der Radiokohlenstoff-Datierung (^{14}C) und der optisch stimulierten Lumineszenz (OSL) bestimmt werden können. Diese Methoden eignen sich für maximale Alter von circa 50 000 (^{14}C) bzw. 200 000 Jahre (OSL).

Um die deutlich älteren Deckschotter zu datieren, wurde seitens ENSI und der Universität Bern ein Forschungsprojekt zur Datierung der Deckschotter mittels kosmogener Nuklide von Beryllium und Aluminium (^{10}Be und ^{26}Al) gestartet. Diese Methode ermöglicht unter idealen Voraussetzungen die Datierung von Sedimenten mit einem Alter

von maximal 5 Mio. Jahren (Dehnert und Schlüchter 2008). Das Projekt wird im Rahmen einer Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern bearbeitet und soll anhand von mehreren Schlüssel lokalitäten die Alter für die verschiedenen Deckschotter sedimente bestimmen. Damit soll die Frage beantwortet werden, ob die vorhandenen Schotter in einer einzigen oder mehreren zeitlich voneinander getrennten Phasen abgelagert wurden. Mit Hilfe der Resultate sollen anschliessend Erosionsraten bestimmt und diese (unter Annahme einer erosiven Kompensation der Hebung) mit den geodätisch bestimmten aktuellen Hebungsdaten verglichen werden.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2011 war an einem Vorprojekt gearbeitet worden, um an Lokalitäten mit einfachen sedimentären Lagerungsverhältnissen und klarer stratigraphischer Zuordnung die Methodik zu testen. Dieses Vorprojekt hat gezeigt, dass die Methodik bei den dabei verwendeten Proben funktioniert, sodass Minimalalter hergeleitet werden können (siehe den letztjährigen Erfahrungs- und Forschungsbericht). Um das Verständnis dieser Resultate zu vertiefen, fand im März 2012 eine gemeinsame Feldbegehung der Lokalität «Mandach» statt (vgl. Abbildung 25). Die hieraus gewonnenen Erkenntnisse fliessen in die Auswahl zukünftiger Beprobungspunkte ein. Seitens des ENSI wurden anschliessend die Deckschottervorkommen der Nordschweiz systematisch auf ihre Eignung als Beprobungspunkte hin untersucht und die Resultate in Form eines Lokalitätenkatalogs dokumentiert.

Seit Projektbeginn im Oktober 2012 arbeitet sich die Doktorandin in die Fachliteratur sowie in die chemische Aufbereitung von ^{10}Be - und ^{26}Al -Proben ein.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die geologischen Standortgebiete zur Entsorgung radioaktiver Abfälle liegen mit einer Ausnahme in der Nordschweiz, in der Geodäsie-Messungen auf aktuelle Hebungsdaten 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 Hebungsdaten. 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 langfristigen 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. Diese Ergebnisse fließen in die Bewertung der Standortgebiete ein und dienen damit unmittelbar der Aufsicht des ENSI.

Ausblick

Nach erfolgter Einarbeitung in die methodischen Grundlagen der ^{10}Be - ^{26}Al -Altersbestimmung sind diverse Beprobungen an Schlüssellokalitäten in der Nordschweiz geplant.

Literatur

- Dehnert A., Schlüchter C. (2008): Sediment burial dating using terrestrial cosmogenic nuclides. *E&G Quaternary Science Journal* 57, 210–225. DOI: 10.3285/eg.57.1–2.8.
- Nagra (2011): GIS-Kompilation der Deckenschotter-Vorkommen im nördlichen Alpenvorland, Nagra unpubl. Interner Bericht, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Wettingen.
- Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011): Quaternary glaciation hi-

story of northern Switzerland. *E&G Quaternary Science Journal* 60, 282–305. DOI: 10.3285/eg.60.2–3.06.

1.7.10 Abfallbewirtschaftung im Vergleich

ENSI-Projektbegleiter: Markus Hugli

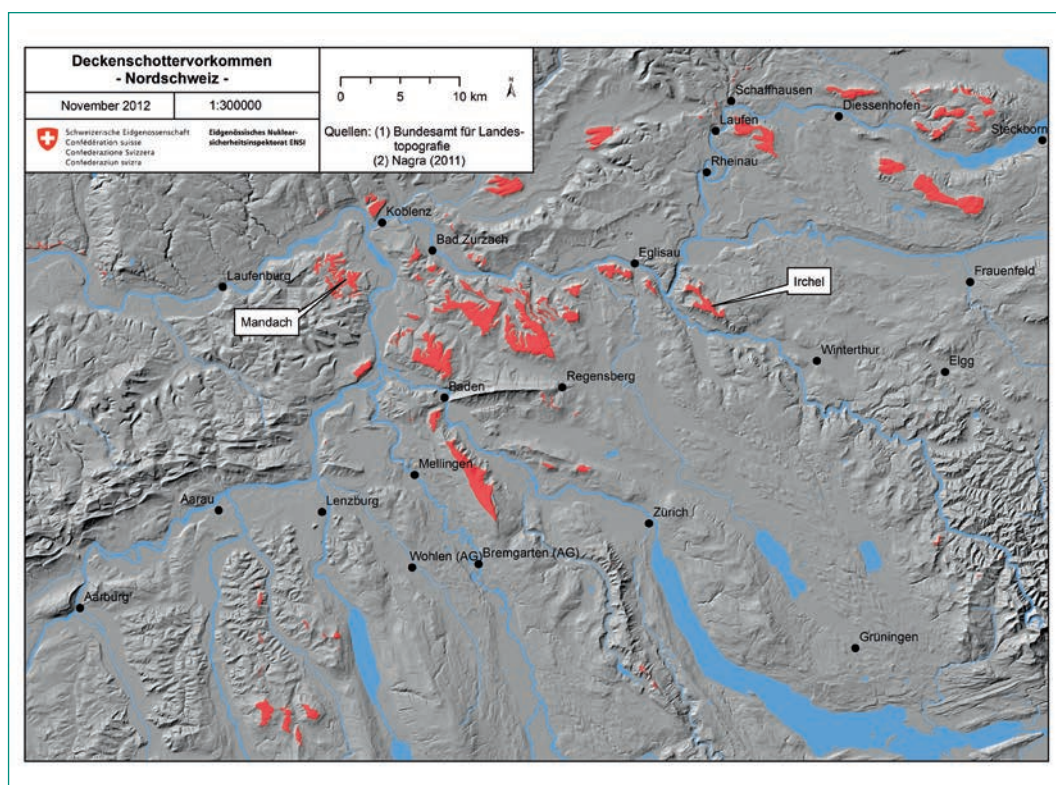
Einleitung

Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (AGNEB). Das ENSI bearbeitet das Projekt zusammen mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU), dem Bundesamt für Gesundheit (BAG), sowie der Kommission für nukleare Sicherheit (KNS). Für spezifische Fragestellungen wurden Spezialistinnen und Spezialisten der Nuklearindustrie (Abfallproduzierende und die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle Nagra) einbezogen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Das Projekt beinhaltet eine systematische Analyse der heutigen Bewirtschaftungspraxis für radioaktive und nicht-radioaktive Abfälle. Es wurde geprüft, ob relevante Regelungen und Prinzipien des Umweltschutzgesetzes in der Gesetzgebung zur Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle nicht oder

Abbildung 25: Heutige Verteilung der Nordschweizer Deckenschottervorkommen sowie ihrer Äquivalente im angrenzenden Süddeutschland. Die vereinzelt Erosionsreste bilden hochgelegene Plateauflächen in der Landschaft. Aus ihrer ehemals flächigen Verbreitung sowie der Tatsache, dass sie die in der Nordschweiz vorkommenden Festgesteine überdecken, leitet sich der Name Deckenschotter ab. Quelle: Bundesamt für Landestopografie.



nur ungenügend berücksichtigt werden. Die Prüfung betrifft unter anderem die Abfallminimierung sowie den Umgang mit Organika-haltigen radioaktiven Abfällen und mit metallischen Werkstoffen bei der geologischen Tiefenlagerung.

Die Schlussfolgerungen aus den Projektarbeiten und die darin enthaltenen Empfehlungen hinsichtlich alternativer Behandlungsmethoden wurden im Sommer 2012 in einem Berichtsentwurf zusammengefasst und der Projektgruppe zur Stellungnahme unterbreitet. Ferner wurden die Projektergebnisse verschiedenen Organisationen im Rahmen von Fachvorträgen präsentiert.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Arbeiten haben bestätigt, dass sich in Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts die folgenden radioaktiven Abfälle als besonders bedeutungsvoll erweisen: Harze, Konzentrate und Mischabfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke, sowie Abfälle aus der Nachbetriebsphase. Die Zusammensetzung dieser Abfälle (insbesondere Organika und Metalle) ist bekannt und in den entsprechenden Abfallsortenberichten umfassend dokumentiert.

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

Vorläufige Projektergebnisse

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 für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) durch mikrobiellen Abbau zur Produktion von Gasen bei, erhöhen durch komplexierende Abbauprodukte die Mobilität der Radionuklide und führen 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. IAH liessen sich in einem Pyrolyseprozess (evtl. in einer Gemeinschaftsanlage) mineralisieren.

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). Trennen, Dekontaminieren, Freimessen und Wiederverwenden erweisen sich als erfolgversprechende und prüfenswerte Massnahmen zur Reduktion der Abfallmengen, die durch die Abfallverursacher bereits weitgehend umgesetzt wurden. Optimierungspotential besteht gegebenenfalls durch das Einschmelzen aktivierter und kontaminierter Metalle (günstiges Oberflächen/Massen-Verhältnis, weitgehend inaktive Giesslinge zur Wiederverwendung, radioaktive Schlacke zur Entsorgung) oder durch eine verlängerte Abklinglagerung (speziell für Stilllegungsabfälle aus Grossforschungsanlagen) über die gesetzlich erlaubten 30 Jahre hinaus. Dazu haben die Entsorgungspflichtigen entsprechende Abklärungen veranlasst.

Hochaktive Abfälle

Bei den hochaktiven Abfällen (verglaste Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung) und den verbrauchten Brennelementen stammt 98% der produzierten Gesamtgasmenge von den Lagerbehältern aus Stahl. Deren Vorteile liegen in der einfachen Herstellung und dem zuverlässigen Verschluss, der mechanischen Stabilität, der einfachen Handhabung (insbesondere Rückholbarkeit) sowie den günstigen geochemischen Eigenschaften des Werkstoffs in Hinblick auf die Langzeitsicherheit des geologischen Tiefenlagers. Deren Nachteil betrifft die Produktion von Wasserstoffgas durch die anaerobe Stahlkorrosion. Als Massnahme zur Reduktion der produzierten Gasmenge steht die Verwendung alternativer Behältermaterialien wie Kupfer (Ummantelung) oder keramische Werkstoffe im Vordergrund. Die Entsorgungspflichtigen haben dazu entsprechende Abklärungen veranlasst.

Ausblick

Der definitive Projektbericht soll auf der Grundlage der eingegangenen Stellungnahmen und Kommentare bis Mitte Jahr 2013 fertiggestellt werden.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen



Abbildung 1:
Der Sitz der Kernenergieagentur NEA der OECD in Issy-les-Moulineaux bei Paris.
Quelle: NEA.

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 Issy-les-Moulineaux bei 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 Vertreter der

Mitgliedsländer (IRS-Koordinatoren) treffen sich periodisch zum internationalen Erfahrungsaustausch.

- 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 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 Mel-

| INES-Stufe | Bezeichnung | Kurzbeschreibung |
|------------|--------------------------|--|
| 2 | Zwischenfall | Die meisten Vorkommnisse waren auf Bestrahlung von Personen mit resultierenden Strahlendosen oberhalb der zulässigen nationalen Grenzwerte in Industrie und Medizin zurückzuführen. Zwei Vorkommnisse standen im Zusammenhang mit der Auffindung von Strahlenquellen. Bei einem Vorkommnis wurden die Vorschriften für die Kennzeichnung, die Lagerung und den Transfer von spaltbarem Material auf dem Anlagenareal verletzt. Auf das Vorkommnis im Kernkraftwerk KORI-1 wird im Abschnitt 2.2 eingegangen. |
| 3 | ernsthafter Zwischenfall | In beiden Fällen kam es in der Industrie zur Bestrahlung von Personal deutlich über die zulässigen Grenzwerte hinaus, was deterministische Strahlenauswirkungen zur Folge hatte. |

dungen öffentlich über ihre News-Website (<http://www-news.iaea.org/>).

Im Kalenderjahr 2012 wurden der IAEA 14 Vorkommnisse der INES-Stufen 2 oder höher gemeldet: Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungsnetzwerk: 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.

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 für 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 beiden Abschnitte beschreiben ausgewählte wichtige Vorkommnisse aus dem Jahr 2012 und wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet. Den Anfang machen die ähnlichen Vorkommnisse in den belgischen Kernkraftwerken Doel-3 und Tihange-2. Von Interesse war zudem das Vorkommnis in der Republik Korea mit einem kurzzeitigen Verlust der Wechselstromversorgung sowie der Kühlung der Brennelemente in der Revisionsabstellung.

2.1 Anzeigen von Materialunregelmässigkeiten in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 bei Ultraschallmessungen

Die belgische Aufsichtsbehörde «Belgian Federal Authority for Nuclear Control» (FANC) informierte Mitte 2012 ausländische Aufsichtsbehörden über Ergebnisse durchgeführter Überprüfungen des Reaktordruckbehälters Doel-3. Später wurden die Untersuchungen auch auf den Reaktordruckbehälter von Tihange-2 ausgeweitet. Diese Überprüfungen basieren auf Ultraschallmessungen und ergaben an beiden Reaktordruckbehältern Anzeigen von Materialunregelmässigkeiten. Diese vorgefundenen Anzeigen sind sowohl von der Art als auch von der grossen Anzahl bedeutend. Aus diesem Grund können potenzielle Risse in den Reaktordruckbehältern der genannten Kernkraftwerke nicht ausgeschlossen werden. Beide Kernkraftwerke befinden sich seit diesen Überprüfungen im abgeschalteten Zustand, mit entladenerm Reaktorkern, bis eindeutige Erklärungen für diese Anzeigen vorliegen. Für beide Kernkraftwerke wurden Vorgehenspläne zur Klärung der Sachlage festgelegt. Seit Ende Januar 2013 liegt dazu ein provisorischer Untersuchungsbericht vor.

Die im Sommer 2012 durchgeführten Abklärungen bezüglich Hersteller und Lieferanten der Reaktordruckbehälter durch alle Kernkraftwerksbetreiber in der Schweiz ergaben lediglich für das Kernkraftwerk Mühleberg (KKM) gewisse Ähnlichkeiten. So wurde für das KKM und Doel-3 dasselbe Grundmaterial verwendet, allerdings waren die Herstellerfirmen unterschiedlich. Der Schmiedevorgang des Grundmaterials zu Ringen, aus dem der Reaktordruckbehälter zusammengeschnitten wurde, erfolgte durch dieselbe Firma (Rotterdamsche Droogdok Maatschappij). Der Reaktordruckbehälter für das KKM (Abbildung 2) wurde aber nicht zur selben Zeit wie Doel-3 hergestellt. Daraus schloss das KKM, dass die Herstellungsverhältnisse des Reaktordruckbehälters für das KKM mit denen vom Doel-3 nicht direkt vergleichbar sind. Dennoch entschied sich das KKM, während der Jahresrevision 2012 am Reaktordruckbehälter eine zusätzliche Ultraschallprüfung nach Vorgaben des ENSI durchzuführen. Die Durchführung und Auswertung der Ultraschallprüfung wurde vom ENSI begleitet und vom Schweizerischen Verein für technische Inspektionen SVTI als unabhängiger Sachverständiger überwacht.

Ziel der Prüfung war es, eventuelle Schmiedefehler, wie sie in Doel-3 gefunden worden waren, zuverlässig zu erkennen. Als repräsentatives Prüfvolumen für die Sonderprüfung wurde ein Prüfbereich festgelegt, der sich in vertikaler Richtung über die gesamte Höhe des Reaktorbehälters erstreckt und in horizontaler Richtung einen rund 500 Millimeter breiten Streifen umfasst. In diesem Prüfbereich werden repräsentative Grundwerkstoffbereiche aller Mantelringe erfasst. Die in Doel-3 festgestellten Befunde sind über den ganzen Umfang des Reaktordruckbehälters verteilt. Mit dem im Kernkraftwerk Mühleberg festgelegten Prüfbereich können ähnliche Befunde, wie sie in Doel-3 aufgetreten sind, identifiziert werden.

Die Prüfung wurde von der inneren Oberfläche des Reaktordruckbehälters aus durchgeführt. Die Ultraschallmessung erfolgte sowohl senkrecht zur Oberfläche als auch schräg in einem 45-Grad-Winkel. Damit auch sehr kleine Fehler erkannt werden können, wurde ein im Vergleich zum internationalen Standard viermal feinerer Prüfspurabstand verwendet.

Das ENSI und der SVTI schlossen sich der Bewertung von KKM an, dass im untersuchten Grundmaterial der zylindrischen Mantelringe des Reaktordruckbehälters in Mühleberg keine relevanten Anzeigen festgestellt wurden. Die Messungen ergaben keine Hinweise auf Herstellungsfehler. Es konnte bestätigt werden, dass die in den Abnahmeprotokollen für den Reaktordruckbehälter ausgewiesene gute Qualität des Grundmaterials nicht beeinträchtigt ist.

Über seine Kontakte bei den belgischen Behörden sowie in der internationalen Fachwelt verfolgt das ENSI die Entwicklungen für die betroffenen Reaktordruckbehälter in Belgien weiter. Damit wird gewährleistet, dass die neuen Erkenntnisse aus dem Vorfall rechtzeitig in die Aufsicht für die Schweiz einfließen können.

2.2 Der Zwischenfall im Kernkraftwerk KORI-1 in der Republik Korea

Das Kernkraftwerk KORI-1, ein am Ende der 1970er-Jahre in Betrieb genommener Druckwasserreaktor des Herstellers Westinghouse, befand sich in der geplanten Revisionsabstellung. Der Deckel des Reaktordruckbehälters war entfernt worden, und der Transfer von Brennelementen in das Brennelement-Lagerbecken wurde vorbereitet. Die

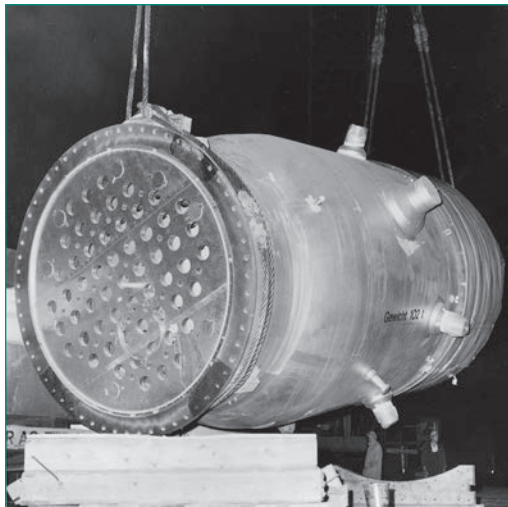


Abbildung 2: Reaktordruckbehälter des KKM vor dem Einbau (historische Aufnahme). Quelle: ENSI

Kühlung des Reaktordruckbehälters wurde durch den Strang B des Nachwärmeabfuhr-Systems (RHR) gewährleistet. Die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens erfolgte durch das Beckenkühlsystem. Die Stromversorgung des RHR Strangs B und des Beckenkühlsystems erfolgte über die sichere Schiene B (4.16kV), welche von extern durch die 345-kV-Einspeisung via Eigenbedarfstransformator B und Blocktransformator erfolgte. In Wartung befanden sich zu diesem Zeitpunkt die Pumpe des RHR Strangs A, der Notstromgenerator der sicheren Schiene A und der Reserve-Eigenbedarfstransformator der sicheren Schiene B. Die Wartungsarbeiten am Reserve-Eigenbedarfstransformator der sicheren Schiene A (4.16 kV) waren beendet, der Schalter zur sicheren Schiene A blieb in geöffneter Stellung. Bei dieser durch die genannten Wartungsarbeiten resultierenden Konfiguration an noch zur Verfügung stehenden Systemen und elektrischer Stromversorgung wurde ein Test der Schutzrelais des Hauptgenerators zu einem verschobenen Zeitpunkt durchgeführt. Dabei kam es durch menschliches Fehlverhalten beim Test zum Unterbruch der externen Stromversorgung, da die 2-von-3-Auslösung der Blockschalter ansprach. Der verfügbare Notstromgenerator B versagte beim Start durch ein fehlerhaftes Ventil der Startluftversorgung. Dadurch entstand ein totaler Verlust der Wechselstromversorgung. Dieser Zustand dauerte 12 Minuten, bis es der Belegschaft gelang, den offen gelassenen Schalter zwischen dem Reserve-Eigenbedarfstransformators A zur sicheren Schiene A zu schliessen sowie eine Querverbindung der Schienen A und B zu erstellen. Damit wurde die Stromversorgung über die 154-kV-Reserve-Einspeisung wieder hergestellt. Der Start der Kühlwasserpumpe und der Nachwärmeabfuhr-Pumpe Strang B erforderte weitere 7 Minu-

ten, bis die Kühlung des Reaktordruckbehälters und des Brennelementlagers wieder hergestellt wurde. Währenddessen stieg die Reaktor-Kühlmittel-Temperatur an der Austrittsleitung aus dem Reaktordruckbehälter des Nachwärmeabfuhr-Systems um etwa 21 °C auf maximal 58,3 °C an und im Brennelement-Lagerbecken geringfügig um 0,5 °C auf 21,5 °C an. Durch diesen Zwischenfall kam es zu keinem Brennstoffschaden, zu keiner Bestrahlung des Personals und zu keiner Freisetzung radioaktiver Stoffe an die Umgebung. Die INES-Einstufung in Stufe 2 erfolgte aufgrund der Verletzung der Technischen Spezifikation und der verspäteten Meldung des Totalverlusts der Stromversorgung durch den Betreiber an die Aufsichtsbehörde.

Den Anlagenzuständen während der Revisionsabstellungen wird wegen der speziellen Konfigurationen der verfügbaren Systeme besondere Aufmerksamkeit bei der Abstellungsplanung geschenkt. Die Konfigurationen werden auch anhand von speziellen probabilistischen Sicherheitsanalysen (so genannten Low Power and Shutdown PSAs) modelliert. In der Schweiz kam es in den Revisionsabstellungen 2010 im Kernkraftwerk Bznau und 2011 im Kernkraftwerk Leibstadt zu je einem Zwischenfall mit der Bestrahlung von Arbeitern über den gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwert. Als Folge davon wurden Verbesserungsmaßnahmen zur Verhinderung von Fehlern umgesetzt, beispielsweise das koordinierte Vorgehen bei Planungsänderungen während der Revisionsabstellung in Verbindung mit der Kommunikation aller involvierten Stellen. Was die Stromversorgung betrifft, ist zudem anzumerken, dass in den schweizerischen Kernkraftwerken mehr Möglichkeiten aus diversitären Quellen für die Aufrechterhaltung der Stromversorgung zur Verfügung stehen. Für die Kernkraftwerke in der Schweiz drängen sich aus diesem Zwischenfall keine Sofortmassnahmen auf, Detailabklärungen bezüglich allfälliger Verbesserungsmaßnahmen laufen noch.

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit der nuklearen Aufsichtsbehörden dient in erster Linie der Weiterentwicklung und Harmonisierung der Sicherheitsvorgaben, um den Kernenergiestaaten ein Mittel für die Regulierung zur Verfügung zu stellen. Das Fundament für diese Sicherheitsvorgaben bilden verschiedene internationale Übereinkommen. Zu diesen gehören:

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety),
- Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials),
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management),
- Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident) und
- Übereinkommen über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder strahlungsbedingten Notfällen (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency).

Die Grundsätze dieser Übereinkommen werden in den sog. 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 dem internationalen 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 Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mitgliedsstaaten unterstützt werden. Ein Beispiel hierfür ist das Halden Reactor Project, das von über 130 Institutionen in mittlerweile 19 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1.1.1). Ein weiteres Beispiel ist eine

internationale Vorkommisdatenbank (International Reporting System IRS, siehe Kapitel 2), welche von der IAEA und der NEA gemeinsam geführt wird.

Im Berichtsjahr stand die internationale Zusammenarbeit im Zeichen der Lehren aus dem nuklearen Unfall in den Blöcken 1 bis 4 des Kernkraftwerks Fukushima Dai-ichi, der sich infolge des Erdbebens und Tsunamis vom 11. März 2011 in Japan ereignete. Die IAEA veranstaltete im August 2012 eine ausserordentliche Konferenz im Rahmen des Übereinkommens zur nuklearen Sicherheit und im Dezember eine Ministerkonferenz zur nuklearen Sicherheit in der japanischen Präfektur Fukushima (sogenannte Fukushima-Konferenz, Abbildung 1). An beiden Konferenzen erörterten die Regierungen der Mitgliedsstaaten die Konsequenzen, Lehren und umgesetzten Massnahmen, die sich aus dem Unfall ergaben.

Die internationale Zusammenarbeit ist ein wichtiges Element der unabhängigen Aufsichtstätigkeit des ENSI. 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.

Abbildung 1:
ENSI-Direktor Hans
Wanner referiert an der
Fukushima-Konferenz.
Quelle: ENSI



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 reguläre

¹ In dem von 2001 bis 2004 laufenden Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) 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 im Mai 2013 abgeschlossen werden wird.

Überprüfungskonferenzen statt, die letzte vom 4. bis 14. April 2011. Die Schweiz erhielt dabei gute Noten. Unter anderem würdigten die anderen Staaten die im Schweizer Kernenergiegesetz verankerte Nachrüstpflicht der Kernkraftwerke im Sinne der ständigen Verbesserung 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 soll. Das ENSI hat die Schweiz an der Konferenz vertreten. An der Konferenz wurden die Aktivitäten der Vertragsstaaten nach dem Fukushima-Unfall und die Lehren daraus in sechs Themensitzungen diskutiert. Diese waren folgenden Themen zugeordnet:

- Externe Ereignisse
- Auslegung
- Management von schweren Unfällen (Kernkraftwerk selbst)
- Nationale Organisationen
- Notfall-Management (ausserhalb der Kernkraftwerke)
- Internationale Kooperation

Als Grundlage für die Diskussionen bei der Konferenz hatte das ENSI im Mai 2012 den Schweizer Länderbericht bei der IAEA eingereicht. Dieser beschreibt die Aktivitäten der Schweiz, die darauf abzielen, Lehren aus dem Unfall von Fukushima zu ziehen. Er wurde auf der Website des ENSI veröf-

fentlicht (www.ensi.ch ► Dokumente ► Konventionen)

Die Schweizer Delegation plädierte für eine Verbesserung der CNS, indem den Vertragsstaaten mehr verbindliche Verpflichtungen auferlegt werden. Diese Verpflichtungen betreffen unter anderem die Verwendung von neusten, dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechenden Gefährdungsannahmen bei der Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken. Die Schweiz forderte zudem, dass die internationalen Überprüfungsmissionen verbindlich werden und trat für mehr Transparenz auf internationaler Ebene ein.

Ein Ergebnis dieses ausserordentlichen Treffens ist eine Erklärung, in der sich die Vertragsparteien zur Stärkung der Prinzipien des Übereinkommens bekennen. Zudem wurden Änderungen der Richtlinien zur CNS (Guidance Documents) verabschiedet, die praktische Verbesserungen beim Inhalt der Länderberichte und bei deren Diskussion während den Konferenzen bringen. Die Vorschläge von Russland und der Schweiz zur Änderung der Konvention selbst waren dagegen in dieser Form nicht konsensfähig. Die Vertragspartner einigten sich stattdessen darauf, eine Arbeitsgruppe (Working Group on Effectiveness and Transparency) einzusetzen. Das ENSI wird in dieser vertreten sein. Diese Arbeitsgruppe soll bis Ende 2013 Verbesserungsvorschläge für die CNS und dessen Überprüfungsprozess ausarbeiten, die dann anlässlich der nächsten 6. regulären Konferenz vertieft diskutiert werden sollen.

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 4. Überprüfungskonferenz hat vom 7. bis 16. Mai 2012 stattgefunden, an der das ENSI die Schweiz vertreten hat. Gemäss der internationalen Beurteilung des im Oktober 2011 eingereichten

Schweizer Länderberichts erfüllt die Schweiz ihre Pflichten zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen. Zudem beurteilten die internationalen Experten den Sachplan geologische Tiefenlager als zweckmässiges Vorgehen für die Standortwahl eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle. Die Vorgehensweise garantiere, dass Sicherheit oberste Priorität bei der Auswahl hat. Ausserdem ermögliche die Prozedur den Einbezug von Betroffenen, Anrainerstaaten und internationalen Experten. Andere positive Aspekte sahen die internationalen Experten in den Überprüfungen, denen sich das ENSI laufend unterziehe, sowie in den veröffentlichten Berichten im Nachgang zum Reaktorunglück von Fukushima Daiichi. Das Vorliegen eines Entsorgungsprogramms und die periodische Prüfung der Entsorgungskosten, die alle fünf Jahre durchgeführt wird, erachteten die Experten zudem als eine gute Vorgehensweise. Die Experten empfahlen die Erstellung einer Richtlinie zum Rückbau von Kernanlagen, was das ENSI gegenwärtig umsetzt. Eine zusätzliche Schlussfolgerung der Mitglieder der Joint Convention betraf die Umsetzung der Empfehlungen, die aus der Überprüfungsmission des IRRS (Integrated Regulatory Review Service) in 2011 hervorgingen. Das ENSI hatte hierzu einen Massnahmenplan definiert und wird die IRRS-Empfehlungen stufengerecht umsetzen.

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 Ratifikation 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 Rahmen der jährlichen Berichterstattung hat die Schweiz im Jahr 2012 die in Aare und Rhein abgeleiteten radioaktiven Stoffe aus den Kernanlagen, der Industrie und den Spitälern gemeldet.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 158 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).

3.2.2 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 (siehe unter www-ns.iaea.org/standards/). Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus 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 Sicher-

heit 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 der IAEA, 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 2012 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- SSG 15:
Storage of Spent Nuclear Fuel
- SSG 16:
Establishing the Safety Infrastructure for a Nuclear Power Programme Specific Safety Guide
- SSG 17:
Control of Orphan Sources and Other Radioactive Material in the Metal Recycling and Production Industries Specific Safety Guide
- SSG 20:
Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report

- SSG 21:
Volcanic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations
- SSG 22:
Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors
- SSG 23:
The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste
- SSG 24:
Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors
- SSR2/1:
Safety of Nuclear Power Plants: Design Specific Safety Requirements
- SSR6:
Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material

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, um die nukleare Sicherheit weltweit zu verbessern. Die Schweiz hat die Verabschiedung dieses Aktionsplanes begrüsst und arbeitet derzeit aktiv an der Umsetzung der einzelnen Massnahmen. Im 6. Länderbericht der Schweiz zur CNS, welcher im Jahr 2013 der IAEA eingereicht wird, wird die Schweiz über den Stand der Umsetzung der einzelnen Massnahmen berichten.

3.2.3 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. Die Empfehlungen aus dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 trugen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Erneut erfolgte eine Überprüfung der Schweiz im November 2011, an der 24 Experten aus 14 Nationen beteiligt waren. Die IAEA hat den Schlussbericht der Überprüfungsmission des Integrated Regulatory Review Service IRRS im Mai 2012 abgeschlossen. Darin sind 19 Hervorhebungen von guter Praxis, 12 Empfehlungen und 18 Anregungen enthalten (siehe auch www.ensi.ch ►Dossiers ►IRRS-Mission 2011). Das ENSI hat bis Ende 2012 für die Empfehlungen einen Massnahmenplan entwickelt. Die Umsetzung der Massnahmen ist auf gutem Weg. Das ENSI strebt an, 16 von 25 Empfehlungen und Anregungen, die im eigenen Kompetenzbereich liegen, Ende 2013 realisiert zu haben. Folgende Massnahmen sind auf dem Weg der Umsetzung:

Stilllegung:

Internationale Vernetzung: Die Empfehlung, dass sich das ENSI im Bereich der Stilllegung international stärker engagieren soll, wurde durch die Beteiligung in der Working Party on Dismantling and Decommissioning (WPDD) der Nuclear Energy Agency der Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD/NEA) umgesetzt. Weiter hat das ENSI die Verfügbarkeit von ausreichend qualifiziertem Personal für die Aufsicht über die Stilllegung durch die Schaffung seiner neuen Sektion Stilllegung im August 2012 eingeleitet. Diese soll in den nächsten Monaten weiter ausgebaut werden.

Regelwerk:

Die IRRS hat ausserdem auf die zeitgerechte Vervollständigung des Regelwerks hingewiesen. Das ENSI wird seine Aktivitäten in diesem Bereich forcieren. So ist vorgesehen, dass bis Ende 2013 eine neue Richtlinie für die Stilllegung von Kernkraftwerken in Kraft tritt.

Personal:

Die Massnahmen für ausreichend qualifiziertes Personal und das Personalentwicklungskonzept werden im Rahmen des Projekts Human Capital Management bearbeitet. Das Konzept wurde im Berichtsjahr erstellt. Die Umsetzung der ersten Schwerpunkte im Bereich Ressourcenplanung und Weiterbildung wird im 2013 gestartet.

Änderungen im Gesetzeswerk:

Massnahmen, die nicht oder nicht allein in den Aufgabenbereich des ENSI fallen, wurden im Berichtsjahr bei den zuständigen Instanzen eingepreist. Insbesondere in den Bereichen Gesetzeswerk und Strahlenschutzgesetzgebung kann jedoch nicht mit kurzfristigen Änderungen gerechnet werden. Die Experten der IAEA haben eine Stärkung der Aufsicht empfohlen. Eine weitere hergeleitete Massnahme betrifft die Verankerung im Regelwerk einer unabhängigen Überprüfung von sicherheitsrelevanten Unterlagen durch den Betreiber. Diesbezüglich enthält die Kernenergieverordnung verschiedene Ansatzpunkte für eine entsprechende Pflicht der Betreiber. Die Anforderung wird im Rahmen der Revision der Richtlinie G07 genauer spezifiziert.

Der detaillierte Umsetzungsplan der IRRS Empfehlungen ist auf der Homepage des ENSI ersichtlich: (www.ensi.ch ► Suchbegriff: IRRS Massnahmenplan). Die Follow-Up Mission wird voraussichtlich 2015 stattfinden.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für 17 Überprüfungsmissionen in andere Staaten zur Verfügung. Drei 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.

3.2.4 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. Diese sind das Power Reactor Information System (PRIS) und das International Nuclear Information System (INIS).

PRIS gibt es schon seit 40 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernkraftwerke 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 Wärmeenergieerzeugung, World Nuclear Association und die 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 Kernenergie-literatur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 gestartet, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen 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 3,5 Mio. Einträge.

3.3 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 waren 2012 Mitglied der NEA, 2013 tritt zudem Russland als Vollmitglied bei. Zusammen verfügen sie dann über rund 90% der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris 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, wirt-

schaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und -haftpflicht sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt 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.

3.3.1 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. Die NEA ist seit 2008 gezwungen, ohne Budgetwachstum auszukommen. Die Beiträge der neuen Mitglieder Polen und Slowenien wurden dazu verwendet, diejenigen der übrigen Mitglieder zu senken. Die NEA Budget Advisory Group schlug daher eine neue Berechnungsmethode für die Beiträge der Mitgliedsländer vor, welche die Grösse des Nuklearsektors in jedem Land berücksichtigt. Ziel wäre, nach weiteren zwei Jahren des Nullwachstums (Zero Nominal Growth) in den darauffolgenden vier Jahren zu einem nominalen Wachstum entsprechend der Inflation zu kommen (Zero Real Growth), um die NEA nicht weiter faktisch schrumpfen zu lassen. Jedoch fand dieser Vorschlag keinen Konsens innerhalb des Steering Committees, und die neu ausgearbeitete

Methode wurde an den OECD Council weitergeleitet. Zudem hat das Steering Committee im Berichtsjahr beschlossen, Russland ab 2013 als neues Mitgliedsland der NEA aufzunehmen. Somit wird Russland das erste Nicht-OECD-Mitglied der NEA sein.

3.3.2 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.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-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. Zum Thema Fukushima haben im Berichtsjahr zudem mehrere Staaten über die jeweiligen Verbesserungsmaßnahmen in ihren Anlagen berichtet. Eine Task Group beschäftigt sich mit Vorläuferereignissen von Fukushima (precursor events) und will im 2013 Jahr dazu einen Bericht fertigstellen. Ferner gewinnt ein neues Thema im Rahmen der WGOE zunehmend an Bedeutung, und zwar Non-conforming, Counterfeit Fraudulent and Suspect Items (NCFSI). Es handelt sich dabei vorwiegend um Klein- und Ersatzteile, die den Spezifikationen

nicht entsprechen, gefälscht sind oder gefälschte Zertifikate aufweisen. Die Qualität der Teile wird bewusst so niedrig gehalten, dass anfängliche Funktionstests zwar bestanden werden, dass aber ein längerer Einsatz in z. B. klassierten Komponenten zum Ausfall der Komponente führen kann. Es sind schon zahlreiche diesbezügliche Vorkommnisse festgestellt worden. Die CNRA hat deshalb eine Task Force (TGNCFSI) eingesetzt und ein entsprechendes Papier erarbeitet.

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. Im Berichtsjahr wurde ein Workshop in der Schweiz organisiert zu inspektionsrelevanten Themen, darunter zur Alterung, zum Thema Materialqualifikation, sowie zu den Kompetenzen der Betreiber. Im Jahre 2012 standen weiterhin 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 wurde im Dezember vom CNRA ein Bericht verabschiedet. Für die Inspektion der Notfallorganisation wurde ein Fragebogen erstellt, der von den Mitgliedsländern im Berichtsjahr beantwortet wurde. Ziel ist es, dazu einen Überblicksbericht zu erstellen. Schliesslich hat die WGIP im Berichtsjahr ein Pilotprojekt für multinationale Inspektionen gestartet. Mit zwei sogenannten «Witnessed Inspections» in den Vereinigten Staaten und Spanien sollen erste Erfahrungen mit dieser Inspektionsform gewonnen werden. Die Grundidee lehnt sich an die bereits in verschiedenen Staaten praktizierten Kreuzinspektionen an. Neu sollen aber grössere Teams aus mehreren Ländern bei solchen Inspektionen teilnehmen.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz der Tätigkeit von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Am Jahrestreffen 2012 der WGPC wurde betont, dass bei Ereignissen von internationalem Interesse die offiziellen Mitteilungen

nicht nur in der eigenen Landessprache, sondern auch - wenigstens als Kurzfassung – in englischer Sprache verfasst werden sollten. Einerseits soll ein englischer Kurztex zu einem Ereignis und zur behördlichen Einstufung sobald als möglich ins Internet gestellt werden. Andererseits sollte ein erläuternder englischer Kurztex über das von der WGPC speziell für schnelle internationale Kurzinformationen eingerichtete Flash-Newsnetz der NEA als E-Mail abgesetzt werden. Am Jahrestreffen wurde auch die Anwendung von «Social Media» (wie Twitter, Facebook) besprochen. Diese sind bei den meisten Behörden (NRO) derzeit in Planung oder im Aufbau begriffen. In einem weiteren Schritt führt eine Arbeitsgruppe der WGPC eine diesbezügliche Erhebung innerhalb der WGPC durch.

3.3.3 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 auszubauen. 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 (WGFCs).

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 WGFCs vertreten.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbebensicherheit von Kernanlagen und umfasst drei Untergruppen zu diesen Themen. Im April 2012 fand die Jahressitzung der Hauptgruppe statt. Ein Schwerpunkt beschäftigte sich mit spezifischen Anforderungen an den Langzeitbetrieb von Kernanlagen (Long Term Operation LTO). Besonders interessant war die Fragestellung, welche Erkenntnisse sich dazu aus dem Unfall von Fukushima ergeben, und welche Zielsetzung zukünftige Forschungsprojekte zu diesem Thema verfolgen können. Interessant für das ENSI ist insbesondere ein inzwischen gestartetes Projekt zu Sicherheitsmargen bezüglich starker Erschütterungen (Metallic Component Margins under High Seismic Loads).

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 Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Folgende neue Aktivitäten wurden im Berichtsjahr von der WGAMA geplant:

- Ein Vergleich von schnell laufenden Modellierungen von schweren Unfällen, die bei Notfällen genutzt werden können. Sie tragen bei zur Bestimmung des Quellterms, der Ausbreitung von radioaktiven Stoffen und der radiologischen Auswirkungen.
- Erarbeitung eines Papiers zum technischen Stand der gefilterten Containment-Entlastung.
- Erstellung eines Papiers zu Entstehung, Transport und Risikomanagement von Wasserstoff bei schweren Unfällen.
- Vergleichende Berechnungen zur Auflösung einer Schichtung von Gasen im Containment bei einem schweren Unfall.
- Erstellung eines Papiers zum Verlust der Kühlung bei Brennelementbecken als Basis für einen umfassenderen Überblicksbericht.

Zudem wurden Berichte von der WGAMA fertig gestellt, unter anderem zu einem Workshop, der sich mit sogenannten Best-Estimate-Methoden befasste. Während Unsicherheiten bei Auslegung vielfach durch die Wahl konservativer Werte abge-

deckt werden, werden beim «best-estimate»-Vorgehen die Unsicherheiten des Berechnungsergebnisses explizit quantifiziert und analysiert.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr wurden folgende neue Aktivitäten gestartet:

- die Durchführung eines Workshops für die quantitative Bestimmung des Risikos von Bränden.
- die Durchführung eines Workshops zum Thema probabilistische Gefährdungsanalyse naturbedingter externer Gefährdungen wie Erdbeben und extreme Wetterbedingungen.

Zudem wurden von der WGRISK drei Berichte zur PSA bei neuen Reaktoren, zum Wissenstransfer bei der PSA und zur Nutzung sowie dem Entwicklungsstand der PSA fertig gestellt.

Die WGHOFF 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 schlug die WGHOFF eine neue Aktivität zur menschlichen Leistungsfähigkeit unter extremen Bedingungen vor. Dazu soll ein Bericht erstellt werden, der den Wissensstand darstellt und die wichtigsten Herausforderungen identifiziert. Dieser Vorschlag wurde vom CSNI gutgeheissen. Der vom WGHOFF erstellte Bericht zur Aufsicht und der Beeinflussung von Führung und des Managements von Beaufsichtigten wurde ebenfalls akzeptiert.

Die WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmittelverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Im Rahmen der WGFS fand ein Workshop statt, bei dem Rechenprogramme für das Brennstoffverhalten bei RIAs verglichen wurden und an welchen sich Organisationen aus insgesamt 14 Ländern beteiligt haben. Im 2012 wurde ein Bericht zu den Brennstoff-Sicherheitskriterien veröffentlicht. Er enthält Beiträge des ENSI zu den in der Schweiz verwendeten thermohydraulischen Kriterien und zu den Grenzwerten des Brennstoffabbrands. Besonderes Augenmerk legt der Bericht auf aktuelle offene Fragen im Brennstoffbereich, wie z.B. der Hüllrohrversprödung und der Brennstofffragmentierung. Die WGFS schloss zudem einen Bericht zu mechanischen

Tests an Hüllrohren im Hinblick auf RIA-Anwendungen ab. Darüber hinaus beschäftigte sich die WGFS mit Siliziumcarbid als möglichem zukünftigen Hüllrohr-Material. Siliziumcarbid hält höhere Temperaturen aus, was bei Unfällen mehr Zeit für Massnahmen lässt. Auch dieses Material kann aber bei sehr hohen Temperaturen brennen und setzt dann Wasserstoff und zudem Kohlenmonoxid frei.

3.3.4 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 (World Health Organization), 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 Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI 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 bereit stellt. Der Schwerpunkt der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Im Berichtsjahr wurde die Auswertung einer Umfrage zu den durchgeführten internationalen Notfallübungen INEX-4 (International Nuclear Emergency Exercises) vorgestellt.

3.3.5 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 Einsitz. Im Berichtsjahr hat sich das ENSI dazu entschlossen, aus dem Forum on Stakeholder Confidence (FSC) auszusteigen. Das FSC befasst sich mit den sozialen Aspekten der Entsorgung von radioaktiven Abfällen.

Die IGSC beschäftigt sich mit dem Sicherheitsnachweis für ein geologisches Tiefenlager. Sie soll die Mitgliedsländer darin unterstützen, wirksame Sicherheitsnachweise auf solider wissenschaftlich-technischer Grundlage zu entwickeln. Zugleich ist die IGSC eine Plattform für den Austausch der internationalen Experten. Das Schwerpunktthema der IGSC im Berichtsjahr war die Analyse und Behandlung der Ungewissheiten und deren Berücksichtigung im Sicherheitsnachweis.

3.3.6 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-Level Task Group STG) 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. Die STG strebt an, das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge genauer zu betrachten, insbesondere hinsichtlich der Robustheit der Sicherheitsebenen und deren Unabhängigkeit, der elektrischen Systeme, der letzten Wärmesenke sowie sogenannten Cliff-Edge-Effekten. Ein Cliff-Edge-Effekt liegt vor, wenn eine geringe Änderungen eines Parameters, wie zum Beispiel die Überflutungshöhe am Standort, eine sprunghafte Verschlechterung des Anlagenzu-

standes bewirkt. Die Themen sollen an einem gemeinsamen CNRA/CSNI-Workshop sowie an einem weiteren Workshop der IAEA im Jahr 2013 vertieft behandelt werden.

3.4 Behördenorganisationen

3.4.1 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 zu Sicherheit und Aufsicht bei der Kernenergie in Europa 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 SRL 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 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 (WIG). Sie setzt sich mit der Inspektionsmethodik für Komponenten und Strukturen von Kernkraftwerken in den Mitgliedsstaaten auseinander mit dem Ziel, vorbildhafte Lösungen (Good Practices) für eine Verbesserung und Harmonisierung auf europäischem Niveau zu identifizieren. Ein Bericht zu Inspektionen in Kernkraftwerken wurde 2012 veröffentlicht («Benchmarking the European inspection



Abbildung 2:
WENRA-Frühlingstreffen 2012 in Zürich.
Quelle: ENSI.

practices for components and structures of nuclear facilities», siehe unter www.wenra.org ► publications). Das Ziel dieser Arbeitsgruppe wurde im Berichtsjahr erreicht, somit wird diese Arbeitsgruppe aufgelöst.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2012. Im Berichtsjahr veröffentlichte die RHWG im Weiteren eine Broschüre zur Sicherheit der Auslegung neuer Kernanlagen sowie die Resultate eines Ländervergleichs der WGWD über die Umsetzung der SRL für die Lagerung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente.

Im Zentrum stand jedoch die Mitwirkung in den Folgeaktivitäten des EU-Stresstests, sowie die Lehren aus dem Unfall von Fukushima (Abbildung 2). Dazu hat die WENRA sechs Gruppen innerhalb der RHWG neu geschaffen. Das Ziel dabei ist, dass die WENRA die wichtigsten Erkenntnisse aus dem EU-Stresstest übernimmt und in die SRL einarbeitet. Die Arbeit der fünf technischen Arbeitsgruppen «Mutual Assistance», «Natural Hazards», «Containment in Severe Accidents», «Accident Management» und «Periodic Safety Review» wird von der sechsten, der so genannten Koordinationsgruppe, gesteuert. Es ist vorgesehen, dass die Arbeitsgruppen im Jahre 2013 Vorschläge erstellen, wie die neuen Erkenntnisse in die SRL eingebaut werden sollen.

Seit Ende 2011 ist Hans Wanner, Direktor des ENSI, Vorsitzender der WENRA. Das ENSI stellt mit Stefan Theis zudem den Vorsitzenden der WGWD.

3.4.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde 2007 von der EU eingesetzt. Die Aufgaben umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertreter Einsitz. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Die Hauptaktivitäten der ENSREG im Berichtsjahr bezogen sich auf den EU-Stresstest und dessen Follow-Up Aktivitäten. Die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke waren vom ENSI im Jahr 2011 aufgefordert worden, sich am EU-Stresstest zu beteiligen. Dieser wurde in Schweiz in derselben Weise durchgeführt wie in den EU-Ländern mit Kernkraftwerken. Er fokussierte auf die Sicherheitsreserven der Kernkraftwerke bei auslegungsüberschreitenden Störfällen, die durch extreme externe Ereignisse 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 beteiligte sich auch an dem bis April 2012 durchgeführten Peer-Review-Prozess, bei dem internationale Teams sowohl die Länderberichte als Ganzes («vertical review») als auch themenweise (Vergleich der Kapitel aller Länderberichte als «horizontal review») nach einheitlichen Kriterien bewerteten. Im Mai 2012 veröffentlichte die Europäische Kommission einen Abschlussbericht, in dem die Resultate der Überprüfung der Kernkraftwerke der EU, sowie der Schweiz und der Ukraine, in der Folge von Fukushima nach einem international abgestimmten Vorgehen präsentiert wurden. In der Folge publizierte die ENSREG einen Aktionsplan, in dem alle am EU-Stresstest beteiligten Staaten aufgefordert wurden, eigene nationale Aktionspläne zu entwickeln, die die Umsetzung der Empfehlungen aus den EU-Stresstests darlegen sollen. Das ENSI hat den eigenen nationalen Aktionsplan ebenfalls der EU übermittelt und wird sich auch im Jahre 2013 weiter an den Follow-Up Aktivitäten aus dem EU Stresstest beteiligen. Im Jahr 2013 wird die ENSREG die Umsetzungsmassnahmen der teilnehmenden Länder voraussichtlich im Rahmen einer Arbeitsgruppe überprüfen und vergleichen. Derzeit plant die ENSREG, dass die jeweiligen nationalen Aktionspläne jedes Jahr aktualisiert werden sollen und über die bereits umgesetzten Massnahmen berichtet werden soll.

3.4.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA

Die *European Nuclear Security Regulators Association ENSRA* ist eine europäische Plattform für den vertraulichen Informationsaustausch im sensitiven Bereich der Sicherung kerntechnischer Anlagen

und Einrichtungen sowie von Kernbrennstoff-Transporten. Mitglieder der ENSRA sind Behörden und assoziierte öffentlich-rechtliche Körperschaften mit Zuständigkeiten für Fragen der nuklearen Sicherung in europäischen Staaten mit zivilen Nuklearprogrammen.

Der Schutz von Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Entwendung ist seit langem eine Frage der nationalen und internationalen Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er-Jahre hat eine informelle Gruppe Europäischer Behörden einen gemeinsamen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Veranlassung war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im sensitiven Bereich des Sabotageschutzes zu teilen und in Bezug auf die eigenen Strukturen zu reflektieren. Nach den Anschlägen in den USA im September 2001 hatte die Gruppe beschlossen, sich am 28. Oktober 2004 zur ENSRA zu vereinigen.

Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens jährlich unter wechselndem Vorsitz. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- der Austausch über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherung,
- der Austausch zu aktuellen Sicherungsproblemen oder Ereignissen,

- die Entwicklung eines umfassenden Verständnisses der fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes und

- die Förderung einer gemeinsamen Basis der nuklearen Sicherung innerhalb Europas.

Im Berichtsjahr stand die ENSRA unter Vorsitz von Hans Mattli, Leiter der Sektion Sicherung des ENSI. Das Jahrestreffen fand vom 4.–5. Oktober 2012 in der Schweiz statt und beinhaltete auch den Besuch der Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt. Am Treffen nahmen insgesamt 14 Länder teil, darunter Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Litauen, Niederlande, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Tschechien und Ungarn (Abbildung 3). Inhalt der Fachgespräche beim ENSI waren vor allem die Aufnahme weiterer Mitgliedsländer (Polen, Litauen, Rumänien und Bulgarien) sowie die zukünftige Strategiefestlegung der ENSRA selbst. Weitere Themenbereiche waren die Zusammenarbeit mit der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA für ein europäisches Ausbildungszentrum im Bereich der Sicherung, zukünftige Arbeiten von Arbeitsgruppen der ENSRA und das weitere Vorgehen betreffend des Stresstests zum Thema Sicherung.



Abbildung 3:
Die ENSRA an ihrem
Jahrestreffen 2012 in
Brugg. Quelle: ENSI

3.4.4 Heads of European Radiological protection Competent Authorities (HERCA)

Die HERCA ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde 2007 gegründet, und 49 Behörden aus 31 Ländern sind Mitglied der HERCA. Seit Januar 2012 steht die HERCA unter dem Vorsitz von Sigurdur Magnusson, Direktor der isländischen Strahlenschutzbehörde. Es besteht aus einem Board of Head (BoH), das sich jährlich zwei Mal trifft, und den Arbeitsgruppen

- WG European Radiation Passbook & Outside workers;
- WG Non-medical sources and practices;
- WG Medical Applications;
- WG Emergencies;
- WG Surveillance of collective doses from medical exposures.

Das 10. Jahrestreffen fand vom 30.–31. Oktober 2012 in Paris statt. Unter anderem wurden dabei die Ziele und Aktivitäten der Forschungs-Plattform MELODI (Multidisciplinary European Low Dose Initiative) präsentiert. Die bisherigen Massnahmen im Strahlenschutz basieren vorwiegend auf epidemiologischen Studien, die im Bereich niedriger Strahlendosen aus statistischen Gründen nur beschränkt aussagekräftig sind. Als niedrig gelten Strahlendosen unter 100 mGy, als sehr niedrig solche unter 10 mGy. Die Plattform MELODI soll dazu beitragen, die zellbiologischen Mechanismen der Strahlenwirkung besser zu verstehen. Der Direktor des Institut de Radiophysique in Lausanne ist im Auftrag des ENSI im Steuerungsgremium von MELODI und berichtet regelmässig über die laufenden Tätigkeiten.

Ein damit zusammenhängendes Thema sind Studien über Krebserkrankungen in der Umgebung von Kernanlagen. Beim Jahrestreffen wurde eine Studie belgischer Institutionen über Kinderleukämie in der Umgebung der Kernkraftwerke Doel and Tihange vorgestellt. Diese kam zum Schluss, dass die verfügbaren Daten kein erhöhtes Risiko für Leukämieerkrankungen zeigen.

3.4.5 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. Finanziell trägt die Schweiz nur noch an den Chernobyl Shelter Fund bei.

3.5 Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland, Frankreich und Italien 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.

3.5.1 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 regelmässig gemeinsame Inspektionen («inspections croisées») 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 2012,

welche vom 5.–7. September 2012 in Aix-en-Provence stattgefunden hat, stand der Austausch über die Aktivitäten im Rahmen des EU-Stresstests, die Umsetzung der Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima, sowie die aktuelle Lage im belgischen Kernkraftwerk Doel 3. Ein weiterer Schwerpunkt war die Frage zum weiteren Betrieb des Kernkraftwerks Fessenheim, das nur gut 30 Kilometer nördlich von Basel am Rhein steht. Die französische und die schweizerische Delegation vereinbarten eine Reihe weiterer «inspections croisées» auch im Bereich des Strahlenschutzes. Von französischer Seite wurde zudem versichert, dass man Informationen zum westlich von Genf liegenden französischen Kernkraftwerk Bugey dem Kanton Genf zur Verfügung stellen könnte. Schliesslich wurde auch eine neue gemeinsame Arbeitsgruppe zum Thema Transport radioaktiver Abfälle ins Leben gerufen.

3.5.2 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 Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird. Ende Oktober 2012 führte die DSK in Lugano ihr 30. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren die Folgeaktivitäten aus dem EU-Stresstest, die Erkenntnisse aus dem nuklearen 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. Axel Vorwerk vom deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und Hans Wanner, Direktor des ENSI, leiteten die Tagung gemeinsam.

Die vier DSK-Arbeitsgruppen berichteten über ihre im Jahre 2011 zusätzlich erhaltenen Mandate, die mit den Auswirkungen des Unfalls von Fukushima im Zusammenhang stehen. Für die Arbeitsgruppe 1 (Anlagensicherheit) war dies «Konsequenzen aus Fukushima», für die Arbeitsgruppe 2 (Notfall-

schutz) «Überprüfung der grenzüberschreitenden Informations- und Alarmierungswege 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».

3.5.3 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. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Im Rahmen des 12. bilateralen Nuklear-Experten-Treffens vom Juli 2012 orientierten die Delegierten beider Staaten zu verschiedenen Themen, insbesondere zum Fachgutachten der österreichischen Umweltbundesamt GmbH zum Kernkraftwerk Mühleberg. Die österreichische Studie widmet den extern bedingten Gefährdungen wie Erdbeben, Hochwasser und kombinierten Szenarien besondere Aufmerksamkeit. Weiter enthält die Studie unter anderem eine Zusammenstellung der Erkenntnisse aus den Ereignisabläufen in Fukushima, Betrachtungen zur Auswirkung eines schweren Unfalls in der Schweiz auf Österreich sowie Schlussfolgerungen und Empfehlungen. Im Oktober 2012 erläuterte das ENSI in seiner ersten Stellungnahme zu Händen des Bundesamts für Energie BFE, dass es keine neuen Aspekte im Zusammenhang mit den aufgeworfenen Sicherheitsfragen gibt und somit keinen zusätzlichen Handlungsbedarf.

3.5.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit

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 im Juni 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. Das erste Treffen fand vom 22.–23. No-

Abbildung 4:
Die italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit an seiner ersten Sitzung in Rom.
Quelle: ENSI



vember 2013 in Rom, unter der Leitung von Stefano Laporta, Direktor von ISPRA und Hans Wanner, Direktor des ENSI, statt (Abbildung 4). Die beiden Behörden haben einander über die nukleare Sicherheit im Allgemeinen und anstehende Herausforderungen, insbesondere über die Stilllegung und Entsorgung, informiert. Auch die Notfallplanung und die Information bei Zwischenfällen oder Unfällen wurden angesprochen. Die nächste Sitzung der Kommission soll im Jahr 2013 in der Schweiz stattfinden.

3.5.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

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 Regula-

tory 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. Im Berichtsjahr wurde das Rahmenabkommen zwischen der NRC und dem ENSI für weitere fünf Jahre verlängert.

Das ENSI empfängt im Weiteren regelmässig Delegationen aus anderen Staaten, um die bilaterale Diskussion über Nuklearsicherheitsfragen zu pflegen. Im Berichtsjahr besuchten unter anderem eine Delegation der französischen Aufsichtsbehörde ASN, der belgischen Aufsichtsbehörde FANC, der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde US NRC, der chinesischen sowie der japanischen Nuclear Waste Management Organization das ENSI.

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

Auch im Jahr 2012 führte das ENSI die Überarbeitung des Richtlinienwerks weiter. Der aktuelle Stand der Umsetzung dieses Konzepts kann dem Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Bearbeitung finden sich auf der Website des ENSI. Im Berichtsjahr wurden vier Richtlinien revidiert, die kurz vorgestellt werden. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu weiteren Revisionen von Richtlinien durchgeführt.

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.

4.1 ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente

Bei der Umsetzung der am 1. September 2010 verabschiedeten Richtlinie ENSI-G04 hat sich in der Praxis bezüglich der Richtlinienanforderungen punktuell Ergänzungs-, Konkretisierungs- bzw. Anpassungsbedarf gezeigt, was Anlass zur Revision dieser Richtlinie gab. Die Änderungen betreffen die Festlegungen für radioaktive Grosskomponenten, die Lagerung von Reaktorabfällen und abgebrannten Brennelementen in den betrieblichen Lagerbecken sowie die systematische Sicherheitsbewertung. Die Revision der Richtlinie ENSI-G04 wurde im März 2012 verabschiedet.

4.2 ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen

Anlass für die Revision der Richtlinie ENSI-B02 war die Revision der Richtlinie ENSI-G04. Die Berichtspflichten wurden in Bezug auf radioaktive Grosskomponenten, in den betrieblichen Lagerbecken gelagerte Reaktorabfälle und abgebrannte Brennelemente sowie die systematische Sicherheitsbewertung erweitert. Die Revision der Richtlinie ENSI-B02 wurde ebenfalls im März 2012 verabschiedet.

4.3 ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen

Anlässlich der dritten Revision der Richtlinie ENSI-B03 wurden die Meldekriterien bezüglich Schäden an Abfallbinden bzw. an Lagerbehältern und Versandstücken aufgrund der bisherigen Erfahrung angepasst und bestimmte Begriffe klargestellt bzw. präzisiert. Die Revision 3 wurde im März 2012 verabschiedet.

4.4 ENSI-B11: Notfallübungen

Gemäss der revidierten Richtlinie ENSI-B11 können Stabsnotfallübungen neu 24 Stunden dauern. Bisher war eine Dauer von zwei bis vier Stunden vorgesehen. Abgesehen davon wurde die Richtlinie redaktionell an die geänderten und per 1. Januar 2011 in Kraft gesetzten Verordnungen über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung, NFSV; SR 732.33), über die Organisation von Einsätzen bei ABC- und Naturereignissen (ABCN-Einsatzverordnung; SR 520.17) sowie über die Warnung und Alarmierung (Alarmierungsverordnung, AV; SR 520.12) angepasst. Die Revision der Richtlinie ENSI-B11 wurde im Dezember 2012 verabschiedet.

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. Gezielte Forschung und gute nationale und internationale Vernetzung spielen eine Schlüsselrolle bei der Bewältigung dieser Aufgaben.

Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat die Anwendbarkeit der Resultate in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität. Zentrale **Forschungsthemen mit Relevanz für die aktuelle und zukünftige Aufsichtstätigkeit** sind:

- Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, insbesondere Fragen der Alterung von Materialien;
- Stilllegung und Entsorgung mit dem Näherrücken der Stilllegung einzelner Kernkraftwerke und dem Fortschreiten des Sachplans geologische Tiefenlager;
- extreme externe Ereignisse.

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, dem Bundesamt für Energie und der MeteoSchweiz wurde die «Plattform Extremereignisse» PLATEX ins Leben gerufen. Derzeit befasst sich dieses Gremium mit Hochwasseranalysen. Ziel ist die Erstellung einer Gefährdungsanalyse, welche einen neuen Stand von Wissenschaft und Technik definieren wird.

Wie aus Probabilistischen Sicherheitsanalysen bekannt ist, tragen Erdbeben wesentlich zum Kernschadensrisiko der Schweizer Kernkraftwerke bei. Obwohl auf diesem Gebiet in der Vergangenheit

bereits umfangreiche Forschungen durchgeführt wurden, bleibt die Erdbebengefährdung für das ENSI weiterhin ein wichtiges Thema.

Die Integrität des Brennstoff-Hüllrohrs als erster Barriere ist ein weiterer Schwerpunkt, auch in der internationalen Forschung. Durch die rasch voranschreitende Weiterentwicklung von Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien, abgestimmt mit einer optimierten Reaktorauslegung, wird versucht, die Anzahl von Brennstabschäden weiter zu minimieren. Der Übergang zu höheren Abbränden hat neue Fragestellungen zum Betriebs- und Störfallverhalten aufgeworfen. Zudem können einige Schädigungsmechanismen noch nicht abschliessend geklärt werden.

Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungskonsortien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die **internationale Vernetzung** des ENSI seit Jahren hervorragend und soll in Zukunft noch weiter ausgebaut werden. Das ENSI beteiligt sich aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und der OECD. Seit Ende 2011 hat der Direktor des ENSI den Vorsitz in der «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA), welche auch in den kommenden Jahren eine **kontinuierliche Verbesserung und Vereinheitlichung der Sicherheitsanforderungen** in Europa anstreben wird.

Der bilaterale Austausch mit den Nachbarländern 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 (CNS). Anlässlich der ausserordentlichen Konferenz zur CNS im August 2012 setzte sich das ENSI für mehr **Verbindlichkeit und Transparenz** im Bereich der nuklearen Sicherheit ein und engagiert sich seitdem in der «Effectiveness and Transparency Working Group», welche bis 2014 zur Verbesserung der CNS und ihrer Prozesse beitragen soll. Der Schweizer Länderbericht zur 6. CNS im Jahr 2014 wird derzeit erarbeitet.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

| | |
|---|-----|
| OECD Halden Reactor Project | 107 |
| Project IFA-638– TEM Examinations of Metal-oxide interface of Zirconium alloys | 115 |
| SCIP II Program 2009-2014 | 123 |
| SAFE | 129 |
| NORA | 139 |
| PISA-II | 149 |
| Bruchmechanik | 157 |
| IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen | 165 |
| Expertengruppe Starkbeben | 173 |
| Human Reliability Analysis | 183 |
| STARS | 191 |
| PASSPORT | 207 |
| LINX | 215 |
| Code Assessment Program for MELCOR1.8.6 | 225 |
| Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident (MSWI) | 233 |
| Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung | 243 |
| Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung | 253 |
| RC Experiment Rock Mass Characterization | 261 |
| Climate Modelling of the Weichselian Glacial Period | 269 |
| Dating Swiss Deckenschotter using cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al | 281 |

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 | 2012–2014 |

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, the FutureLab 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 2012, fourteen in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, seven tests were in preparation, and four underwent PIE. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or neutron fluence. The LOCA test series continued with 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 2012, the final report was issued of the International empirical validation of various HRA methods. Various future operational concepts were prototyped to study highly automated advanced plants. Improved methods and techniques for plant state monitoring and plant performance optimization were tested. 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 2012–2014 [1] and in the detailed plan for 2012 [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 & materials research

The Halden Reactor was in planned operation accumulating about 190 full power days in 2012. Fourteen experiments were irradiated in the HBWR at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while seven tests were in preparation and four underwent post-irradiation examinations. The experiments comprised studies of UO_2 fuel, additive and gadolinia doped fuel as well as cladding and in-core materials with various fluence levels. Many of the ex-

periments 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.

The integral fuel performance test with Gd-doped fuel was unloaded after seven years of irradiation. Post-irradiation examination of the six rods has started and will be completed in 2012.

The long-term irradiation of VVER fuel continued. The experiment contains VVER-1000 additive fuel with enhanced grain size (25–30 μm) and standard VVER fuel (11 μm grain size) as reference fuel. The test also contains fuel with 5% gadolinium. In 2012, the large grain and reference fuels were operated at powers of 16–18 kW/m keeping the fuel temperature low enough to avoid fission gas release. The current burnup is about 53 MWd/kg oxide. The Gd-doped fuel, which has lower enrichment and power, has reached a burnup of 23 MWd/kg oxide. Irradiation will continue in 2013. Athermal creep of UO_2 fuel under irradiation is studied in a dedicated experiment aiming at generating data for improved modelling of fuel periphery behaviour during PCMI. The test comprises standard UO_2 fuel and commercial 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 at a burnup of about 10 MWd/kg. In 2012, the temperature and load sequence was repeated at 20 MWd/kg. The estimated creep rates obtained in the second period were slightly higher than those from the first period, and the creep rates of Cr-doped fuels were slightly higher than those of standard fuel. However, the differences are within the scatter of the measurements.

A fission gas release test containing standard UO_2 fuel, Cr-doped and BeO-doped fuel 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 fuel, which is expected to have higher thermal conductivity than UO_2 fuel, shows in fact the lowest temperatures. No fission gas release has been observed so far, and power will be gradually increased until the fission gas release threshold is exceeded.

Another LOCA test with BWR fuel (IFA-650.13) was conducted in October 2012. The BWR fuel had

been irradiated in KKL Leibstadt to a burn-up of 73 MWd/kgU. The experimental conditions were the same as those of IFA-650.12 except for the important difference that the rod was designed to fail. The experiment was again prepared based on thorough design and test execution calculations by PSI. As indicated by the rod pressure measurement, the rod ballooned and failed at 827 °C. A peak cladding temperature of 861 °C was reached. There was no evidence of gross fuel relocation from the temperature readings. Gamma scanning after unloading showed a clear ballooning and only small amounts of fuel (fragments) fallen to the bottom of the pressure flask.

The in-pile corrosion and hydriding behaviour of modern Zircaloy-based PWR cladding materials is studied in aggressive water chemistry and thermal hydraulic conditions exceeding those currently allowable in operating PWRs. The materials were supplied by Westinghouse (USA/Sweden), AREVA (France) and Japanese industry organisations. The assembly contains six test rods, each made up of four sub-segments. The second interim inspection was completed in May 2012 after about 320 full power days (assembly burnup: 22 MWd/kg UO₂). The oxide thicknesses of the different cladding materials varied between 7.5–13 µm and between 10–16 µm, depending on position and in good agreement with the flux profile.

The benefits of hydrogen water chemistry in mitigating the initiation of cracks in irradiated (about 13 dpa) 304L SS tensile test specimens is studied with 18 specimens, 9 in high flux and 9 in low flux positions. The results are compared with specimen failures occurring in normal water chemistry. The load is set to 75 and 95% of yield stress and cycled (20% reduction) once a day. Failed samples were removed and replaced with dummies, and the fracture surfaces were investigated using SEM. Both fully ductile failure and partial intergranular cracking were observed. An approximate crack growth rate of 2.7×10^{-6} mm/s is calculated for the intergranular crack.

A long-term creep and stress relaxation study includes thirty tensile specimens. Twelve of them 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. For the CW 316 SS specimens, irradiation creep and stress relaxation data were found to be consistent, and steady state creep rates are in agreement with previous fast reactor pressurised tube tests. The test will continue to a dose of 2 dpa.

On-line instrumentation is of key importance for the in-pile tests performed in the Halden reactor. Although the instruments perform well, there are continuous efforts to improve their accuracy, to obtain more compact designs and to enhance their measurement range. In addition, new types of experiments sometimes necessitate the development of new types of instruments. Efforts in 2012 concentrated on further improving the iron/iron-oxide reference electrodes for measuring the electrochemical potential, and the in-core testing of on-line corrosion measurement. Two methods were tried, namely Electrochemical Impedance Spectroscopy (EIS) and Potential Drop (PD) measurements. A first data evaluation gave promising results. After discharge, the oxide layer thicknesses on the test rods will be determined by PIE for comparison/calibration against the in-core data.

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. During 2012 a new FutureLab has been established for early prototyping of operational concepts in highly automated plants.

Highlights of the work in the MTO area performed in 2012 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 is one of the focus areas. The International HRA Empirical study co-ordinated by HRP has shown that it can be difficult for HRA analysts to get a good understanding of how an emergency scenario is likely to unfold, what challenges it presents to the operators, how the operators are likely to respond, and where the operators are likely to get into performance problems. Some HRA methods provide techniques for detailed scenario analysis, while other methods leave it to the analysts how deeply they wish to delve into the scenario.
- A follow-up study was 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 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 aim is to answer a number of questions that may lead to improved HRA practices and improved HRA methods. These questions include: How do analysts plan and conduct scenario analysis? What issues do they focus on? Which aspect of the scenario analysis is the most challenging? What information do the analysts use (e.g. event reports, HRA databases, site visits, expert interviews)? How do they resolve uncertainties and contradictions during the analysis? How do they safeguard against biases and misinterpretations during the analysis?
- In 2012, the focus has been on two issues: (1) How analysts conduct site interviews with operators and subject matter experts, and how can this process be improved; (2) How analysts use HRA databases, whether the databases are designed well enough for the needs of the analyst, and how to safeguard against misinterpretation of the data. The HRA diaries from the U.S.

HRA empirical study have been reviewed, and analysis of the site interviews from this study has started. The focus is to identify good practices in scenario analysis and to identify differences in the approach to scenario analysis between HRA analysts. Regarding issue (2) above, we have started planning an observational study of HRA database use. We are in discussions with international partners to determine which HRA database to use and which HRA methods to include in the study. Data collection is expected to start in the first half of 2013. The analysis of HRA diaries and the site interviews is under preparation. The analysis of the HRA diaries showed variation in the expertise of the analysis teams, in the depth of the scenario analysis, and in the goals of the scenario analysis e.g. focus on the timing of events or on operator work practices. These differences can be partly attributed to the HRA methods used, however there was also variability between teams using the same method. Similar differences were found in the recording of the interviews between HRA teams and process experts (trainers from the participating plant). For some HRA teams the interviews were opportunities to confirm and discuss their assumptions about crew response, while for others the focus was on constructing the basic scenario evolution e.g. procedure path.

- NRC has put many resources into the assessment group. The same is true for PSI from Switzerland, supported by the Swiss regulatory body ENSI.

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:

- Detailing of design proposals and prototypes suited for preliminary usability testing has been performed for the HAMBO (BWR) simulator. Emphasis has been on key operation and procedure displays. The 30" screens allow us to integrate more information related to the same plant function into the same view. We anticipate that this will make it easier for the operator to obtain a relevant process overview without the need to navigate. To further make it easier to supervise, understand process fluctuations and predict the future, mini trends are used as a supplement to digital values.
- Findings from the study of using a hand-held device (iPad) for control room crew showed that the usability ratings of the iPad were very high.

age specific overview screens were discussed. A summary report from the workshop will be issued at the EHPG in March 2013.

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. Part of the research on procedure support is related to handheld devices for field personnel. A first proposal for the design is made (see Figure 1). Some design aspects are created for the device to be consistent with the displaying of procedures in task-based displays. This is to ensure that both field operators and control room operators have the same understanding of important information: Who is working on what part of the procedure, where are



Figure 1: First proposal procedure support for field personnel

In situations where the iPad was used, significant positive features were found: faster situation understanding of the shift supervisor after he entered the control room, better (self-rated) perceived shared understanding for the shift supervisor, and less (self-rated) mental demand for the shift supervisor.

- The 9–10th of May 2012, the Project hosted a HSI workshop in Halden where 23 people both from Halden and a wide range of member countries participated. Halden presented design strategies and proposals, and central design challenges concerning alarm presentation, screen layout and design, computerized procedures and out-

they working, are there delays or problems, and which part of the procedure is put on hold (postponed). Observations and interviews have been the basis for creating a prototype mock-up. The prototype is designed for use on a phone-sized device since the interviews indicate that the device should be small enough to easily put it in the pocket, but big enough for the text and icons to be easily seen. Figure 1 shows the first design proposals.

Future Operational Concepts

The nuclear industry seems to move towards higher levels of automation in future plants. This trend is encouraged by new plant designs and the de-

velopment of advanced control systems. As a consequence, we may expect that the role of the human operator, including the operators' interaction with automation, will change significantly in the future. To anticipate this change, we will pioneer, prototype and assess new operational concepts for human-automation interaction in future plants. The FutureLab was finalised during 2012. It has therefore been possible to start early prototyping of operational concepts for highly automated plants. So far, we have sketched three fundamentally different prototypes:

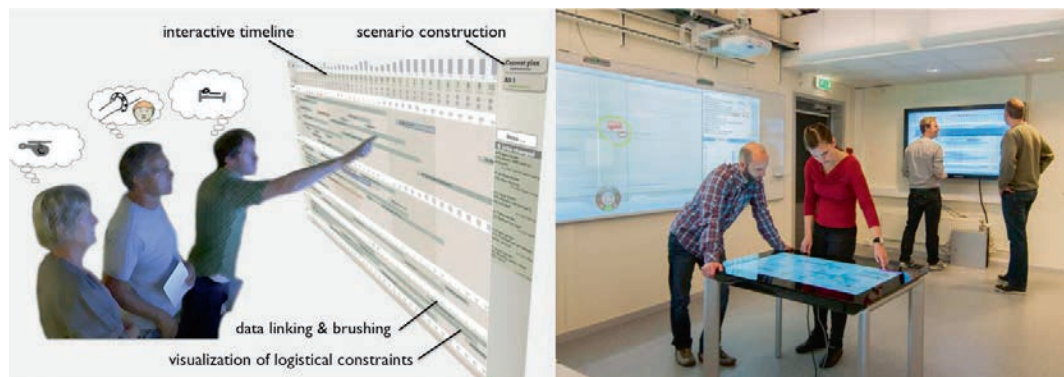
- Prototype A – The operator manages a team of automatic agents that control the plant. Operators think in terms of overall plant status and operational goals, and seldom deal with the plant in a mechanical/physical sense.
- Prototype B – Operators focus on the execution of task sequences to control the plant. Humans or automation may be responsible for the tasks, and the work involves manipulation of physical plant components. Operators treat the plant as complex machinery and consider automation to

65", wall-mounted, multi-touch display to accommodate tight collaboration by a four-person team. Figure 2 (left) illustrates the prototype in use: A large interactive timeline provides a complete overview of six weeks of planned jobs. It shows the relationships between planned jobs, deadlines, and key resources (like personnel). The screen itself can be seen at the back of the FutureLab, see Figure 2 (right).

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

Figure 2:
The «Scenario Composer» touch-interface prototype for team maintenance planning (left), and the «MTO FutureLab» (right).



be a property of the plant.

- Prototype C – Operators and automation work together in a team with shared control of the plant. This team is managed by a human, who dynamically allocates functions to human or automatic agents. Depending on the task and its purpose, the team of agents may deal with the plant from a goals-functions perspective, or from a physical-mechanical perspective.

The FutureLab also gives the opportunities to study future control environments, e.g. the potential usefulness of emerging touch-based interactive media, see Figure 2 (right). The first working pro-totype – «Scenario Composer» – is a research prototype designed as an interactive tool for plan construction and constraint visualization. It is implemented on a

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. Condition Monitoring and Maintenance Support: Enhanced turbine and condenser models in the TEMPO physical modelling toolbox have been developed for testing with plant data.
- A new Multilevel-Flow Model (MFM) for the Loviisa-2 VVER, including the primary side and pressurizer, core reactivity and pressurizer control systems and steam relief and turbine by-pass valve control systems, has been developed.

- Development of a general lifetime and remaining useful life model based on a non-stationary gamma process has been made. The model is able to describe when the degradation process crosses a randomly distributed fault state threshold. The resulting remaining useful life distribution model is exact and can analytically show how it depends on the concavity/convexity (shape) of the degradation trend and the shape and scale of the fault state threshold.
- A design of the end user interface for interacting with the procedure assessment prototype has been prepared. Furthermore, a man-machine interaction solution for portable procedures has been proposed. Basic framework and networking solutions for these applications have been implemented. Also, sample procedures have been formalized.

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 factors, and assessment of advanced control systems. Summary of activities:

- A wide range of means for requirements engineering have been identified and analysed, and a set of them have been found to be relevant for elicitation. It has been found that the field of modern information retrieval has some potential in order to automate parts of the requirements elicitation process.
- A prototype of the tool HALDEN RM (Requirements Manager), based on the TACO Traceability Model has been developed.

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. In 2012, Swissnuclear selected the work of Grigori Khvostov on «Modellierungsarbeiten zur Unterstützung des LOCA-Experimentes IFA'650.12» as Project of the Year 2011. The test executed in 2012

and the next one planned for execution in 2013 make again use of Leibstadt fuel (70 MWd/kgU). PSI is actively using other Halden reactor experiments, e.g., the rod overpressure/clad lift-off test where a proposal on overpressure tests analysis was approved by the Swiss Fuel Safety Group.

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 8th Halden On-Line Monitoring User Group meeting (HOLMUG) was arranged in ENEA Casaccia Research Center – Rome, Italy, October 18th–19th 2012 with Swiss participation.

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. The technical steering is exerted by the Halden Programme Group with members from the participating organisations. The Group approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

An OECD HRP/NEA summer school on Software Dependability was arranged in Halden 20-23 August, 2012.

The last Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held in Sandefjord 2nd–7th October 2011 with several participants from Switzerland. The next EHPG meeting will take place at Storefjell, Norway, 10th–15th March 2013. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

The activities in 2012 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. 2012 is the first year of the current 3-year period 2012–2014 in accordance with the 2012–2014 framework programme [1] and the annual programme for 2012 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2013 has been defined [5]. There are currently 19 member countries and the Project continues to look for new members to join.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2012–2014, HP-1303
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2012, HP-1334
- [3] Status Report January–June 2012, HP-1366
- [4] Status Report July–December 2012, HP-1377 (to be issued in 2013)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2013, HP-1370.

Project IFA-638- TEM Examinations of Metal-oxide interface of Zirconium alloys

| | |
|--------------------------------|--|
| Author und Co-author(s) | L. Veleva, 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-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. This project started in 2011 and is extended to 2012, to study six specimens from four different materials. Four specimens have been examined and reported in 2011, from three different materials, namely, M5, Zirlo and E635. In the case of alloys showing a better resistance to oxidation, the Fe containing precipitates were absent or their

frequency was statistically low. The Fe containing precipitates showed a certain degree of amorphization, where as the other type of precipitate, a β -Nb type, did not show this behaviour. All precipitates showed certain dissolution under irradiation; this behaviour was intensified in the oxide. Two specimens remained to be studied in 2012 due to their high activity; namely a pre-irradiated Zirlo and a specimen from Alloy A; these two are described in the present report. The new observations confirm the previous results in the case of Zirlo and a continuation of dissolution is observed. In the case of Alloy A, a new type of precipitate containing Cr is present; this precipitate shows dissolution under irradiation. However, it does not amorphize and shows delayed oxidation.

Project goals

The objective of this project has been 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 have been performed in agreement with the previous studies on irradiated zirconium alloys presented in earlier publications [2, 3]. The main goal of this study is to contribute to the understanding of the oxidation behaviour of these alloys under PWR conditions.

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 behavior of the alloys. 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. 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

as pre-irradiated and fresh, in this study. 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. For more details on the project and selected methodologies used to examine these alloys, please refer to [1–7].

For the details of the TEM studies and the results of the 2011 examinations on the four specimens, please refer to the previous report [3]. As mentioned in that report [3] to understand the influence of irradiation and aging in the reactor, archive materials, are used as reference to characterize the state of the material before irradiation. In the case of the three materials studied in the previous part of the project, references in the literature have been used. [4–6]. In the case of one of the materials for this new study (i.e. in the case of Alloy A), we have received an archive material. The study of the archive material helps to better estimate the evolution of the microstructure and in particular the evolution of precipitates in the reactor.

Experimental

Sample delivery and preliminary preparation

Samples were delivered and stored at the end of 2010 and beginning of 2011. The 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 prepared and studied in this part of the project (i.e. the pre-irradiated Zirlo and fresh Alloy A) having a high activity, could not be prepared in the fume hood. They were cut in a shielded cell using micromanipulators and sufficiently small segments

TABLE 1: Overview of irradiations and oxidation data of the samples and the dose rates for received cladding rings.

| Sample | M5 (pre-irradiated) | M5 (pre-irradiated) | E 635 (fresh) | ZIRLO (fresh) | ZIRLO (pre-irradiated) | Alloy A (fresh) |
|---|---------------------|---------------------|---------------|---------------|------------------------|-----------------|
| Burn-up MWd/kgU | 76.5 | 76.5 | 44.0 | 53.4 | 78.5 | 53.4 |
| dose rate in contact mSv/h | 3.5 | 3.5 | 0.8 | 1.3 | 90.0 | 45.0 |
| mean oxide thickness IFE [7]/ μm | 33 * | 33 * | 36 | 28 | 62 | 33 |
| oxide thickness on prepared ring segments/ μm | 6-16 * | 6-16 * | 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. Grey part performed in 2012

were taken out for subsequent FIB sample preparation.

FIB-TEM sample preparation

A Zeiss NVision 40 workstation FIB (equipped with electron and ion beams) with an EDS system by Oxford instruments and a Kleindiek micromanipulator was used. The 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. In some cases more than one window was thinned to avoid fracture and bending of the sample. The samples were often not sufficiently thin for the TEM analysis; thus, in the case of each material more than one TEM lamella was needed to analyze in detail the microstructure of the metal-oxide interface.

TEM observations

A JEOL2010 equipped with a LaB₆ cathode and an EDS system by Oxford Instruments is 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

Alloy A fresh

The composition of this alloy in wt% consists of 0.58% of Sn, 0.36% of Fe, 0.26% of Cr, and 0.31% of Nb, 1550 ppm O₂ and the balance of Zr. In comparison with all the alloys studied in this research work, it is the only alloy that contains Cr to a level considered as an alloying element. Furthermore, as it is for Zirlo and E635, this alloy contains Sn (0.58 wt%), the only alloy not containing Sn being M5.

This alloy has been irradiated to 53.4 MWd/KgU. The material was very hard to cut and polish, it was therefore, mounted without polishing on the SEM sample holder for FIB sample preparation. The sample was first polished by FIB to obtain a sufficiently large window to prepare subsequently the TEM lamella. The archive material of this alloy is requested and received from Halden HRP. It has been examined, to clarify the microstructure of the cladding and the nature of precipitates prior to irradiation.

In the first part of this section, the analysis of the irradiated material will be reported. This material had precipitates in the metal side of the interface. These precipitates are assumed to be (Cr,Fe)₂Zr, intermetallics and Nb is partly replacing Zr sites. The composition of precipitates was examined by EDS analysis and two families of precipitates could be described, one with a ratio of Cr to Nb ranging between 3 and 4, and another with a ratio of Cr to Nb between 6 and 7. In the regions examined, close to the metal/oxide interface, no β Nb precipitate or any Nb rich phase were observed. This could be due to the low concentration of Nb in the material. No Nb was observed in the matrix, apart from a small amount close to

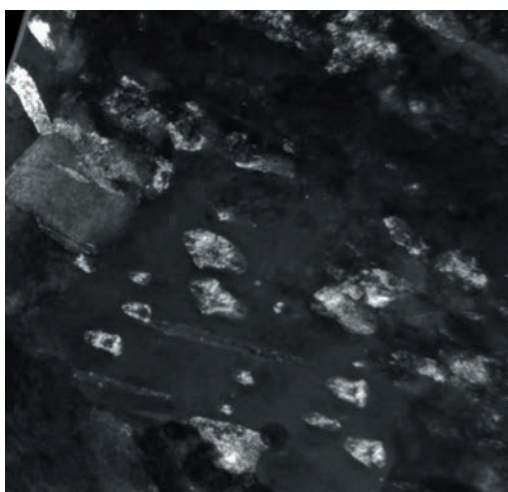
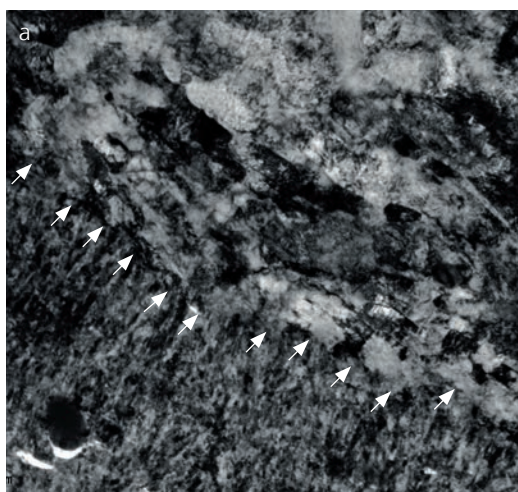


Figure 1: (A) TEM bright field contrast of the metal-oxide interface of alloy A fresh, the interface (white arrows) is undulated. (B) TEM dark field contrast of the metal side of the interface, hydrides can be observed.

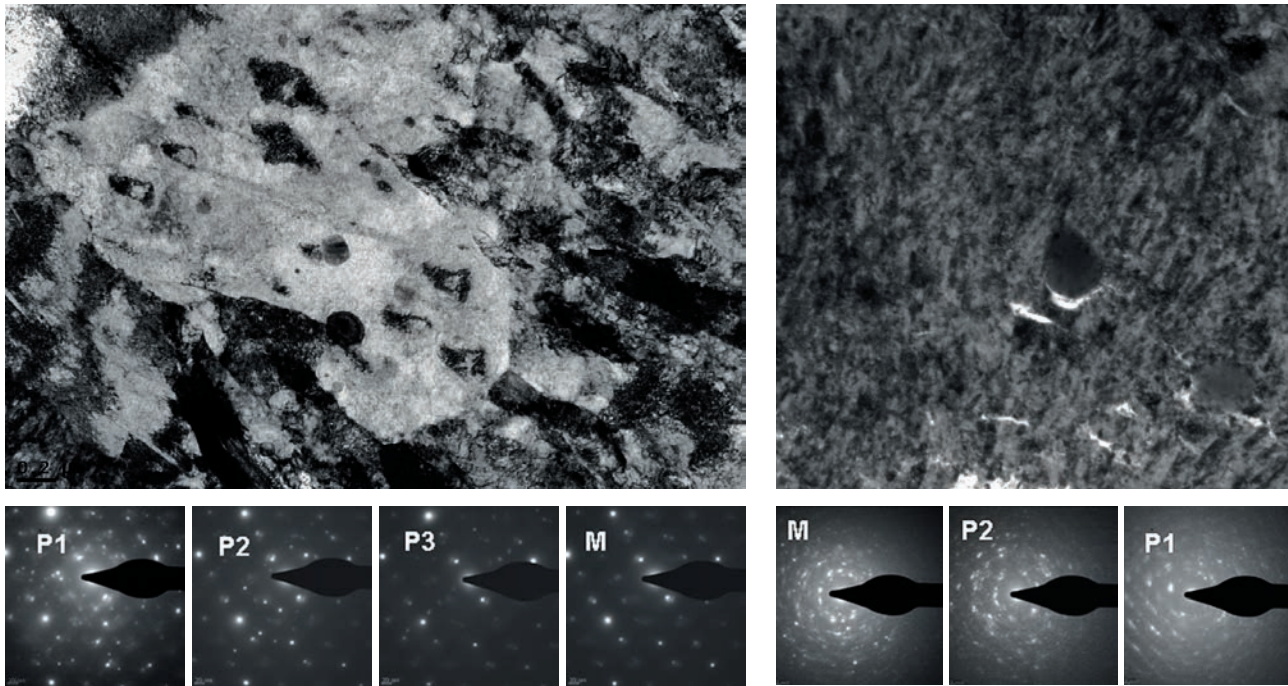


Figure 2: (a) TEM bright field contrast of precipitates in the metal and in the oxide (b) of Alloy A fresh. The electron diffraction patterns of precipitates (p) and the matrix beside (m) indicates no signs of an amorphization ring both in the metal and in the oxide. Precipitates in contact with oxide show a crescent-shaped crack towards the outer surface.

the precipitates in rare cases, therefore it is concluded that Nb is only present in the precipitates. The ratio of Fe to Cr was found to be in the range of 0.75. The precipitate's size ranges between 20 and 170 nm.

The hydrides in this material close to the interface seem to be larger in size compared to the other materials as shown in Figure 1.

This material contains precipitates in the oxide. Analysis of a precipitate at a distance of 1 micrometer from the interface showed that the precipitate was not amorphized and has a very low oxygen content (approx. 33 at.%), this implies a delayed oxidation of the precipitates in this material. (Figure 2-b). The microstructure of the oxide shows a columnar oxide crystal and the metal-oxide interface is undulated. Precipitates in the metal and the oxide side of the interface are presented in Figure 2.

The subsequent analysis of the archive material of this cladding, confirmed the presence of precipitates with the structure of $(\text{Cr,Fe})_2\text{Zr}$ with small amounts of Nb, although the crystal structure of the precipitate is not yet analyzed, from the EDS data it can be concluded that the Nb is present as a substitute for Zr. The Nb content of the precipitates or secondary phase particles (SPP) was very low. The ratio of alloying elements in the SPP varied from one precipitate to another, and a specific trend indicating clear families of SPP was not that

easily detected. Further examinations are necessary to clarify this point.

As the ratio of Fe and Cr in the precipitates was much higher in the archive material, it could be concluded that the SPPs showed a depletion of alloying elements under irradiation, with as in the previous studies, Nb depleting at a slower rate.

Zirlo pre-irradiated

The original composition of this material is not available from the fuel supplier. Therefore, it will be assumed, that it is very similar to that of fresh Zirlo. The accumulated burnup of this material (the irradiation of the segment prior to IFA-638 campaign as well as its irradiation in the Halden reactor) is in the range of 78.5 MWd/kgU and despite such high fluence precipitates are observed both in the metal and the oxide side of the sample (Figure 3 and Figure 4). The EDS analysis of the precipitates in the metal side of the interface indicates extensive dissolution of alloying elements. Nevertheless, in the large precipitates considerable amount of Nb has been detected. The Nb/Zr ratio of the largest precipitates have been in the range of 0.6 to 0.7; it is clear that in comparison to the Nb/Zr ratio of the β -Nb type precipitates which is in the range of 4, the Nb depletion is high. Nevertheless such precipitates are still present in the material. Furthermore, these precipitates still do not show amorphization, and their Fe content is negligible.

As we discussed before [3], this cladding originally has two families of precipitates: the first one is β -Nb and the second type $Zr_{0.5}Nb_{0.3}Fe_{0.2}$ [6]. The second family of precipitates already showed a considerable depletion of Fe in the fresh Zirlo, which was irradiated up to 53.4 MWd/kgU [3]. This Fe depletion has continued in the high burn-up material and although, in some precipitates a small amount of Fe is encountered (< 1 at.), it is concluded that the Fe depletion has started at the early stages of irradiation and has been extensive at medium fluences, reaching a maximum in the case of high burnup material. The depletion of Fe and Nb from the precipitates should imply a certain increase of concentration of these two elements in the matrix. Such enrichment of the matrix has been observed around certain precipitates. In the absence of an archive material of this cladding grade, it is not possible to separate the distribution of the alloying elements in the matrix and in the grain boundaries, prior to irradiation, however, it cannot be excluded that a part of this alloying element has been already in the matrix in the original unirradiated cladding.

This material has also precipitates in the oxide layer, the Nb/Zr ratio of these precipitates in the oxide is in the range of 0.4 and no sign of amorphization is observed in these precipitates. These precipitates show a substoichiometric oxide, as it was observed for fresh Zirlo.

In this material once more, the crescent shaped crack of the precipitates close to the metal-oxide interface, indicate delayed oxidation behavior previously observed in unirradiated binary Zr-Nb alloys [9].

Discussion and Conclusions

As it was mentioned in the previous report, this research project contributes to the large amount of data already available on the IFA-638 campaign. With observation of the two materials in this part of the project, all materials selected for this research project have been examined. The TEM investigations on the selected materials namely fresh M5, alloy E635, ZIRLO and Alloy A, together with the pre-irradiated M5 and Zirlo, provide interesting information about these materials regarding their oxidation behavior under irradiation. One of the important findings is that all examined materials contain precipitates near the metal-oxide interface and in the oxide, after medium term irradiation and for the two materials studied in pre-irradiated state (M5 and Zirlo) after long term irradiation.

The comparison of the four materials including the results from the new analysis in 2012 indicates that practically all types of precipitates dissolve under irradiation. However, β Nb precipitates show much slower dissolution and no amorphization in comparison with the other types of precipitates. Precipitates containing both Fe and Nb, do not show the same resistance to dissolution and to amorphization. This observation is in the favor of cladding grades with more β Nb precipitates, if a high resistance to dissolution of SPP is desired.

In the case of Alloy A, studied in 2012, another family of precipitate with the formula of $(Cr,Fe)_2ZrNb$ is also observed. This type of precipitate has a resistance to amorphization. It is interesting to note that the Cr containing precipitates show amorphization in Zircaloy-2 irradiated in BWR [12]. This precipitate type shows a delayed oxidation as is the case of Cr containing precipitates in the

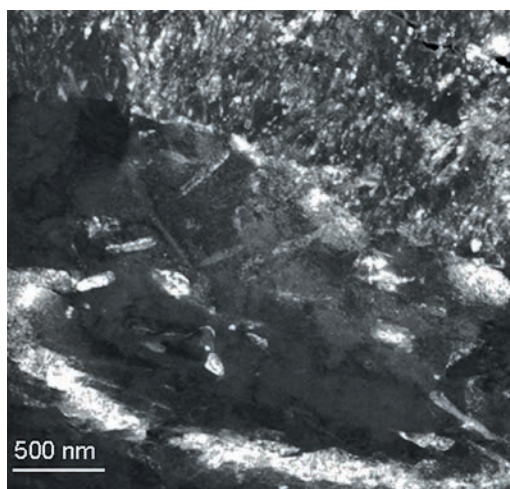
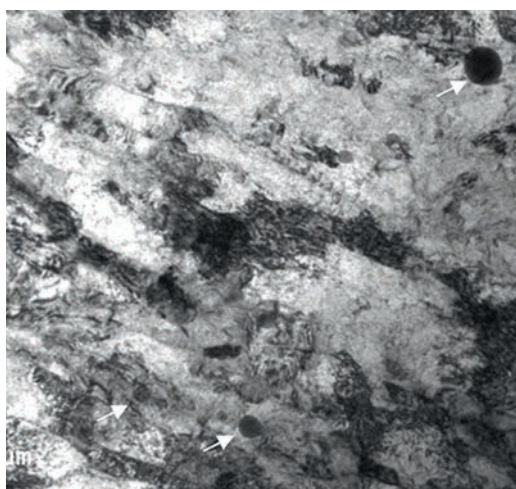
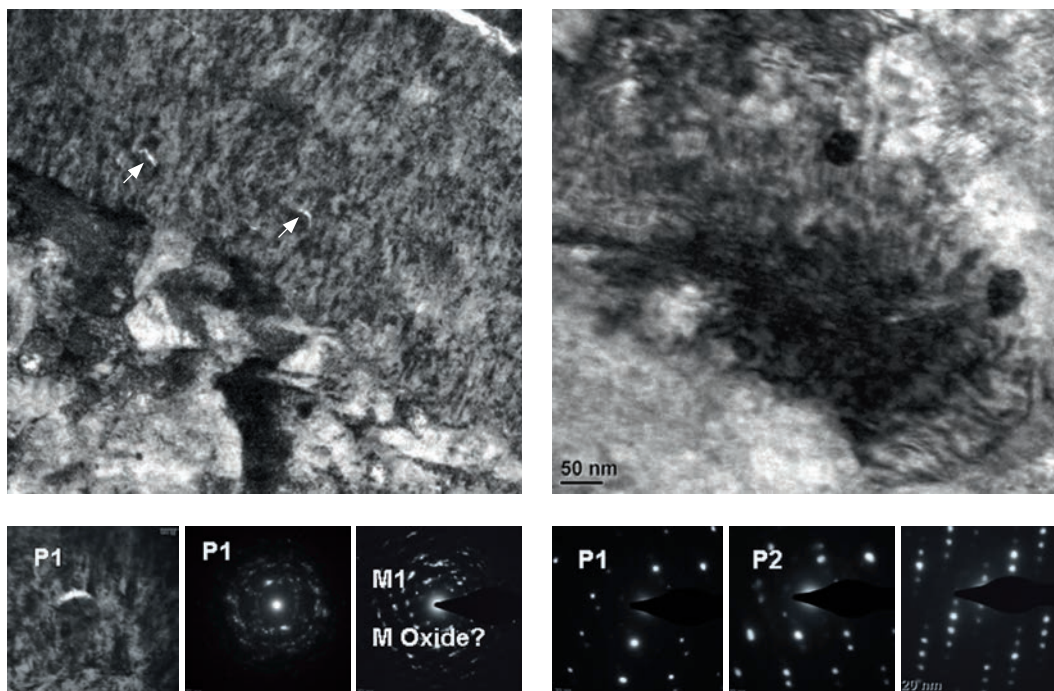


Figure 3: (a) TEM bright field contrast of the metal side of the pre-irradiated zirlo, some precipitates are indicated with arrows. (b) TEM dark field contrast of the metal-oxide interface of the pre-irradiated zirlo, hydrides can be observed in the metal side of the interface.

Figure 4: TEM bright field contrast of precipitates in pre-irradiated zirlo. (a) precipitates in the oxide (arrows). (b) precipitates in the metal. The electron diffraction patterns of precipitates (p) and the matrix beside (m) indicates no signs of an amorphization ring both in the metal and in the oxide. Precipitates in contact with oxide show a crescent-shaped crack towards the outer surface.



ZrCr1% alloy, studied after autoclave oxidation [9]. The oxidation behavior of the precipitates in the oxide under irradiation as examined in this research project is in agreement with the results obtained from binary alloys [9]. This allows using the results from the behavior of binary alloys, as a starting point, to predict the oxidation behavior under irradiation. The conclusions made in the 2011 report regarding the behavior of the materials irradiated to medium and relatively high burnup are also valid for this part of the study.

The results of these studies, in comparison to the studies performed in other claddings [11] leads to the overall conclusion that Nb containing precipitates show a higher resistance to dissolution and to oxidation. In the absence of overall hydrogen content of the claddings from the present study, it is not possible to make any conclusion on the hydrogen uptake of the materials. This work can be suggested for a future project.

Summary of the project

This project is mainly focused on the investigations by transmission electron microscopy (TEM) on the selected cladding grades from IFA638 test, irradiated in the Halden reactor, between 1998 and 2006. The objective of the study is to examine the microstructure of these claddings at the metal-oxide interface, after irradiation to different burnup levels, to determine the modifications induced by

irradiation and to correlate the results to the oxidation behavior to these claddings.

For these examinations, four claddings grades namely Zirlo, M5, alloy E635 and «Alloy A» were selected. The alloying elements present in these claddings could be categorized into two families, those which remain in solid solution (Sn and O) and all the other alloying elements which principally form a secondary phase due to their low solubility in the matrix. From the four materials examined, only M5 did not contain any Sn. All other alloys contained Sn at different levels.

The other particularity of these materials was that they all contained Nb. Apart from Alloy A, the other three materials contained Nb to the level of approximately 1 wt% (between 0.95% and 1.1%). Alloy A contained 0.31% Nb. This alloy contained further 0.26 wt% of Cr. All alloys contained Fe, to different levels; however, M5 had a very small amount of this alloying element.

The examinations of the microstructure of these claddings, at the metal-oxide interface revealed the nature of the secondary phase particles or precipitates (SPP) and their modification under irradiation. Different types of precipitates observed in the four materials studied, could be described as follows: β Nb-type precipitates, $Zr_{0.5}Nb_{0.3}Fe_{0.2}$ (mainly in Zirlo), $Zr(Fe,Nb)_2$ (in E635) and $(Cr,Fe)_2Zr,Nb$ type with varying Nb content (present in Alloy A). Analysis of the two sides of the interface leads to the conclusion that all precipitate types dissolve under irradiation and their alloying element con-

tent reduces. The dissolution is intensified in the oxide.

However, a more detailed study indicates that in the metal side of the interface:

a- The β Nb-type precipitates dissolve at a slower rate, or knowing that their composition is much richer in Nb, the time needed for final dissolution is much longer.

b- Regarding the amorphization under irradiation, the β Nb-type and the Cr containing precipitates do not amorphize, in the metal part of the interface. This is not the case of the Fe containing precipitates, which amorphize already in the metal. In the oxide side of the interface, β Nb-type and the Cr containing precipitates show a delayed oxidation in the vicinity of interface and only oxidize when at a distance from the metal-oxide interface. This is not the case of Fe containing precipitates. It is worth noting that once oxidized, all precipitates are amorphized.

National Cooperation

The Service of Microscopy and Nanoscopy (SMN) of the «Centre Suisse d'Electronique et Microtechnique» (CSEM) has provided access, 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 2012

As mentioned in the previous part, the examination of the present irradiated cladding segments should be considered as a great success, since access to such cladding materials from the reactor and the preparation of such materials for TEM studies needs a great amount of effort. The results will be published in collaboration with the OECD-HRP and the fuel suppliers. With the 2012 results, the examination of the samples selected for the TEM studies in the framework of this project can be considered as completed. The studies can clearly explain the role of Nb on the resistance to dissolution of precipitates under irradiation in all materials studied.

Acknowledgements

The authors wish to thank the OECD Halden reactor projector team, T.M. Karlsen, and B. Oberländer and 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 and J. Krbanjevic are thanked for the assistance with optical and FIB 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. Stoenescu and T. Karlsen, The PWR corrosion and hydrating test IFA-638. **Final report, HWR-840, 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. *C. Proff and S. Abolhassani*, IFA-638-TEM Examinations of Metal-oxide interface of Zirconium alloys, ENSI Research Report, 2011.
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. Tselishev, A.E. Novoselov, G.P. Kobylansky, 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 fo-

- cused ion beam technique» J. Microsc. 2006, Jul. 223 (Pt 1) pp.73–82.
9. Proff, C.; Abolhassani, S.; Lemaignan, C. «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.
 11. S. Abolhassani, R. Restani, T. Rebac, F. Groeschel, W. Hoffelner, G. Bart, W. Goll, F. Aeschbach, Journal of ASTM International 2 (2005) 467.
 12. S. Abolhassani, D. Gavillet, F. Groeschel, P. Jourdain, H.U. Zwicky, Light-Water-Reactor-Fuel-Performance, American Nuclear Society, Park City. Utah, 2000, pp. 470–484.

SCIP II Program 2009–2014 (Progress report year three)

| | |
|--------------------------------|-----------------------------------|
| Author und Co-author(s) | Francesco Corleoni |
| Institution | SCIP II Project Manager, Studsvik |
| Address | SE-611 82 Nyköping, SWEDEN |
| Tel., E-mail, Internet address | +46760021106 |
| Duration of project | 5 years |

ABSTRACT

SCIP II is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which about 30 organizations are participating.

The program aim is to generate high quality experimental data to improve the understanding of the dominant failure mechanism for water reactor fuels and to devise means for reducing fuel failure.

The project is organized into 4 tasks which deal with a review of old ramp results, pellet-cladding interaction and mechanical interaction, and hydrogen induced failures. In the frame of the different tasks several light optical and scanning electron microscopies have been performed, as well as mechanical tests as hardening relaxation and mandrel tests.

Project Goals

The main areas of SCIP II are treated in four tasks. In Task 0, existing ramp data is reviewed and evaluated. In Task 1, the PCMI behaviour and pellet properties are studied. The remaining two tasks treat the cladding failure mechanisms and critical parameters with respect to material properties and operational parameters. There are progress reports issued for all four tasks once a year.

■ **Task 0: Review of existing Studsvik ramp data**

Correlations of data from historic ramps performed at Studsvik under various programs are made available.

■ **Task 1: Pellet-cladding mechanical interaction (PCMI)**

PCMI is the mechanical driving force for the three fuel failure mechanisms Delayed Hydrogen Cracking, PCI, and Hydrogen Embrittlement. The cladding strain is primarily controlled by the pellet behaviour, in combination with the initial fuel rod thermo-mechanical conditions. For a given power increase, the cladding strain is determined by the initial pellet and cladding conditions as well as the pellet expansion. The cladding stress is in turn mainly determined by strain and stress relaxation behaviour.

■ **Task 2: Pellet-cladding interaction (PCI)**

PCI failures are caused by stress corrosion cracking, where the stress corrosion agents are fission products, notably iodine. The cracks are initiated at the inner surface of the cladding and may propagate outwards through the cladding wall.

■ **Task 3: Hydrogen induced failures**

Hydrides will form in claddings that contain hydrogen levels that exceed the solubility limit. Two types of hydride induced failure mechanisms were studied within SCIP; Hydrogen embrittlement (HE) and Delayed Hydride Cracking (DHC). In SCIP II a study is included on measuring local mechanical properties of hydrides and the matrix in the vicinity of hydrides. The Task also includes a study of the effect of hydrides and H in solid solution on creep/relaxation behavior. This issue is related to PCMI in transients, where fuel cladding relaxation may be affected by cladding H content.

Objective

The overriding objective of the continuation of the SCIP programme (SCIP II) is to contribute to more reliable fuel, by further deepening the understanding of mechanisms leading to fuel failures driven by pellet-cladding mechanical interaction (PCMI) and pellet-cladding interaction (PCI).

SCIP II has a broader scope compared to SCIP, including advanced modern cladding and pellet materials.

Task 0: Review of Existing Studsvik Ramp Data

The main objective of this task is to compile, evaluate and investigate possible trends and correlations in anonymous ramp test data from a large number of ramp tests performed at the Studsvik R2 reactor since 1970.

This task started after the SCIP II meeting in November 2009. Since then ramp test data for more than a 1000 ramp tests have been compiled. The bulk of the data has been analysed by making database statistics, plots of different parameter combinations and searches for trends and correlations in the data. The results of this analysis have been presented at the PRG meetings in June 2010, November 2010 and May 2011.

The final report will be available at the end of 2012. A generic ramp database will also be delivered by the end of 2012.

Task 1: Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI)

In SCIP II Task 1, 12 ramp tests in total are to be performed in Halden. Fuel rods with additives from several suppliers are available for the ramp tests, as well as fuel rods with gadolinia pellets and with high density pellets. Rods with standard pellets are also tested as references. The ramp tests and subsequent PIE are performed within Subtask 1:2, 1:3 and 1:4. The rods are also examined within Task 2 and 3.

In addition to the 12 ramp tests and examinations, 11 old ramp tested rods are examined within Task 1 (Subtask 1:1). Among the rodlets there are pellets with Gd, Cr-Si, Cr-Si-Al and MOX.

Old and new results from ramps and PIE of three rodlets with large grain size have been presented in meetings year one, 2 and 3.

5% Gd rodlet, ramped with 12 h hold time, has been examined in LOM and the results have been compared with results from the father rod and to the results from a rodlet, which was ramped without hold time. The results were presented at the November 2011 meeting, and have been reported. Two additive rods, ramped and examined in 2003, have been subjected to additional DE, and the results were presented in the June 2012 meeting. The results will be reported in 2013.

Two MOX rods, ramped and examined in 1993 have been presented in the meeting November 2012.

Old results from three so called Bump tests from the 80's and 90's were presented in the meeting in November 2009 and the reports have been issued.

Subtask 1:2 Ramp testing of rods

The three rodlets within subtask 1:2 were tested in December 2009 (year one). The results have been presented at SCIP II meetings and they are reported.

Subtask 1: 3 Ramp testing of rods

Subtask 1:3 includes five rods:

- Standard and additive rods at two burnup levels of about 50 and 58 MWd/kgU. The rods were ramp tested in year two, and the PIE has been performed in year three.
- 2% Gd rod with burnup around 53 MWd/kgU. The rod was refabricated in year two, and it was ramp tested in year three. The PIE will be performed in year three and four.

PIE of the father rods has been performed earlier in bi-lateral projects.

Subtask 1:4 Ramp testing of rods

- Rods with high density pellets and with a burnup of about 69 MWd/kgU were refabricated in year two, and ramped in year three, one with a short holding time and the other with long holding time. PIE will be performed in year three and four.

PIE of the father rods has been performed earlier in bi-lateral projects.

The last two rods in Task 1 are two segment rods with Cr additives irradiated to a burnup of about 27 MWd/kgU. One rodlet will be ramped with short hold time and the other with long hold time. The ramp testing has been performed in December 2012, and the PIE will be performed in 2013 (year four). A sibling segment representing the fuel before ramp will be examined in late 2012.

Subtask 1:5 Modelling workshop

The modelling workshop planned to be held in year five, was discussed in the June meeting year two, in the November and June meetings in year three,

Subtask 1:6 Conclusions

No activity during year three.

Task 2: Pellet Cladding Interaction (PCI)

Subtask 2.1 Chemical pellet properties

The main objective of this subtask is to map the chemical differences between different pellet types that may be of importance for the PCI behaviour as a function of burn-up.

Subtask 2.1.1 Microscopic examination of fuel pellets before and after ramp tests

During the second year, SEM-EPMA has been performed on samples from rodlet WaH and WsH after ramping. The SEM-EPMA results from the WaH sample before ramping showed that Cs was increasing towards the periphery and that the (Al+Cr) agglomerations did not trap Cs.

The preparations for the TEM examinations to be performed at NFD are ongoing. During the SCIP II autumn meeting 2012, initial results from the pre-characterization and FIB sample preparation have been presented.

Subtask 2.2 The effect of local stresses

The objective of this subtask is to compare the PCI behaviour of cladding materials with uniformly distributed stress versus locally enhanced stress. This is achieved by performing mandrel testing using different crack patterns (similar to the pattern in the pellet) of the ceramic insert and by modelling the local stresses created in the cladding during testing by means of finite element modelling or Electron Back-Scattered Diffraction (EBSD). The modelling of the mandrel tests is mainly performed by CEA.

In order to study the effects of different ceramic geometry, test campaigns were performed using identical test conditions but two different types of ceramic inserts, 4-notch ceramics and 16-notch ceramics. The two test campaigns were performed on non-irradiated Zry-4 cold-worked stress-relieved material at a temperature of 350 °C, and constituted of mandrel tests interrupted at various diametrical strains (0.6%, 1% and 2%).

The material had been supplied by CEA to SCIP II. The campaigns were run without iodine added and completed using 3D-profilometry post-test characterization and microscopy cross-sections of select samples. The results obtained were used for comparisons with the results from the modelling team. In order to study ceramic geometry effects on strain or time to failure further tests performed with iodine have been suggested.

Subtask 2.2.1 FE modelling of the mandrel test

Estimations of the local strains and stresses induced during the strain-rate controlled mandrel tests using ceramic inserts simulating different crack patterns of the fuel pellet are performed using Finite Element (FE) modelling. The FE modelling is performed by CEA using a two-dimensional simulation (in the radial-tangential plane of the cladding) with the CAST3M FE code. The simulation takes into account the friction between the ceramic sheath and the cladding and a viscoplastic behaviour of the cladding. The modelling results will be validated using the experimental results. During the year CEA has performed simulations using two different notch patterns (4 or 16 notches).

Subtask 2.2.2 EBSD analysis (tentative) of the mandrel tested samples

Subsequent to mandrel testing, four to five unirradiated specimens will be characterized using the Electron Backscatter Diffraction (EBSD) technique in a Scanning Electron Microscope (SEM). Using EBSD, it is possible to determine the degree of lattice rotation in individual grains as a function of macroscopic strain. The mandrel testing equipment will be used in order for the specimens to obtain different macroscopic strains (0–2.0%).

During the second year, evaluation of the EBSD method was performed to investigate its possible application for mandrel tested samples. The first test has been performed on CW SR Zircaloy-4 material, which will also be used in the modelling task. The EBSD technique can reveal misorientations inside a grain which could be a consequence of the obtained strain and the grain-versus-stress orientation (i.e. dislocation activity and slip planes). An average of the crystal rotations in the mapping can be correlated to the applied strain.

The EBSD tests on CW SRA Zircaloy-4 cladding material indicated that the microstructure was not suitable for EBSD due to the deformed micro-

structure from the fabrication of CW material. This results in very poor contrast in the EBSD evaluation. RXA Zircaloy-2 material was hence chosen as a replacement material for this purpose. The Zry-2 material was tested successfully. The initial test was made on an undeformed specimen and good quality of the EBSD measurements was confirmed with a 90% accuracy.

Subtask 2.3 The effect of operational parameters

The main objective of this subtask is to study the effect of different ramp types on PCI (specifically Iodine Induced Stress Corrosion Cracking, ISCC). An outline for the first mandrel test in this subtask was presented at the SCIP II May 2011 meeting. The first test has been designed to simulate a ramp tested rod that failed after a six step (1h hold time) ramp test close to the test rod peak power position (55 kW/m). The mandrel test will use one out of three samples available from the father rod and the test will consist of six 0.23% strain steps up to a total strain of 1.4%, with a corresponding step-wise increase in temperature at each step, simulating the cladding inside temperature during respective ramp step. Less than 60 Pa iodine pressure will be used. Reference tests were performed to evaluate the experimental capabilities of the mandrel test equipment to perform multi-step ramps in temperature and strain.

Subtask 2.4 The effect of burnup on the PCI behaviour

The main objective of this subtask is to obtain a better understanding of the effect of burn-up level on PCI induced failures. It is the aim to identify the changes in critical parameters with increasing burn-up levels. The observed changes will then be used as a base to identify the effect of burn-up on the PCI behaviour. A second objective is to study simultaneous PCI and DHC failures.

The investigation of the inner hardened layer has started with the Ga sample after ramp test. The objective is to study the formation of the recoil hardened inner layer of the cladding or liner and the formation of incipient cracks at the inner cladding/liner surface. The Vickers micro-hardness investigations of the Zry-2 cladding and Fe-alloyed liner of rod Ga after ramp test show that a linear decrease of the hardness of the liner from the surface (fuel side) is observed. The depth of the inner layer of the liner impacted is estimated to about 8 μm . No incipient cracks could be identified in the

inner hardened layer of the liner in the Ga sample. Until now, hardness tests, after ramp testing has been performed on three samples.

Task 3: Hydrogen Induced Failures

The SCIP program was largely focused on hydrogen induced failure mechanisms, such as HE and DHC. The performed program has improved the understanding of hydrogen induced cladding failures but some issues still remain and some new questions have arisen during the program

Task 3 in SCIP II is devoted to a continued investigation of the effects of hydrogen in cladding on cracking behaviour.

Subtask 3.2 Initiation and effect of matrix hardness

Since nano-indentation is a relatively new method in this area, the first two years have been focused on validating the method against conventional methods of measuring the mechanical properties of materials. The conventional methods considered here have been tensile testing and Vickers micro-hardness measurements.

Lately, using the Hysitron TI950 nano-indenter at Linköping University (LiU), nano-indentation tests have been performed at 25, 150 and 300 °C on unirradiated cladding samples hydrided to 57, 285 and 570 ppm. The tests involved making nano-indentations in both the matrix and hydride at each test temperature to evaluate the hardness (H) and Young's modulus (E). The results, to be presented at the November 2012 SCIP meeting, are expected to show the change of H and E as a function of temperature.

The success on the unirradiated samples will mean it is possible to proceed to perform tests on irradiated samples at high temperature. In combination with the fact that Studsvik has been granted permission to perform tests on irradiated samples at LiU, nano-indentation tests on irradiated samples can now begin for the results to be presented at the second year four SCIP meeting.

Subtask 3.5 Hydrogen and creep-relaxation

Hydrogen appears to affect creep-relaxation processes in different ways if being present in solution or as precipitated hydrides. In addition to that, the precipitation of hydrides is known to facilitate the nucleation of dislocations in the vicinity of hydrides. That may in turn affect the behaviour of the creep-relaxation at the time of the hydride precipitation.

The main objective of this task is to study the effect of H in solid solution, as well as in the form of hydrides, on creep-relaxation behaviour.

Samples were manufactured from both unirradiated as-received cladding and from irradiated cladding. Some pretest examinations were performed, including HVE measurements and profilometry of the manufactured samples. Gaseous hydrogen charging of unirradiated specimens was performed. The hydrogen charging was performed at Uppsala University in Sweden.

A literature study was performed and also several hardening relaxation tests have been done until now.

Subtask 3.6. PCMI stress simulation

The task aims at determining the stress in the cladding during a simulated power increase under the PCI rules of a PWR. The test is performed as a hardening-relaxation experiment with a very slow strain rate that corresponds to typical PCI rules. The result can be compared to the maximum stress obtained in hardening-relaxation tests at high strain rate. For example, the tests performed in SCIP or in Task 3.5 above. These tests were performed at strain rates of 0.01, 0.4 and 4%/min corresponding to anticipated operating occurrences (AOOs) rather than normal operation. By comparing results from normal operation under the PCI limit and the results based on stress-strain situations relevant for the occurrence of PCI, the margin in terms of cladding stress can be determined.

The measurement have been performed in early autumn 2012 and presented and discussed at the November 2012 meeting.

International Cooperation

The SCIP II program is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which about 30 international organizations are participating. The international members, mainly representing industry, authorities and research centers, are actively participating to the program with in-kind contributions and with the participation to the SCIP II meetings twice a year.

SAFE

Safe Long-Term Operation in the Context of Environmental Effects on Fracture, Fatigue and EAC

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | H.P. Seifert, S. Ritter, H. Leber, M. Breimesser |
| 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, 2012 to December 31, 2014 |

ABSTRACT

Within the SAFE project environmental effects on rapid fracture, fatigue initiation and short-crack growth in low-alloy (LAS) and austenitic stainless steels (SS) as well as the stress corrosion cracking (SCC) behaviour of dissimilar metal welds (DMW) under boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) conditions are evaluated. These practical investigations are complemented by a more fundamental study on SCC initiation in Ni-base alloys and LAS. In the first project year, the following interim results were gained:

Sub-project-I – Environmental effects on rapid fracture: A literature survey revealed some experimental evidence that the fracture resistance of most structural materials might be degraded by reactor coolant effects in the LWR operating regime, most probably due to hydrogen. Hydrogen level reaches equilibrium bulk concentrations of several ppm within a few weeks or months at 300 °C, which is high enough to affect their mechanical properties. Systematic investigations are lacking. Apart from Ni-base alloys, it is unclear if the environmental effects at the higher temperatures correspond to a real reduction of toughness, to very fast SCC crack growth or to testing artefacts in small-sized specimens.

Sub-project-II – Corrosion fatigue in austenitic SS: 1. *Thermo-mechanical fatigue (TMF):* TMF tests showed the expected behaviour based on the known dependencies from isothermally-cycle fatigue (LCF) experiments and no anomalies were revealed. The TMF life is between that of the isothermal LCF tests at

minimum and maximum temperature. Reasonable engineering TMF life predictions by the environmental factor approach of NUREG/CR-6909 and adequate mean temperatures seem to be possible in high-temperature water. 2. *Mean stress:* Preliminary test results indicate that mean stress may have a tremendous effect on physical fatigue initiation life in high-temperature water in the fatigue endurance limit range. The environmental 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. 3. *Dissolved hydrogen (DH) content & pH:* Within the investigated range, the environmental reduction of fatigue initiation life increases with increasing DH and decreasing pH whereas the effect of pH is more pronounced. DH and pH have little effect on the environmental acceleration of the subsequent short and long fatigue crack growth and thus on the technical corrosion fatigue initiation in the plant relevant range.

Sub-project-III – SCC in DMW: The tests concerning the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent LAS revealed that under highly oxidising BWR/NWC conditions, 3 ppb of chloride are sufficient to induce fast SCC into the adjacent LAS 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 LAS down to low K_I -levels of 30 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. In high-purity water, SCC crack

growth into the LAS heat-affected zone was observed at $\geq 65 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$, but this has to be verified with larger specimens.

Sub-project-IV – SCC Initiation in Ni-base alloys and LAS: A PhD thesis proposal on the effect of hydrogen on SCC initiation and subsequent short crack growth in Ni-alloy weld-

ments in BWR environment is in preparation and the thesis shall be started in 2013. For that purpose a multiple specimen SCC initiation set-up with on-line crack initiation monitoring and a servo-pneumatic loading system was designed and is currently fabricated.

1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (27 to 43 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].

Pressure boundary components in the primary coolant circuit (PPBC) of light water reactors (LWR) are made of low-alloy (LAS) and stainless steels (SS) and are very critical components with regard to safety and lifetime (with the reactor pressure vessel (RPV) being the most critical one). Assurance of structural integrity of these components in the context of material ageing is thus a key task in any ageing and lifetime management program. During service, toughness and ductility of these materials can decrease with time, due to irradiation induced embrittlement (RPV and reactor internals only), thermal ageing or potential environmental (hydrogen) effects. Under simultaneous effect of the reactor coolant, thermo-mechanical operational loads and irradiation, cracks can initiate and grow by environmentally-assisted cracking (EAC) and thermo-mechanical fatigue (TMF), which finally could lead to a large leak or component failure. A plenty of EAC cracking incidents occurred in both boiling water (BWR) and pressurised water reactors (PWR) in a wide range of stainless steel, nickel-base alloy, carbon and low-alloy steel PPBC in the last three decades. Critical components are

thus periodically inspected by non-destructive examination to detect defects before they reach a critical size necessary for rapid fracture. [2–4]

An accurate knowledge on the degradation of the toughness and fracture properties of these materials during service and of the system conditions which may lead to EAC initiation and growth is thus evidently indispensable to ensure the safe and economic long-term operation in this context. Reliable quantitative experimental data on these phenomena and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate their possible effects 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 SAFE Project

The SAFE project (2012–2014) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of EAC and environmental effects on fatigue and rapid fracture in safety-relevant PPBC [3]. It consists of four sub-projects (Table 1) and deals with environmental effects on fracture and fatigue, stress corrosion cracking (SCC) in dissimilar metal welds (DMW) and basic studies on SCC initiation in LWR environments [3]. The technical background and the objectives of the individual sub-projects were discussed in detail in the SAFE project proposal [3]. SAFE also contributes to the maintenance of

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

| Sub-project | Topic | Share |
|-------------|---|-------|
| SP-I | Environmental effects on rapid fracture and tearing resistance | 25% |
| SP-II | Environmental effects on fatigue initiation & short crack growth in stainless steels & Ni-alloys under PWR & BWR/HWC conditions | 30% |
| SP-III | SCC in dissimilar metal welds and Alloy 182-RPV interface region | 20% |
| SP-III | SCC initiation in austenitic Ni-base alloys & low-alloy steels | 25% |

an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Furthermore, the generated know-how is made available to ENSI for expertise work and on-call projects.

3. Performed Work and Results

3.1. Sub-Project I – Environmental Effects on Rapid Fracture

Fracture toughness and tearing resistance are material properties, which not only depend on microstructure or loading conditions (e.g. strain rate or constraints) but are also strongly influenced by the environment in which the cracking occurs. Except for temperature and irradiation, the effect of environment on fracture behaviour of PPBC has not been taken into account in the nuclear power industry. There is now growing experimental evidence that the fracture resistance of most structural materials might be degraded by reactor coolant (hydrogen) effects in the LWR operating regime [3–7]. Apart from Ni-base alloys, it is unclear if the environmental effects at the higher temperatures correspond to a real reduction of toughness or to rather fast SCC crack growth, which appears as sudden fracture, or if they are related to plastic collapse because of violation of small scale yielding conditions, loss of constraints and dK/da effects in small-sized specimens.

Hydrogen pickup in structural materials in LWR occurs due to contact with hydrogen containing reactor coolant (hydrogen from radiolysis and intentional additions) and corrosion reactions. The hydrogen level reaches equilibrium bulk concentrations of several ppm within a few weeks or months at 300 °C, which is high enough to affect their mechanical properties [3–7]. Although the hydrogen content in primary pressurised PWR water is significantly higher than in BWR coolants, similar or even higher concentrations of absorbed hydrogen occur in BWR components, especially in crevices/cracks with aggressive occluded crevice chemistry.

This sub-project aims to establish the role of the environment and hydrogen on the fracture and mechanical behaviour of LAS and SS in the LWR temperature regime and identify critical combinations of metallurgical, environmental and loading conditions, which may result in significant environmental and hydrogen effects. A literature survey at the beginning of the project shall summarise the



Figure 1:
New electro-mechanical loading system for EPFM tests in high-temperature water.

state-of-the-art and help to identify knowledge gaps and the systems with highest safety concern. Within the first project year the available literature was collected and a first screening performed. ENSI was informed on the interim results at the semi-annual project meeting [8]. A detailed analysis will follow. Furthermore, an upgrade of the loading system in one of our high-temperature water loops with a higher load capacity of 100 kN (Figure 1) and new data acquisition and control system was performed. The system is fully operating since June 2012 and is used for elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests in high-temperature water and SCC tests with DMW specimens in high K_I -range of up to 100 MPa·m^{1/2}. Additionally, a successful application was made to the PSI Fellow Program (EU-Cofund) [4]. The awarded Post-Doc S. Roychowdhury from BARC (India) has experience with SCC, environmental effects on fracture and high-temperature water loops and will work on this sub-project for the next two years. This will allow a more systematic and extended experimental study [4] than originally planned and is thus a big asset for the whole project.

3.2. Sub-Project II – 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 and is a logical continuation of the work in KORA-II [9]. The special emphasis in SAFE is placed

to unexplored plant-relevant aspects, which may result in non-conservatism.

During the report period, the focus was placed to the completion of the experimental studies on mean stress effects with sharply notched fracture mechanics specimens [9] and on the in-phase (IP) and out-of-phase (OP) TMF behaviour with tubular specimens [10]. These investigations showed that mean stress may have a tremendous effect on physical fatigue initiation life in high-temperature water in the fatigue endurance limit range. The environmental reduction of fatigue life may be stronger than predicted by the typical mean stress corrections in air. The TMF tests showed the expected behaviour based on the known dependencies from isothermal LCF experiments and no anomalies were revealed. The TMF life is between that of the isothermal low-cycle fatigue (LCF) tests at minimum and maximum temperature. Reasonable engineering TMF life predictions by the environmental factor approach of NUREG/CR-6909 and adequate mean temperatures seem to be possible in high-temperature water.

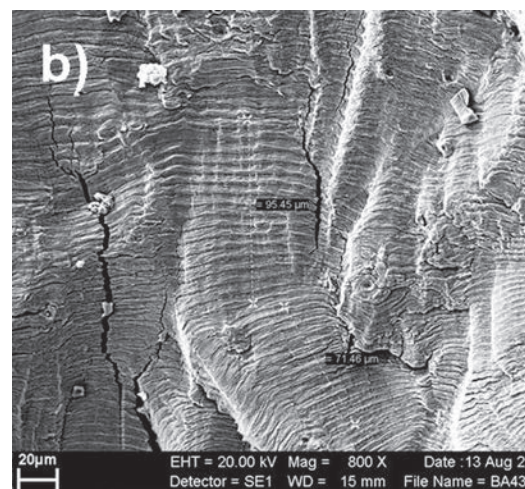
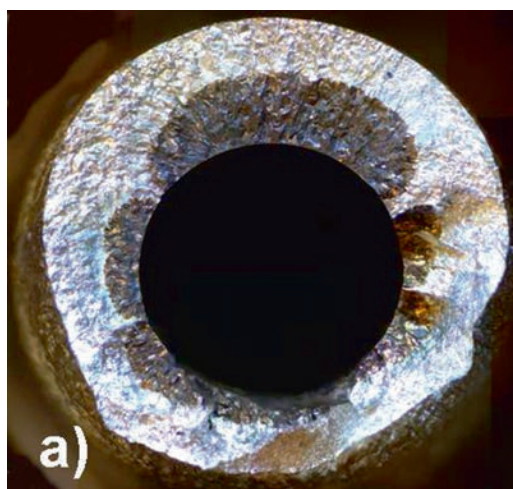
Within a four months internship [11], a material science master student performed first metallographic and fractographical post-test evaluations of the TMF tests with tubular specimens in air and high-temperature water. These ongoing investigations will help to identify the mechanism and to better separate the environmental effects on physical initiation and on the subsequent short and long crack growth as a function of applied strain amplitude. Multiple crack initiation and propagation at the inner wall of the gauge section of the tubular specimens was observed in LCF and TMF tests in high-temperature water and the individual cracks typically had a semi-elliptical shape (Figure 2a). In air, cracks initiated both on the outer and inner surface. The corrosion fatigue cracks were

always straight and normal to the stress axis in high-temperature water. The corrosion fatigue cracks appear to grow predominantly as Mode I tensile cracks normal to the stress axis, and small shear cracks (Mode II) near to the surface were not observed so far.

The fatigue fracture morphology of crack growth into the material in air and high-temperature water did not differ significantly, which suggests the same underlying crack growth process. Well-defined fatigue striations were clearly visible on most parts of the fatigue crack flanks in air and high-temperature water (Figure 2b). The width or spacing of the striations was significantly larger in high-temperature water under otherwise similar conditions and correlated fairly well with the macroscopic crack growth and its environmental acceleration under the given conditions. The presence of well-defined striations suggests that mechanical factors are still dominant over dissolution effects (e.g., slip dissolution mechanism) in the cracking process.

Close to the inner wall, where the cracks initiated, the striations were hardly visible or the surface was even striation-free. This might be related to the longer oxidation period of the surface closer to the crack initiation site, to crack closure effects or a different mechanism for physical crack initiation and subsequent short crack growth. For both IP- and OP-TMF, the striation width becomes larger with increasing strain amplitudes and with increasing distance from the inner wall, where the cracks initiated, and thus with increasing local stress intensity amplitudes. IP-TMF crack growth rates are a factor of 5 to 10 higher than OP-TMF rates. A similar difference is observed in isothermal corrosion fatigue (CF) crack growth rates at the minimum and maximum temperature in tests with fracture mechanics specimens. The number of cycles to physical crack

Figure 2:
Multiple crack initiation (a) and fracture surface with clear striations from IP-TMF in hydrogenated high-temperature water.



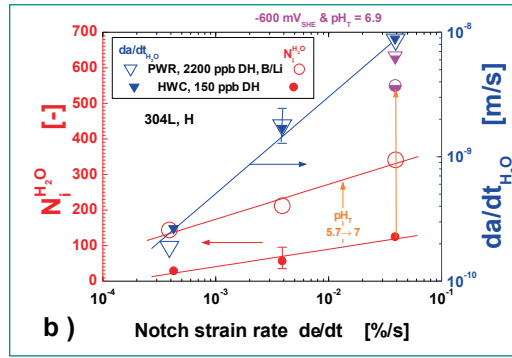
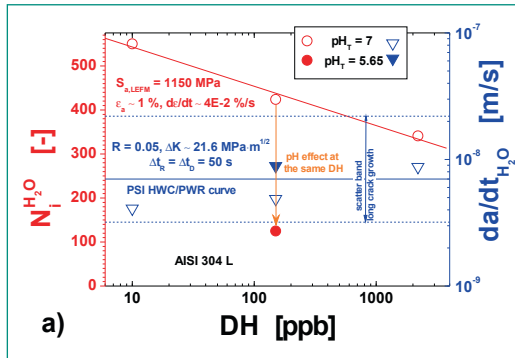


Figure 3: Effect of DH (a) and pH (b) on physical CF initiation life and subsequent short CF crack growth in hydrogenated high-temperature water.

initiation Ni (total cycle number minus striation number) in percent of the total fatigue life time Nf5 (5% load drop, max. crack depth in the mm-range) increases with decreasing strain amplitude and is smaller for IP- than for OP-TMF. At small strain amplitudes $\leq 0.25\%$, the physical initiation life dominates the total lifetime, whereas at large strain amplitudes $\geq 0.5\%$ it is mainly governed by the crack growth.

The dissolved hydrogen (DH) level varies in BWR/HWC depending on the hydrogen injection rate and location in the reactor. In PWR, an increase or decrease of the DH level is currently under consideration for mitigation of SCC in Ni-base alloys (in particular for Alloy 182). Furthermore, the overwhelming part of lab investigations was performed in neutral high-purity water without H_3BO_3 and LiOH addition. Therefore, the effect of DH and pH on the physical fatigue crack initiation and subsequent short crack growth was evaluated by a limited amount of screening tests.

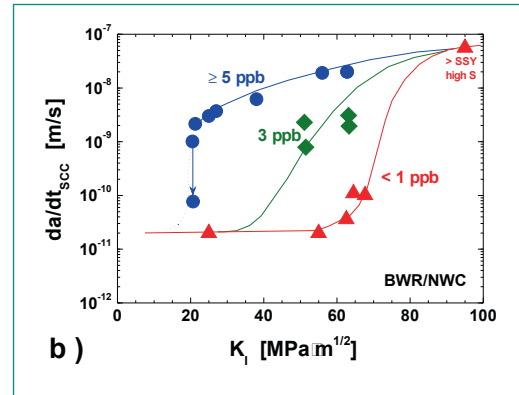
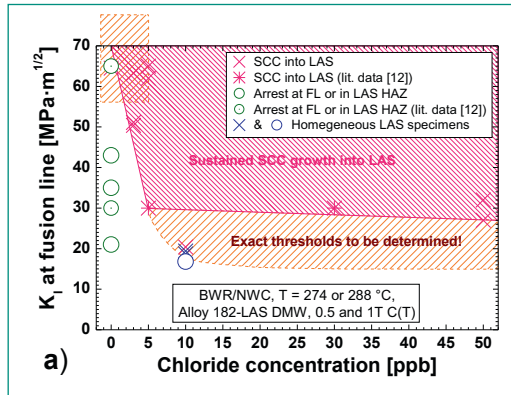
Within the investigated range, the environmental reduction of CF initiation life increases with increasing DH (a factor of < 2 in life increase over a DH variation of 2 decades) and decreasing pH (a factor of 4 to 5 in life increase by a pH_T increase from 5.7 to 7 for a given DH or ECP) as shown on Figures 3a and 3b. The effect of pH is thus more pronounced, whereas the effect of DH is in the range of typical material scatter and heat to heat variations. High-purity water experiments at a realistic DH are conservative for PWR conditions with regard to the physical CF initiation life. DH and pH have little effect on the environmental acceleration of the subsequent short (Figures 3a and 3b) and long CF crack growth. Since the technical CF initiation life is usually governed by the environmental acceleration of short fatigue crack growth (as shown in KORA-II, [9]), little effect of DH and pH on the technical CF initiation life is thus expected in the plant relevant range. DH and pH effects are thus not further investigated within the SAFE project

3.3. Sub-Project III – SCC in Dissimilar Metal Welds

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 $50\text{--}90\text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. Under 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 characterise 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. During the first project year, three tests with a chloride concentration of 10 ppb at low K_I -values from 15 to 20 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ were performed with DMW and homogeneous LAS specimens, which indicate a threshold in this region. This threshold is currently verified by a further test at 50 ppb of chloride. The current status is summarised in Figure 4 [9] and contains also similar results of TEPCO for comparison reasons [12]. Under highly oxidising 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.

Figure 4:

a) Critical conditions for fast SCC into the adjacent RPV steel in BWR/NWC environment in DMWs. b) Effect of chloride content on SCC growth rate in low-alloy RPV steels.



Based on our previous investigations with homogeneous LAS 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 ≥ 60 MPa·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 lower growth rate in the range of 1 mm/year.

3.4. Sub-Project IV – Basic Studies on SCC Initiation

Within this sub-project, the effects of chloride on SCC initiation of LAS [13] and of the hydrogen level on the SCC initiation and subsequent short-crack growth in Alloy 182 weldments under BWR conditions are investigated [3]. The later will be performed as a PhD thesis, which shall start in May 2013.

Within the report period, the special emphasis was placed to the design of a multiple specimen SCC initiation set-up with on-line crack initiation monitoring. Up to 8 specimens can be simultaneously tested with a servo-pneumatic bellows loading system. The design is finished and the fabrication is currently running and the system should being fully operational around May 2013.

Furthermore, the PhD thesis work on the detection of SCC initiation by electrochemical noise was terminated in March 2012 and M. Breimesser successfully passed his PhD examination with distinction in September 2012 [14].

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. A Swiss

consortium involving ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI is member of 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 DMW. Close thematic links exist to the ENSI project NORA (SCC mitigation by NobleChem™) and to the swissnuclear project PLiM (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. A workshop on Nuclear Materials covering material ageing topics with 28 PhDs and Post-Docs in the frame of the EPFL Doctoral School was co-organised.

5. International Collaborations

As active members of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.info/>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>) as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>) 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. In 2012 S. Ritter was elected and appointed as Scientific Secretary of the ICG-EAC group.

PSI is also member of the newly formed NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and ETON network (<http://www.eurosafe-forum.org/formation-european-tso-network>), where the safe long-term operation in the context of material ageing will be an important topic. NUGENIA is the European association dedicated to R & D of nuclear fis-

sion technologies with a focus on Generation II & III nuclear plants. The formerly Network for Excellence for Nuclear Plant Life Prediction (NULIFE) was integrated in NUGENIA. ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Furthermore, our activities shall also be implemented as in-kind contributions to the new International Forum on Reactor Ageing Management (IFRAM, <http://ifram.pnnl.gov/default.asp>).

In the field of SCC of DMWs and chloride effects on SCC in LAS, 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). This project is significantly retarded because of Fukushima.

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 Expert Panel of EPRI [15, 16].

6. Assessment of 2012 and Perspectives for 2013

6.1 Assessment of 2012

The overwhelming part of the project goals and milestones for the first project year [3] has been achieved and the project is on track. 18 project-related publications were generated in 2012 and the PhD thesis of M. Breimesser was successfully terminated. 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 2013

Major milestones for the next year are the start of the new PhD thesis with first experiments in the multiple specimen SCC initiation set-up and of the Post-Doc work with first EPFM tests in high-temperature water and a report on the literature survey [4]. Studies of the mean stress effects in stress-controlled isothermal LCF tests with tubular specimens and of load sequence effects in load-controlled experiments with sharply notched specimens are the major focus in the field of corrosion fatigue. In the field of SCC in DMW, the special emphasis will be placed on the crack growth behaviour in the high K_I -range with large fracture mechanics specimens.

7. Publications

Publications in Scientific Journals and Books

- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H.J. Leber*, «Corrosion Fatigue Crack Growth Behaviour of Austenitic Stainless Steels under Light Water Reactor Conditions», *Corrosion Science*, 2012, 55, pp. 61–75.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, S. Virtanen*, «Application of the Electrochemical Microcapillary Technique to Study Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel on the Micrometre Scale», *Corrosion Science*, 2012, 55, pp. 126–132.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H.J. Leber*, «Corrosion Fatigue Initiation and Short Crack Growth Behaviour of Austenitic Stainless Steels under Light Water Reactor Conditions», *Corrosion Science*, 2012, 59, pp. 20–34.
- *S. Ritter, F. Huet, and R.A. Cottis*, «Guideline for an Assessment of Electrochemical Noise Measurement Devices», *Materials and Corrosion*, 2012, 63(4), pp. 297–302.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, S. Virtanen*, «Application of Electrochemical Noise to Monitor Stress Corrosion Cracking of Stainless Steel in Tetrathionate Solution under Constant Load», *Corrosion Science*, 2012, 63, pp. 129–139.
- *S. Ritter, D.A. Horner, R.W. Bosch*, «Corrosion Monitoring Techniques for Detection of Crack Initiation under Simulated Light Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2012, 47, pp. 251–264.

- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Influence of Reference Electrode Distance and Hydrogen Content on the Electrochemical Potential Noise during SCC in High-Purity, High-Temperature Water», *Corrosion Engineering Science and Technology*, 2012 (DOI: 10.1179/1743278212Y.0000000061).
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Detection of SCC Initiation in Austenitic Stainless Steel by Electrochemical Noise Measurements», *Materials and Corrosion*, 2012 (DOI: 10.1002/maco.201206700).
- *H.J. Leber, S. Ritter, H.P. Seifert*, «Thermo-Mechanical and Isothermal Low-Cycle Fatigue Behavior of 316L Stainless Steel in High-Temperature Water and Air», *Corrosion, Special Issue «Research Topical Symposia – Corrosion Degradation in Nuclear Power Reactors»*, 2012 (submitted).
- *H.P. Seifert, J. Hickling, D. Lister*, «5.06 – Corrosion and Environmentally-Assisted Cracking of Carbon and Low-Alloy Steels», in: *Comprehensive Nuclear Materials*, Editor: R.J.M. Konings, Elsevier: Oxford, UK, ISBN: 978-0-08-056033-5, pp. 105-142, 2012.
- *M. Breimesser*, «Microelectrochemical Approach Towards the Analysis of Electrochemical Noise Signals Related to Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel», Dissertation, Friedrich-Alexander University Erlangen-Nürnberg, Erlangen, Germany, 2012.
- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Effect of Chloride on EAC Initiation and Subsequent Crack Growth of Low-Alloy Steel in Simulated BWR Environment», in: *Annual Meeting of the ICG-EAC 2012*, (CD-ROM), Quebec City, Canada, May 13–18, 2012.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert*, «Comparison of Micro- and Macroscopic EN Measurements to Detect IG SCC in Austenitic Stainless Steel: Final Results», in: *Annual Meeting of the ECG-COMON, WG1-3* (CD-ROM), Petten, The Netherlands, June 18-19, 2012.

Reports

- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber*, «Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic Light Water Reactor Structural Materials - Final Report of the KORA-II Project», PSI Report No. 12-02, Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland, June 2012.
- *R.W. Bosch, S. Ritter et al.*, «White Paper on Crack Initiation of Structural Materials in LWRs», *NULIFE* (10) 33, February 2012.

Conference Proceedings

- *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Influence of Reference Electrode Distance on the Electrochemical Potential Noise During SCC in High-Purity, High-Temperature Water», in: *EUROCORR 2012*, EFC, Paper No. 1309 (CD-ROM), Istanbul, Turkey, September 9–13, 2012.
- *M. Breimesser, S. Ritter, H.P. Seifert, T. Suter, S. Virtanen*, «Comparison of Micro- and Macroscopic Electrochemical Noise Measurements During SCC of Austenitic Stainless Steel», in: *10th Symp. on Electrochemical Methods in Corrosion Research*, Maragogi, AL, Brazil, November 18–23, 2012.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber*, «Effect of Load Ratio («Mean Stress») on Corrosion Fatigue Initiation & Short Crack Growth from Sharply Notched Specimens in Austenitic SS under BWR/HWC Conditions», in: *Annual Meeting of the ICG-EAC 2012*, (CD-ROM), Quebec City, Canada, May 13–18, 2012.

8. References

- [1] Strategiepapier «Regulatorische Sicherheitsforschung der HSK», HSK-AN-6536, 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.J. Leber and S. Ritter*, «Projektantrag SAFE zu Handen des ENSI», PSI-AN-46-11-09, November 2011.
- [4] *S. Roychowdhury, H.P. Seifert*, «Environmental Effects on Fracture and Tearing Resistance of LWR Structural Materials», Project Proposal to PSI Fellow Program 2012, August 2012.
- [5] *PL Andresen*, Emerging issues and fundamental processes in environmental cracking in hot water, *Corrosion*, 64 (2008) 439–464.
- [6] BWRVIP-167NP, Revision 2, BWR Vessel and Internals Project: Boiling Water Reactor Issue Management Tables. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020995.
- [7] EPRI Workshop on Environmental Effects on Fracture Behaviour, December 2 and 3, 2010, Tampa, FL, USA.
- [8] *H.P. Seifert, S. Roychowdhury*, «Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit & Risswiderstand», Handout, ENSI-PSI Halbjahresprojektpäsentation 2012, 18.9.2012, OHSAB17.

- [9] *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber*, «Environmentally-Assisted Cracking in Austenitic Light Water Reactor Structural Materials – Final Report of the KORA-II Project», PSI Report No. 12-02, Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland, June 2012.
- [10] *H.J. Leber, S. Ritter, H.P. Seifert*, «Thermo-Mechanical and Isothermal Low-Cycle Fatigue Behavior of 316L Stainless Steel in High-Temperature Water and Air», Corrosion, Special Issue «Research Topical Symposia – Corrosion Degradation in Nuclear Power Reactors», 2012 (submitted).
- [11] *M. Schachermayer*, «Charakterisierung der Korrosionsermüdungsrisse in thermo-mechanisch ermüdeten Hohlproben aus TP316L unter Umgebungsbedingungen», PSI-TM-46-12-05, September 2012.
- [12] *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.
- [13] *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, 20.–24. November 2011.
- [14] *M. Breimesser*, «Microelectrochemical Approach Towards the Analysis of Electrochemical Noise Signals Related to Intergranular Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel», Dissertation, Friedrich-Alexander University Erlangen-Nürnberg, Germany, 2012.
- [15] Environmentally Assisted Fatigue Gap Analysis and Roadmap for Future Research: Gap Analysis Report. EPRI, Palo Alto, CA, USA: December 2011. 1023012.
- [16] Environmentally Assisted Fatigue Screening: Process and Technical Basis for Identifying EAF Limiting Locations, EPRI, Palo Alto, CA, USA: August 2012 1024995.

NORA

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

| | |
|--------------------------------|--|
| Author und Co-author(s) | S. Ritter, P.V. Grundler, A. Ramar, 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 metal compounds (e.g., $\text{Na}_2\text{Pt}(\text{OH})_6$) are injected into the feed water during power operation. The Pt is 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. Systematic tests are performed in a sophisticated high-temperature water loop, 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 O_2

and H_2 concentrations 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 the 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 quantify the Pt concentration on the specimens/oxide layers.

During the third project year a systematic test series has been performed in the experimental facilities at PSI and the non-destructive technique has been further developed. Specimens from the loop tests as well as from KKL have been analysed by microscopy and/or analytical chemistry. So far the PSI tests revealed a more effective Pt deposition behaviour, resulting in smaller Pt particles with a homogeneous distribution, by injecting Pt at a low rate over extended periods under reducing environmental conditions (low ECP). A longer pre-oxidation phase of the specimens seems to increase Pt concentration on the specimen surface. Furthermore, the high resolution imaging of single Pt particles provided data about the nature of the Pt particles and their chemical state.

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]. 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 [2, 3]. This method was first introduced in the early eighties [4].

To overcome several disadvantages of the classical HWC (e.g., high feed water H_2 contents responsible for increase of the main steam line dose rates), the OLNLC technology has been developed by GE-H [5]. 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 [6]. The noble metals very efficiently electrocatalyse 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 [7]. 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 [3, 6, 7] 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) [8]. With OLNLC all BWR loca-

tions 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.

OLNLC was first applied in 2005 in nuclear power plant Mühleberg (KKM). Meanwhile nuclear power plant Leibstadt (KKL) and 14 further BWR plants worldwide [9] employ OLNLC. It is expected that the number of nuclear power plants applying OLNLC 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 [10]) has been started at PSI.

2. Structure and goals of the NORA project

For the validation of the OLNLC 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 OLNLC applications in KKM and KKL are 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 [11].

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 supported 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 Element

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% |

tal 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 specimens in KKL's mitigation monitoring system and reactor water sample line). The focus of the third project year was to study the effect of several parameters on the Pt deposition behaviour (e.g., Pt injection rate, environment or pre-oxidation state) by performing experiments at PSI (seven tests), the development of a non-destructive technique and measurement of the Pt concentration on specimens exposed at KKL. Additionally a detailed characterisation of single Pt particles could be performed by high-resolution TEM and electron tomography at the Centre for Electron Nanoscopy at the Technical University of Denmark (DTU). A major revision of the high-temperature water loop at PSI has also been conducted. In the following chapter only some selected results from the high-temperature water loop are described and some high resolution micrographs of single Pt particles are shown.

3. Results

There are several aspects which may influence the Pt distribution and deposition behaviour on the water-wetted steel surfaces in a BWR. For an assessment of the efficiency of the OLNLC technique with respect to SCC mitigation it can be stated that, beside a sufficient Pt concentration on the steel surface, smaller particles are advanta-

geous, as the smaller particle size allows covering more homogenously a surface with the same total amount of Pt and also smaller particles are more likely to be able to diffuse into existing cracks. In this context the influence of several parameters on the Pt particle size distribution and surface loading has been investigated by systematic testing in the high-temperature water loop. In the current report the effect of environment, Pt injection rate and surface condition of the specimen are briefly presented. The morphology of single Pt particles is also shown from two examples.

3.1. Material and specimens

For the investigations a type 304L stainless steel (UNS S30403) from a pipe from a nuclear power plant was chosen. Coupons (13 x 10 x 4 mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.4 \mu\text{m}$) were used for the experiments. The specimens were either pre-oxidised (PO) for about 310 h in HWC environment or used in the «as received» (AR) state (see [10] for more details).

3.2. Experimental procedure

The Pt deposition tests were performed in a sophisticated high-temperature water loop with a 1 l stainless steel autoclave (Figure 1). During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), κ , T, p, flow rate, etc.) were recorded

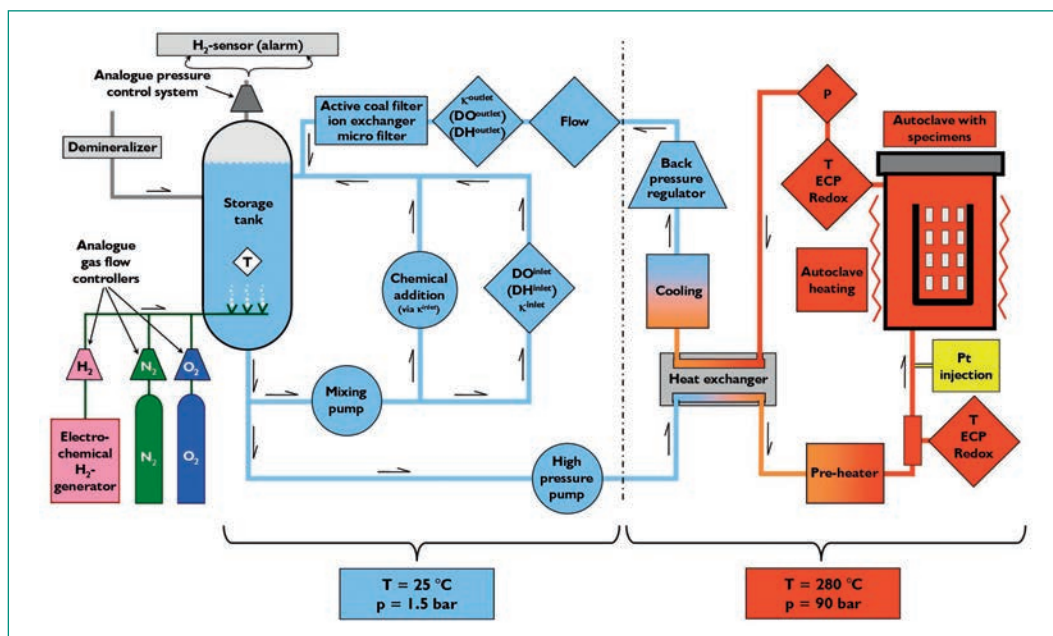


Figure 1: Subjects and share of Schematic of the high-temperature water loop facility.

Table 2:
Subjects and share of
the two sub-projects
of NORA.

| | | |
|---|--------------|---------------|
| Experiment duration [h] | 430–530 | |
| Pressure [bar] | 90 | |
| Temperature_{autoclave} [°C] | 280 | |
| Mass flow rate_{inlet water} [kg/h] | 10 | |
| Water chemistry | Inlet | Outlet |
| Molar ratio (DH/DO) | 1.3–34 | – |
| DH [ppb] | 40–80 | 0–75 |
| DO [ppb] | 40–500 | 0–200 |
| Conductivity [$\mu\text{S/cm}$] | 0.06 | 0.07–0.10 |
| Pt conc. of solution [ppb] | 100 | |
| Pt injection period [h] | 40–259 | |
| Pt injection rate [$\mu\text{g/h}$] | 0.2–12.1 | |
| Nom. Pt conc. in water [ppt] | 23–1208 | |
| Total Pt injected [μg] | 46–692 | |

continuously. Four coupon specimens (two PO and two in AR state) were exposed to the high-temperature water in the autoclave, whereas one of them (AR 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 a pressure of 90 bar. For HWC conditions, a mixture of H₂ and O₂ was adjusted (a molar ratio of H₂/O₂ of about 4). In two cases excess H₂ or excess O₂ has been applied. 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»). Several tests with different Pt injection rates and at a fixed Pt injection rate but in two different environments (oxidising vs. reducing) have been conducted. Three days after the Pt injection ended, the experiments were shut-down. A summary of 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. For the high-resolution TEM and electron tomography imaging a FEI Titan 300 kV instrument has been used.

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 [12]. 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 stainless steel substrate. The layer thickness corresponds to 0.3 and 3 $\mu\text{g/cm}^2$.

Table 3:
Average Pt concentration on the surface of specimens from several tests, determined by LA-ICP-MS, normalised to 660 μg of injected Pt.

| | Pt concentration (normalised) [$\mu\text{g/cm}^2$] | |
|---|--|------------------|
| | AR | PO |
| Test 1 (reducing) | 0.454 \pm 0.07 | 0.560 \pm 0.08 |
| Test 2 (oxidising) | 0.423 \pm 0.05 | 0.547 \pm 0.01 |
| Test 3 (2.1 $\mu\text{g/h}$) | 0.215 \pm 0.04 | 0.292 \pm 0.03 |
| Test 4 (3.9 $\mu\text{g/h}$) | 0.226 \pm 0.04 | 0.319 \pm 0.05 |
| Test 5 (12.1 $\mu\text{g/h}$) | 0.225 \pm 0.05 | 0.323 \pm 0.07 |

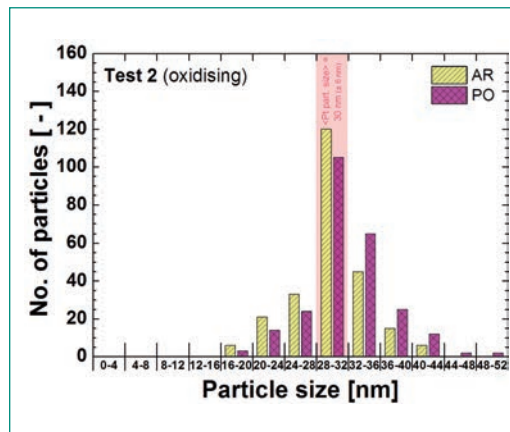
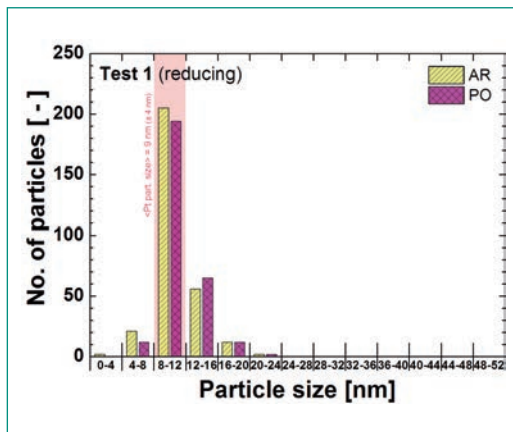


Figure 2: Pt particle size distribution from Tests 1 (left) and 2 (right) for AR and PO specimens.

3.4. Effect of environment on the Pt deposition behaviour

The Pt concentrations from two tests in reducing (Test 1) and oxidising (Test 2) environments are compared in Table 3. The Pt concentration was found to be relatively homogenous over the 120 measurement points across the front and back side of each specimen. The Pt loading presented in Table 3 is normalised for a total Pt injection of 660 μg , which is taken from PSI's standard reference test [13]. For a better comparability of the Pt loading results the normalising was necessary, as there is a small but relevant difference in total amount of Pt injected during both tests.

The Pt loading of the specimens from both tests are in the same range, whereas the AR specimens show lower Pt concentrations than the PO ones. This might be explained by the higher density of bigger oxide crystals and thus rougher and larger surface of the PO specimens offering more «traps» for the Pt particles to be attached to the surface. Looking at the Pt particle distribution, a more homogeneous distribution is observed under reducing conditions, both on AR and PO specimens. Figure 2 shows the Pt particle size distribution of AR and PO specimens from both tests. The particle sizes were calculated using SEM pictures and *ImageJ* software [14] by thresholding the matrix background and by increasing the contrast of the particles. A clear difference in the particle size distribution can be seen comparing both tests. The average Pt particle size from both, AR and PO specimens, was found to be around 9 ± 4 nm in Test 1 and 30 ± 6 nm in Test 2.

Therefore, it seems that the O_2 and H_2 contents in the feed water have a strong influence on the Pt particle size and its distribution, but not on the total Pt surface concentration. The reducing environment leads to finer Pt particles and homog-

enous distribution, whereas the oxidising environment leads to larger Pt particles and inhomogeneous distribution.

3.5. Effect of Pt injection rate on the Pt deposition behaviour

To study the effect of Pt injection rate several tests with different Pt injection rates but otherwise comparable parameters have been performed. From the data displayed in Figure 3, it is easy to observe that the increase in Pt injection rate is paralleled by an increase in average particle size. This can be explained by the fact that at a lower injection rate the Pt concentration in the high-temperature water is lower thus preventing the particles from growing too much by agglomeration after the nucleation phase [15]. Above a Pt injection rate of about 4 $\mu\text{g}/\text{h}$ the average particle size seems to remain constant at around 16 nm, whereas a minimum size of about 2 nm was observed at the lowest investigated rates. The average surface Pt concentration is not affected by the injection rate if the total amount of injected Pt is the same (Table 3). Changing the environment to more oxidising or reducing conditions can shift the Pt particle size to higher or lower values, respectively (Figure 3).

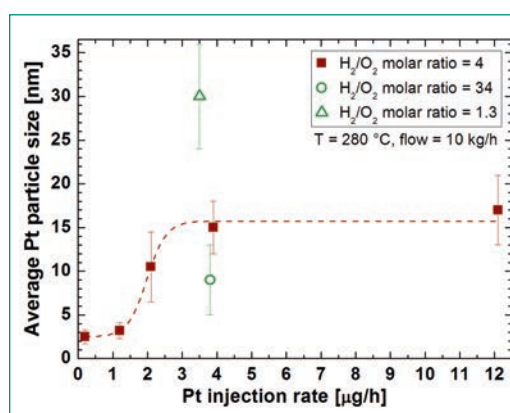


Figure 3: Average Pt particle sizes from tests with different Pt injection rates.

3.6. Microstructure of single Pt particles

Figure 4a shows a high resolution TEM image of a Pt particle taken from a specimen of Test 1 (reducing environment) by replica technique [10]. The atomic structure of the Pt particle can be resolved in this picture, showing a faceted structure with an orientation of the planes in [111] direction. Lattice twins are observed in between the facets and all twins belong to the same family of planes. The particle seems to have an octahedron shape with sharp corners, which results in good catalytic properties [16]. In Figure 4b a 3D electron tomography image of a rather large Pt cluster from Test 2 (oxidising environment) can be seen. High resolution TEM imaging revealed that the cluster consists of small, round Pt particles grown together. In all cases the Pt particles were of pure Pt in nature without any oxides or inclusions (not shown here).

3.7 Summary

In a sophisticated high-temperature water loop facility at PSI a systematic test series has been performed investigating the Pt deposition behaviour under simulated BWR conditions. Taken together all observations from the ECP measurements, SEM and LA-ICP-MS analyses, these tests show that a more effective Pt deposition, resulting in homogeneous deposition of very small Pt particles and therefore better protection against SCC, could be achieved using a low Pt injection rate over extended periods of time in a reducing high-temperature water environment. Pre-oxidation of the specimens seems to increase the Pt concen-

tration on the specimen surface. High resolution micrographs of single Pt particles revealed that they consist of pure Pt without any oxides or inclusions. Under reducing conditions the Pt particles have a faceted structure with sharp edges which is favourable for their catalytic properties, compared to larger, rounded ones in case of oxidising environment.

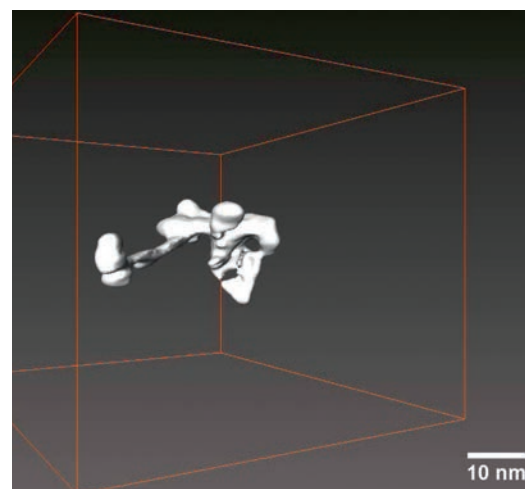
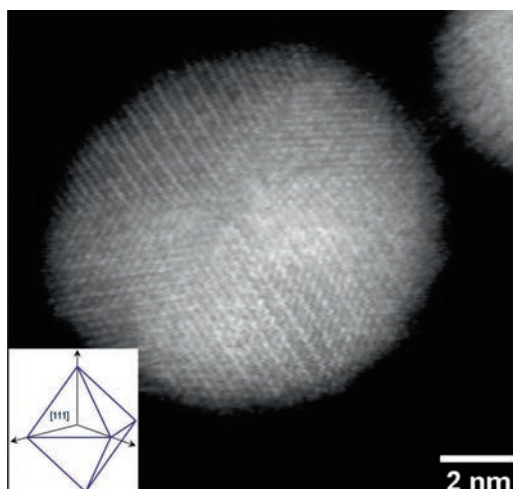
4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA project consists of a consortium formed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI, the nuclear power plants KKM and 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 with the SAFE 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, <http://www.icg-eac.info/>, S. Ritter is acting as Scientific Secretary here), European

Figure 4:
a) High resolution TEM dark field image of a Pt particle from Test 1.
b) 3D electron tomography image of a Pt particle cluster from Test 2.



Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), etc. Our research activities are presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as a member in the NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and the Component Safety Group is 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 2012 and perspectives for 2013

6.1. Assessment of 2012

The major part of the project goals and milestones for the third project year has been achieved. A systematic series of Pt deposition experiments in the high-temperature water loop (seven tests), analysis of specimens from the PSI tests and from KKL (by SEM, TEM and LA-ICP-MS) and an extended revision of the loop covered the largest part of the project work in 2012. The final report of the literature survey and the results of the NobleChem™ plant data evaluation have been finalised. Several meetings were held (at PSI and ENSI), a second series of specimens exposed to the reactor water in KKL were transported to PSI, four conferences (3D-Symposium of the Swiss Society for Optics and Microscopy, International BWR and PWR Materials Reliability Conference, Nuclear Plant Chemistry Conference 2012 and Swiss Chemical Society Fall Meeting 2012) have been attended and a NES Colloquium was held. The minor delay from 2011 could be caught up and even additional investigations (micro characterisation of single Pt particles and simulation of a fuel cladding) not originally planned during this project could be performed.

6.2 Perspectives for 2013

During the last six months of the project period the systematic test programme in the high-temperature water loop and the analysis of the specimens

from PSI and KKL will be completed. Some screening tests with a simulated fuel cladding and with a cracked specimen will be performed. All results will be summarised in the final project report and in several journal and conference papers, as well as in the framework of a half-day seminar. Furthermore, the work on the development of the non-destructive technique will be finalised by a quality assessment. The project can proceed as planned and described in the NORA project proposal [11] and as discussed and agreed with the ENSI in the semi-annual project steering committee meetings.

7. Publications

- A. Ramar, P.V. Grundler, V. Karastoyanov, I. Günther-Leopold, S. Abolhassani-Dadras, N. Kivel, and S. Ritter, «Effect of Pt Injection Rate on Corrosion Potential and Pt Distribution on Stainless Steel under Simulated Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering Science and Technology*, 2012, 47(7), pp. 489–497.
- A. Ramar, P.V. Grundler, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold, N. Kivel, and S. Ritter, «Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel under Varying Water Chemistry in Simulated BWR Conditions», in: *Nuclear Plant Chemistry Conference 2012, SFEN*, Paper No. 116 P1-45 (CD-ROM), Paris, France, September 24–28, 2012.
- P.V. Grundler, A. Ramar, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold, N. Kivel, and S. Ritter, «Effect of Injection Rate on Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel under Simulated BWR Conditions», in: *Nuclear Plant Chemistry Conference 2012, SFEN*, Paper No. 116 P1-46 (CD-ROM), Paris, France, September 24–28, 2012.
- G. Ledergerber, S. Ritter, W. Kaufmann, P.V. Grundler, and A. Ramar, «On-Line NobleChem™ – Operating Experience and Lab Investigations», in: *Int. Boiling Water Reactor and Pressurized Water Reactor Materials Reliability Program Conference and Exhibition 2012*, EPRI, National Harbor, Maryland, USA, July 16-19, 2012.
- S. Ritter, P.V. Grundler, S. Abolhassani-Dadras, A. Ramar, I. Günther-Leopold, and N. Kivel, «Nanotech and Nuclear – On-Line NobleChem™ Technology for Boiling Water Reactors», *PSI & NES Scientific Highlights 2011*, Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland, June 2012.

- A. Ramar, V. Karastoyanov, S. Ritter, P.V. Grundler, I. Günther-Leopold, N. Kivel, and S. Abolhassani-Dadras, «Noble Metal Deposition Behavior in BWRs – the NORA Research Project and Preliminary Results», in: 3D-Symposium of the Swiss Society for Optics and Microscopy SSOM, Les Diablerets, Switzerland, March 5–8, 2012.
- P.V. Grundler, A. Ramar, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold, and S. Ritter, «Pt Nanoparticles to Mitigate Stress Corrosion Cracking in Boiling Water Reactors.» in: 2012 Fall Meeting of the Swiss Chemical Society, Zürich, Switzerland, September 13, 2012.
- S. Ritter, A. Ramar, P.V. Grundler, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold, and N. Kivel, «Nanoparticles for Stress Corrosion Cracking Mitigation in BWRs: The NORA Project», in: NES Colloquium, Villigen PSI, Switzerland, September 20, 2012.

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] 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.
- [3] Y.-J. Kim, «Effect of Noble Metal Addition on Electrochemical Polarization Behavior of H₂ Oxidation and O₂ Reduction on 304SS in High Temperature Water», in: CORROSION 98, NACE, San Diego, CA, USA, March 22–27.
- [4] 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.
- [5] S. Hettiarachchi, R.L. Cowan, T.P. Diaz, R.J. Law, and S.E. Garcia, «Noble Metal Chemical Addition... From Development to Commercial Application», in: 7th Int. Conference on Nuclear Engineering, JSME, Tokyo, Japan, April 19–23, 1999.
- [6] 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.
- [7] 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.
- [8] 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.
- [9] S.E. Garcia, J.F. Giannelli, and M.L. Jarvis, «Advances in BWR Water Chemistry», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, SFEN, Paper No. 80-001, Paris, France, September 24–28, 2012.
- [10] S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-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.
- [11] 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)», PSI Aktennotiz, AN-46-09-12, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, December 2009.
- [12] 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», *Journal of Analytical Atomic Spectrometry*, 2007, 22, pp. 399–402.
- [13] P.V. Grundler, A. Ramar, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Günther-Leopold, N. Kivel, and S. Ritter, «Effect of Injection Rate on Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel under Simulated BWR Conditions», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Confer-

- ence, SFEN, Paper No. 116 P1-46 (CD-ROM), Paris, France, September 24–28, 2012.
- [14] *T.J. Collins*, «ImageJ for Microscopy», *Bio-Techniques*, 2007, 43(1), pp. 25–30.
- [15] *J. Livage and D. Roux*, «Specific Features of Nanoscale Growth», in: *Nanomaterials and Nanochemistry*, Editors: C. Bréchnignac, et al., Springer Berlin, pp. 383–394, 2007.
- [16] *N.V. Long, M. Ohtaki, M. Uchida, R. Jalem, H. Hirata, N.D. Chien, and M. Nogami*, «Synthesis and Characterization of Polyhedral Pt Nanoparticles: Their Catalytic Property, Surface Attachment, Self-Aggregation and Assembly», *Journal of Colloid and Interface Science*, 2011, 359(2), pp. 339–350.

PISA-II

Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

| | |
|--------------------------------|--|
| Author und Co-author(s) | M. Niffenegger, G. Qian, V. Gonzalez, B. Niceno, M. Andreani |
| Institution | Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials |
| Address | 5232 Villigen |
| Tel., E-mail, Internet address | +41 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 | July 2012 to July 2015 |

ABSTRACT

The PSI-ENSI project PISA-II is the continuation of PISA-I [1, 2] and is dedicated to the development and application of deterministic and probabilistic integrity assessment methods. The project is focussed on the simulation of structural and fracture mechanics behaviour of Reactor Pressure Vessels (RPV) subjected to pressurized thermal shocks (PTS). Parameter studies are showing the sensitivity of failure probabilities on uncertainties in assumed model parameters. Therefore, the load transients are studied with the system code RELAP5, followed by Computational Fluid Dynamic (CFD) simulations. The results from the latter will be used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element calculations.

The main results achieved within the report period 2012 are:

- Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) code FAVOR was successfully applied to study the conditional probabilities of crack initiation and failure of a RPV with postulated cracks, subjected to PTS loads.

- Quantitative analyses of the Warm Pre-Stress Effect (WPS) by using the Chell and Wallin models were performed.
- Elastic-perfect-plastic calculations were compared with elasto-plastic ones.
- Constraint effects at the crack front were considered by *T*-stress calculations.
- The Master Curve method has been applied with the FAVOR code for a more realistic consideration of the fracture toughness of the RPV material.
- The ASME model lead to more conservative results than the FAVOR model, whereas the Master Curve method yield the least conservative results.
- Since the Master Curve method is based on fracture mechanics tests, it is more realistic and promising than the FAVOR and ASME model for considering the fracture toughness.

Valuable knowledge and expertise in the field of RPV safety assessment were acquired within the project.

1. Introduction

The project PISA-II is the continuation of PISA-I [1, 2] and is dedicated to the development and application of deterministic and probabilistic integrity assessment methods. Within PISA-II these methods and tools are applied to reactor pressure vessels (RPV) subjected to pressurized thermal shock (PTS) load. 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 pressurized thermal shocks. Sufficient margins against brittle failure have thus to be assured during the whole anticipated lifetime by applying state-of-the-art procedures.

The PSI-ENSI project PISA-II is dedicated to further development and application of such state-of-the-art assessment tools. Parameter studies are showing the sensitivity of failure probabilities on uncertainties in the assumed model parameters. Therefore, the pressure and thermal load transients are studied with the system code RELAP5, followed by the detailed evaluation of local thermal-hydraulic conditions by means of Computational Fluid Dynamic (CFD) simulations. The results from the latter will be used for the evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element calculations. Cracks with different sizes, shapes and orientations are postulated at the most critical locations of the RPV. Finally, the course of the calculated stress intensity is compared with the temperature dependent fracture toughness of the partially embrittled RPV during critical transients. Since the result of such a procedure depends very much on the assumed parameters, probabilistic analyses, in which the uncertainties of the governing parameters are considered, provide useful information about the safety of a component.

The project is tailored in four linked topics hereafter called Sub-Projects (SP) as shown in table 1.

2. Project goals for 2012

2.1. SP 1: Refined probabilistic RPV-PTS-analysis

- Further development and application of the methodology for probabilistic assessment of RPVs and application to an example reference case RPV under PTS load.
- Quantitative evaluation of the warm prestressing (WPS)-effect by using the Chell and Wallin model.
- Comparison of methods for the determination of fracture toughness.

2.2. SP 2: Study of transients with RELAP5 and FLUENT

- Preparation of models for the evaluation of critical PTS-transients.

2.3. SP 3: 3D fracture mechanics calculations (deterministic)

- Evaluation of J-integrals by the 3D finite element method (FEM) with ABAQUS.
- Comparison of stress intensity factors calculated by FEM with those calculated with FAVOR.
- Analysis of constraints at the crack tip by calculating the T -stress.

2.3. SP 3: Investigation of modern fracture mechanics methods

(no goals for 2012)

Table 1:
Subproject and topics
of PISA-II

| Subproject | Topic in PISA-II | Percentage |
|------------|--|------------|
| 1 | Refined probabilistic RPV-PTS-analysis | 30% |
| 2 | Study of transients (RELAP und FLUENT) | 20% |
| 3 | 3D fracture mechanics calculations (deterministic) | 30% |
| 4 | Investigation of modern fracture mechanics methods | 20% |

3. Work carried out and results obtained

3.1. SP 1: Refined probabilistic RPV-PTS-analysis

The computer code FAVOR is used for this SP, the general assessment procedure is described in detail in the ENSI Research Report 2010 and 2011 [3, 4]. 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 intensity factors K_I (SIF) at the crack tip of assumed initial cracks are calculated and compared with the fracture toughness K_{IC} of the material.

3.1.1. Material properties and transients

The analyzed example reference case RPV has an inner diameter R_i , wall thickness t_b and a cladding with a thickness of t_c . Only the beltline region of the vessel, which has a higher neutron irradiation, is considered in this analysis. The temperature dependent thermo-mechanical properties of the base material and cladding are used for the thermal and stress analyses [3, 4]. The mean coefficient of linear thermal expansion is used in the calculation.

A 70 cm² (medium loss-of-coolant accident, MLOCA) and 3 cm² (small loss-of-coolant accident, SLOCA) leak transients, which result to be the most critical from the thermal hydraulic calculation with the RELAP code, are postulated in this study. It has been found that the two transients contribute mostly to the failure probability of the RPV. The history of the water temperatures, pressures and heat transfer coefficients between water and inner wall of the RPV for the two transients have been published in the previous annual reports [3, 4].

3.1.2. Models to consider WPS effects

The results in PISA-I show that under special conditions K_I may be larger than K_{IC} without leading to crack initiation. The reasons for this anomaly are the so called WPS effects, which result in an apparent increase of fracture toughness of ferritic steels, if a specimen is first prestressed at a higher temperature. By considering WPS, brittle failure of a RPV subjected to a PTS transient is excluded during the monotonic unloading, even if K_I is larger than

K_{IC} . The effect of WPS, which plays a significant role in the integrity analysis of RPV subjected to PTS, has been widely studied. Three mechanisms of WPS have been identified [5–7]:

(1) Pre-loading above the ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) hardens the material ahead of the crack tip. (2) Pre-loading above the DBTT blunts existing crack tips, reduces the geometric stress concentration and makes subsequent fracture more difficult. (3) If un-loading occurs between the WPS temperature and the reduced temperature, residual compressive stresses are generated ahead of the crack tip.

The beneficial WPS effect has been accepted by U.S. Nuclear Regulatory Commission. In Europe, the WPS concept is included in German KTA Rule 3201.2 and has been already applied in crack assessment. In U.K. it is included in the R6 crack assessment procedure, whereas in France, it is not included in the present codes RCCM and RSEM and can not yet be used in RPV assessment.

In order to quantify the benefit of the WPS effect on the fracture toughness of the material, some theoretical models, e.g., the Chell [8], Curry [9] and Wallin [10] models, have been developed. The analyses in the following paragraphs are restricted to the Chell and Wallin models.

Chell model

The Chell model defines the failure fracture toughness K_f after WPS as:

$$K_f = 0.2K_I + 0.87K_{IC} + 0.8K_2, \quad (1)$$

where K_f is the failure toughness, K_I is the SIF at the preloading and K_2 is the SIF at temperature T_2 . This model is commonly regarded to provide the lower bound of fracture toughness after WPS and has also been adopted by R6 to account for WPS effects.

Wallin model

The fracture toughness after WPS is given by Wallin [10] as follows:

$$K_f = 0.15K_{IC} + (K_{IC} \cdot \Delta K_u)^{0.5} + K_2, \quad (2)$$

$$\text{If } K_2 \geq K_I - K_{IC}, \text{ then } K_2 = K_I. \quad (3)$$

$$\text{If } K_f \leq K_{IC}, \text{ then } K_f = K_{IC}. \quad (4)$$

ΔK_u is the difference between the preload K_I and K_2 . This model has been included in European integrity analysis procedure FITNET for the consideration of WPS effects.

3.1.3. Application of Chell and Wallin models in WPS analysis

In this section we compare the K_{IC} of a RPV subjected to a MLOCA transient when applying the Chell and Wallin models, respectively, to quantify the WPS effect.

Figure 1 shows the history of K_I and K_{IC} of the RPV for the MLOCA transient. Without considering the WPS effect, it shows that K_I exceeds K_{IC} for a certain time period, which means that crack initiation occurs in this period. However, by considering the WPS effect either with the Chell or the Wallin model, it is shown that K_{IC} is significantly increased, excluding most of the crack initiation. However, since there is only a beneficial effect of WPS after the maximum preloading, the WPS effect decreases the initiation and failure probability, but is not able to completely exclude the crack initiation and failure if $K_I > K_{IC}$ occurs not only in the falling part of SIF-temperature curve but also in the rising part.

Figure 1a: Comparison of K_I and K_{IC} of the RPV subjected to the MLOCA, The Chell model is used to consider the WPS effect on K_{IC} .

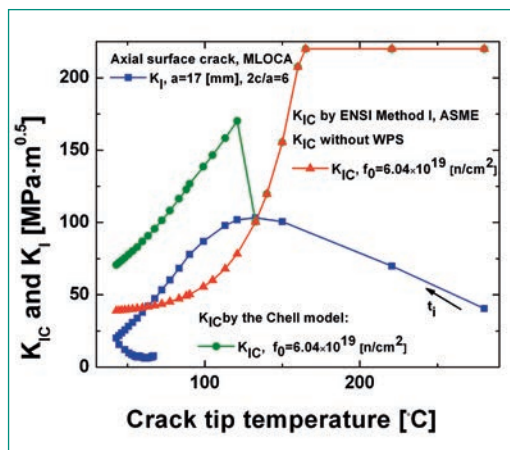
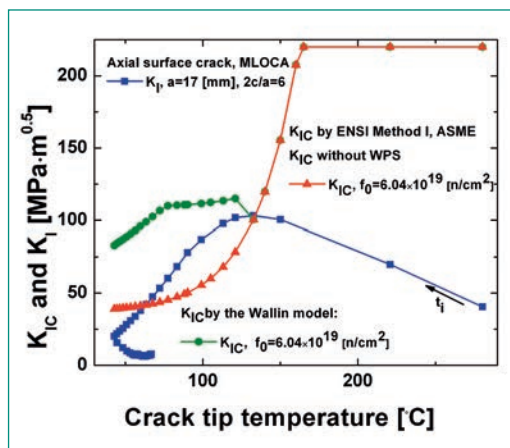


Figure 1b: Comparison of K_I and K_{IC} of the RPV subjected to the MLOCA. The Wallin model is used to consider the WPS effect on K_{IC} .



3.2 SP 2: Study of transients with RELAP5 and FLUENT

The concerning documents were studied and open questions were identified. The RELAP5 input deck (previously used for LOCA analysis) has been reviewed, and the possibly necessary modifications as well as the additional information required for the transients relevant for PTS studies have been listed. The questions related to input parameters and modeling approaches with both codes need to be clarified in the ongoing discussions.

3.3. SP 3: 3D fracture mechanics calculations (deterministic)

3.3.1. Finite element modeling

In PISA-I, the integrity of an example reference case RPV is analyzed by assuming a semi-elliptical surface crack (shallow crack) with axial orientation in the beltline region of the RPV. The depth of the crack is two times the nondestructive testing limit, according to the German standard KTA 3201.2. Probabilistic fracture mechanics analyses in PISA-I have shown that shallow cracks contribute more than deep cracks to the initiation probability of the RPV, due to the fact that the neutron irradiation and PTS loading are more severe at the surface. However, in fracture toughness testing standards the use of highly constrained test specimens with deep cracks is required to guarantee conservative fracture toughness data. The effective toughness for the deeper cracks (high constraint) is lower than that for shallow cracks (low constraint) due to the higher hydrostatic stress at the crack tip. If this data from deep cracks is directly used in a vessel with low constraint, it may lead to over-conservative results and a too early decommissioning of the vessel. Thus, the crack tip constraint effect on the integrity of the RPV was quantified.

For linear elastic analysis, the K-T method provides a two-parameter fracture mechanics theory to describe crack-tip stresses and deformation and is used for the integrity analysis of structures by considering the constraint effect. K_I is calculated based on the actual deformation field to measure the scale of the crack-tip deformation (crack driving force) and the T -stress is calculated based on the load level, linear elastic material properties and component geometry to characterize the triaxiality of the crack-tip stress state. Positive T -stress strengthens the level of crack tip triaxiality and

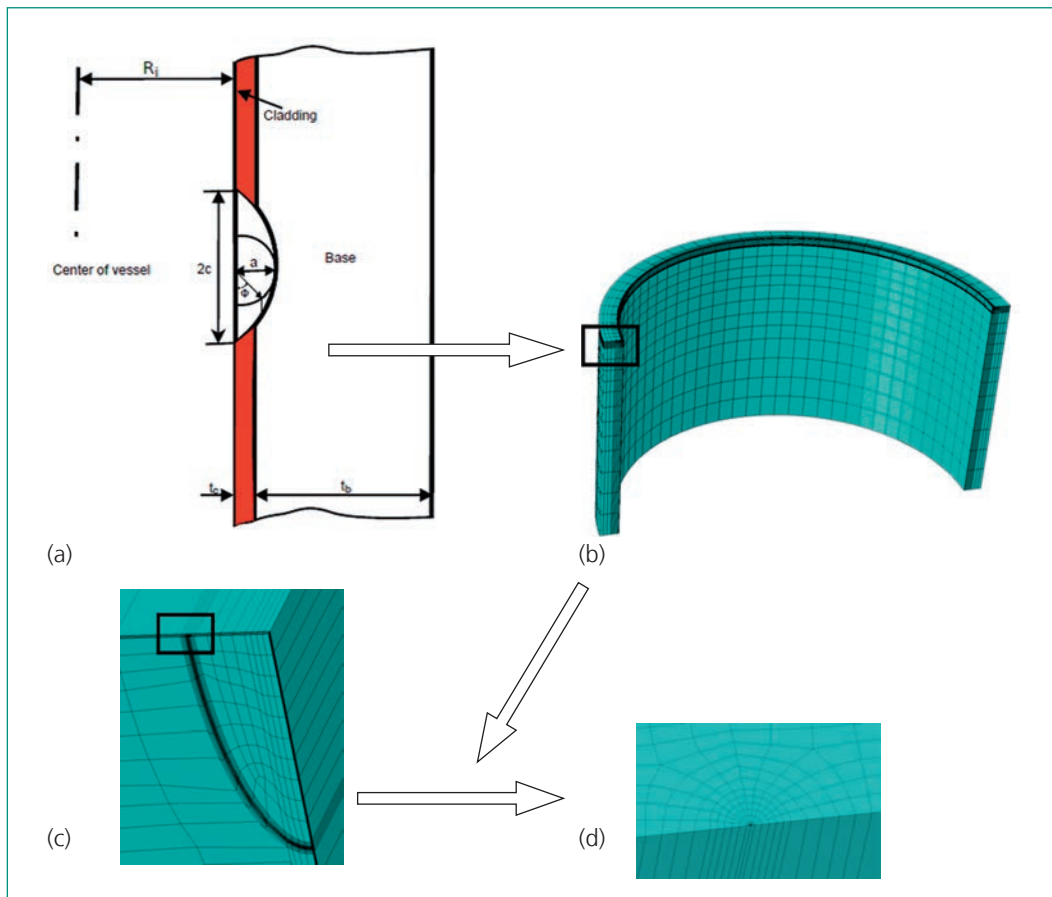


Figure 2:
 (a) Physical model of a RPV with an axial crack. (b) 3-D model of the beltline region of the RPV for thermal analysis. Due to the symmetry conditions, only one quarter of the circumference is modeled. (c) An axial crack in the vessel wall. (d) Crack tip mesh.

leads to high crack tip constraint. In contrast, negative T -stress reduces the level of crack tip stress triaxiality and leads to the loss of the crack tip constraint. The more negative the T -stress, the greater the reduction of tensile stress triaxiality.

In this SP, the FEM code ABAQUS is employed. Detailed 3D finite element analyses are conducted to study the variation of the SIF and T -stress used to quantify the constraint effect of the vessel with a shallow crack subjected to PTS loading. A semi-elliptical surface crack (shallow crack) with axial orientation is postulated in the beltline region of the RPV, as shown in Fig. 2. Due to the symmetry conditions, only one quarter of the circumference is modeled. The number of elements and nodes in the finite element mesh are 18078 and 78616, respectively.

Uncoupled thermal and stress analyses are performed, meaning that first the temperature field is calculated and these results are used to determine strains and stresses. For thermal analysis, heat flow through the inner surface of the vessel is determined from the transient temperature and heat transfer coefficients. At the outer surface of the vessel, the heat transfer is assumed to be zero (adiabatic boundary conditions). The temperature distribution through the vessel wall is thus obtained

from the thermal analysis and is used for fracture mechanics analysis.

In order to simulate the stress singularity at the crack tip for elastic materials with FEM, a 20-node hexahedron (brick) element is used at the crack front but is converted to a wedge element (in ABAQUS it is called C3D20 element). By moving the mid-point nodes to the one-quarter point and keeping the nodes on the cracked face the singularity effect will approximate the law of inverse square root, i.e., $1/\sqrt{r}$ for the elastic stresses at the crack front, hence the use of additional singularity finite elements is not necessary. The SIF is calculated from the J-integral and the T -stress is calculated from the interaction integrals [11].

3.3.2 Crack tip constraint loss effect

SIF and T -stress distributions

Figure 3 shows the SIF and T -stress distributions at the deepest point ($\Phi=\pi/2$ in Fig. 2) of the crack front during the MLOCA transient. During the MLOCA, the SIF increases with transient time, reaching a maximum value of about 110 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{0.5}$ and then decreases. The T -stress displays a reversed trend with the transient time. At the initial state, the stress is mainly caused by the internal pressure and is thus lower. With increasing ther-

Figure 3 (left): SIF and T -stress distributions during the MLOCA transient.

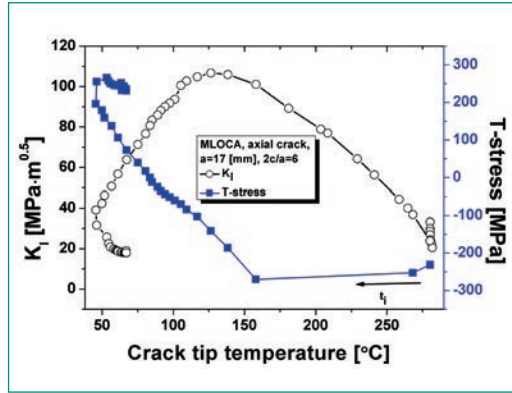


Figure 4 (right): Comparison of K_{Ic} and K_I during the MLOCA transient with and without considering constraint effect.

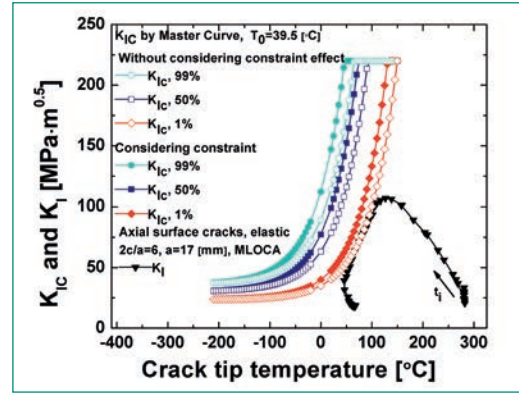


Figure 5a (left): SIF distributions along the crack front during the MLOCA transient.

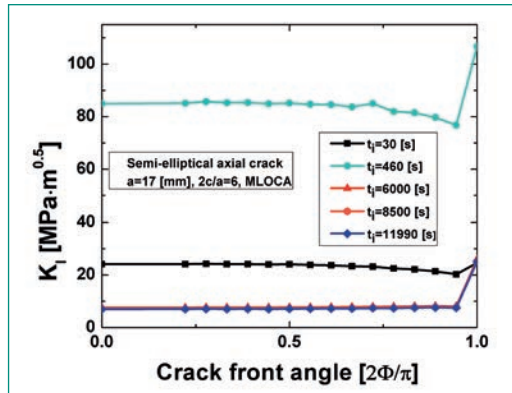
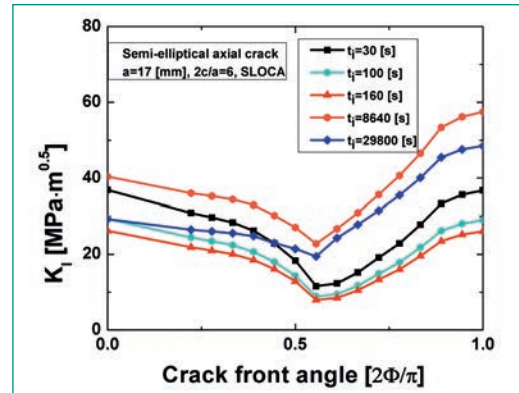


Figure 5b (right): SIF distributions along the crack front during the SLOCA transient.



mal stress, the level of stress triaxiality of the RPV is significantly decreased. The T -stress reaches its minimum almost at the maximum SIF point. With decreasing stress (SIF), the level of stress triaxiality increases, which is provoked by the high constraint of the crack tip. The SIF distributions calculated with ABAQUS are in agreement with those calculated with FAVOR in [4].

Safety assessment by considering the constraint effect

In order to quantify the constraint effect of the crack tip on the fracture toughness of the material, Wallin [12] developed a relation between T -stress and the Master Curve transition temperature T_0 based on a large database. A simple relation between T_{0deep} obtained from deeply cracked (high constraint) bars and T_0 linked to shallow crack specimens (low constraint conditions) is proposed as [12]:

$$T_0 \approx T_{0deep} + \frac{T - stress}{10MPa / ^\circ C} \text{ for } T_{stress} < 0, \quad (5)$$

T_{0deep} obtained from deeply cracked specimens in this analysis is 39.5 °C for 60 years of full power operation of the RPV. Thus, T -stress distributions in Fig. 3 and T_{0deep} are used to calculate the constraint adjusted reference temperature T_0 . For the

MLOCA, the T -stress at the SIF maximum point is -186.1 MPa. T_0 is then calculated as

$$T_0 \approx 39.5 + \frac{-186.1}{10MPa / ^\circ C} = 20.89^\circ C, \quad (6)$$

and is used to describe K_{Ic} with the Master Curve method. In the Master Curve method, the distribution of K_{Ic} for a cumulative probability level P at different temperatures is obtained from

$$K_{Ic} = 20 + \left[\ln \left(\frac{1}{1-P} \right) \right]^{0.25} \left\{ 11 + 77 \exp [0.019(T - T_0)] \right\}. \quad (7)$$

K_{Ic} with and without considering constraint effect is compared with SIF during the MLOCA, as shown in Fig. 4 for different cumulative levels. It is shown that without considering the constraint effect, the difference between K_{Ic} and K_I is minimal in a certain time period. However, if the constraint effect is considered, K_{Ic} is always higher than K_I , indicating that no crack initiation occurs. Therefore, in order to reduce the conservatism in the integrity analysis and to get more realistic results, the constraint effect on the fracture toughness of the RPV material should be considered.

3.3.3. SIF distributions along the crack front

In addition to the analysis for the deepest point ($\Phi=\pi/2$) of the crack front, the SIF and T -stress around the crack front at different angles (Fig. 2) are also analyzed. Figure 5 shows the SIF distributions around the crack tip during two transients. During the MLOCA transient, the SIF generally decreases with crack angle and then increases to its maximum value at the deepest point. During the SLOCA transient, SIF displays a similar increasing and decreasing trend with the crack front angle. However, it is noted that before a transient time of 160 second, the SIF at surface point ($\Phi=0$) is always higher than that at the deepest point ($\Phi=\pi/2$). It is because the circumferential stress at the surface point is higher than that at the deepest point. This implies that cracks may initiate first at the surface point and later at the deepest point. Thus, in the integrity analysis of RPVs subjected to PTS transients, attention should be paid to both the surface and deepest points of a crack tip.

4. National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place within the nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. Exchange of information with the representatives of the utilities also takes place during 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 NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association) which is an international non-profit organisation, according to Belgian law.

6. Assessment of 2012 and Perspectives for 2013

The project goals for the first project year of PISA-II are achieved. The integrity analysis of an example reference case RPV subjected to two PTS transients is performed by using the FAVOR and ABAQUS codes. The K-T method is used to consider the

crack tip constraint effect. Based on this study, the following conclusions are drawn:

(1) Considering the WPS effect reduces the failure probability and increases the safety margin of the RPV. However, since $K_I > K_{IC}$ occurs both in the falling and rising part of SIF-temperature curve, WPS effect is not able to completely exclude crack initiation and failure for this RPV. (2) By quantifying the constraint effect with the T -stress, the safety margin of the RPV is increased and at the same time the corresponding conservatism of the result is decreased. (3) The variation of the SIF along the crack front shows that in the integrity analysis of RPVs, both the surface point and the deepest point of the crack tip should be considered, in order to get outright results.

Note that the K-T method is only valid for the elastic analysis. For the constraint effect analysis in the elastic-plastic calculation, a two parameter J-Q method will be used. In 2013, a 3D model of the RPV will be used for considering the non-uniform temperature profile which is generated by cold water plumes. Local approach to fracture will be used for the micromechanical analysis of the RPV based on the weakest link principle and cleavage fracture.

It is planned that future stress calculations will be based on non-uniform temperature fields, calculated with CFD codes.

7. Publications

- G. Qian, M. Niffenegger, S. Li, Probabilistic analysis of pipelines with corrosion defects by using FITNET FFS procedure, Corrosion Science, Vol. 53 (2011) 855–61.
- G. Qian, M. Niffenegger, Probabilistic fracture assessment of piping systems based on FITNET FFS procedure, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241 (2011) 714–22.
- M. Niffenegger, K. Reichlin, The proper use of thermal expansion coefficients in finite element calculations, Nuclear Engineering and Design 243 (2012) 356–359.
- G. Qian, M. Niffenegger, D. Karanki, S. Li, Probabilistic leak-before-break analysis with correlated input parameters, Nuclear Engineering and Design, Vol 254 (2013) 266–271.

8. Conferences and Seminars

- NUGENIA network meeting, March 26–28, 2012, Budapest, Hungary.
- 5th International Conference on Engineering Failure Analysis, 1–4 July 2012, The Hague, The Netherlands, Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel (RPV) subjected to pressurized thermal shocks (PTS), G. Qian, M. Niffenegger.
- 1st International Conference of the International Journal of Structural Integrity, 25–28 June 2012, Porto, Portugal, Probabilistic assessment of pipelines containing corrosion defects with correlated input parameters based on FITNET FFS procedure, G. Qian, M. Niffenegger.
- Soteria, Training Symposium on Irradiation Effects in Structural Materials for Nuclear Reactors, 17–21 September 2012, Seville.

9 References

- [1] M. Niffenegger, H.P. Seifert, Projektantrag PISA zu Handen des ENSI, AN-46-09-03, 10.1.2009.
- [2] M. Niffenegger, H.P. Seifert, G. Qian, Projektantrag PISA-II zu Handen des ENSI, AN-46-12-01, 12.3.2012.
- [3] ENSI Research Report 2010.
- [4] ENSI Research Report 2011.
- [5] 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.
- [6] R. Beleznai, Sz. Szavai, 2010. Analysis of Warm Prestressing effect on fracture toughness of reactor pressure vessel steels. *Strength of Materials* 42, 120–123.
- [7] 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.
- [8] G.G. Chell, J.R. Haigh, V. Vitek, 1981. A theory of warm prestressing: experimental validation and the implications for elastic plastic failure criteria. *Int. J. Fract.* 17, 61–81.
- [9] D.A. Curry, 1981. A micromechanistic approach to the warm pre-stressing of ferritic steels. *Int. J. Fract.* 17, 335–43.
- [10] K. Wallin, 2003. Master Curve implementation of the warm pre-stress effect. *Eng. Fract. Mech.* 70, 2587–2602.
- [11] ABAQUS 6.11 Manual, Version 6.12, Hibbitt Karlson & Sorensen, Inc., 2011.
- [12] K. Wallin, 2001. Quantifying *T*-stress controlled constraint by the master curve transition temperature T_0 . *Eng. Fract. Mech.* 68, 303–28.

Bruchmechanik

Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten

| | |
|-------------------------------|---|
| Autor und Koautoren | Viehrig, H.-W.; Houska, M.; Thiele, M. |
| Beauftragte Institution | Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf |
| Adresse | Postfach 510119, 01314 Dresden, Deutschland |
| Tel., E-Mail, Internetadresse | +493512603246, h.w.viehrig@hzdr.de, www.hzdr.de |
| Dauer des Projekts | 1. April 2010 bis 31. Dezember 2012 |

ZUSAMMENFASSUNG

Ziel dieses Vorhabens ist die Überprüfung der Anwendbarkeit des Prüfstandards ASTM E1921 auf Mehrlagenschweissnähte des Reaktordruckbehälters (RDB). Weiterhin sollte die in der Anlage 5 der Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen EN-SI-B01/d enthaltene Vorschrift zum Nachweis der Sprödbrechtsicherheit der RDB auf die erhaltenen Prüfergebnisse angewendet werden. Das verwendete Schweissgut stammt aus der Umfangschweissnaht zwischen dem unteren und oberen Schmiedering vom RDB des nicht in Betrieb genommenen Biblis-C-Reaktors. Die im Vorhaben geplanten experimentellen Arbeiten wurden bis Ende 2012 abgeschlossen und der Abschlussbericht wird erarbeitet. Die Zielstellungen des Vorhabens wurden erreicht und folgende Schlussfolgerungen sind aus den Ergebnissen ableitbar:

- Die nach dem Prüfstandard ASTM 1921 mit T-L (Rissausbreitung in Schweissrichtung) und T-S (Rissausbreitung in Dickenrichtung) orientierten SE(B)-Proben ermittelten Referenztemperaturen T_0 variieren über die Dicke der Schweissnaht mit einer Spannweite von 40 K.
- Obwohl T-S orientierte Proben aus Mehrlagenschweissgut ein homogenes Gefüge entlang der Rissfront aufweisen, ist die Streuung der ermittelten K_{Jc} -Werte gross. Deutlich

mehr als 4% der Werte liegen ausserhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2% und 98% Bruchwahrscheinlichkeit.

- Bei T-L-orientierten Proben umfasst das Gefüge entlang der Rissfront mehrere Schweißlagen und ist makroskopisch inhomogen. Der Prüfstandard ASTM E1921 ist für derartiges Material per Definition nicht anwendbar. Mit fraktografischen und metallografischen Untersuchungen konnte nachgewiesen werden, dass sich die Variation des Gefüges nicht auf die Verteilung der Rissinitiationsorte auswirkt. Die Streuung der K_{Jc} -Werte ist bei dieser Probenorientierung deutlich geringer als bei T-S-Proben. Das Ergebnis lässt die Schlussfolgerung zu, dass T-L-orientierte Proben nach ASTM E1921 auswertbar sind.
- Die mit T-L- und T-S-orientierten 1T-C(T)-Proben ermittelten T_0 unterscheiden sich maximal 4 K von den mit 0,4T-SE(B)-Proben über die Dicke der Schweissnaht ermittelten Mittelwerten. Dieser Unterschied ist deutlich geringer als 10 bis 15 K, die in ASTM E1921 angegeben werden.

Das Konzept der ENSI-Richtlinie ENSI-B01/d zur Festlegung der Referenztemperatur für die K_{Jc} -Grenzkurve und die darin enthaltenen Sicherheitsaufschläge werden mit den im Vorhaben ermittelten Ergebnissen bestätigt.

Projektziele

Die Anlage 5 der Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d [1] regelt den Nachweis der Sprödbruchsicherheit des Reaktordruckbehälters (RDB). Diese Anlage enthält in Analogie zu den ASME Code Cases N-629 [2] und N-631 [3] die Option, die nach dem Prüfstandard ASTM E 1921 [4] ermittelte Referenztemperatur T_0 als Referenztemperatur der ASME K_{IC} -Grenzkurve [5] zu verwenden. Damit wird einem internationalen Trend entsprochen, die für eine Sprödbruchsicherheitsbewertung notwendige Bruchzähigkeit der RDB-Werkstoffe nicht mit einer indirekten und korrelativen Verfahrensweise zu bestimmen, sondern direkt mit den Voreilproben zu messen [6–8].

Ziel dieses Vorhabens ist die Überprüfung der Anwendbarkeit des Prüfstandards ASTM E1921 [4] auf Mehrlagenschweissnähte des Reaktordruckbehälters. Dem Prüfstandard ASTM E1921 [4] liegt das Master-Curve-(MC)-Konzept [9, 10] zugrunde, welches auf Stähle mit einem makroskopisch homogenen ferritischen Gefüge anwendbar ist. Das Material einer Umfangsschweissnaht des nicht in Betrieb genommenen Biblis-C-RDB eröffnet die Möglichkeit, eine bruchmechanische Charakterisierung von Schweissgut durchzuführen, welches repräsentativ für die Kernkraftwerke in der Schweiz ist. Mit dieser Untersuchung kann die Anwendbarkeit des MC-Konzeptes auf das Schweissgut von Mehrlagenschweissungen und die Repräsentativität der mit Voreilproben ermittelten Referenztemperatur T_0 bewertet werden. In der Schweiz sind die Voreilproben aus Schweissgut überwiegend T-L-orientiert, d.h. die Rissfortschrittsrichtung ist die Schweissrichtung. Bei dieser Probenorientierung umfasst die Rissfront mehrere Schweisslagen mit einem makroskopisch inhomogenen Gefüge, für welches das MC-Konzept gemäss Definition nicht gilt [4, 9, 10]. Es wird geprüft, ob T-L-orientierte Proben für die bruchmechanische Prüfung von Schweissgut nach dem Prüfstandard ASTM E1921 [4] 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 zur Herstellung des RDB, zu den verwendeten Segmenten 220 AB S und 220 AD3 S und zur Probenherstellung sind in den ENSI-Jahresberichten 2010 und 2011 [11,12] enthalten. Für die Untersuchungen des Einflusses der Probenorientierung auf die Streuung der Bruchzähigkeit wurden die SE(B)-Proben mit T-L (Probenachse axial und Rissfortschritt in RDB-Umfangsrichtung) bzw. T-S (axial und Rissfortschritt in RDB-Dickenrichtung) orientiertem Hauptkerb gefertigt. Für die Untersuchung des Einflusses der Probengrösse und des Probentyps auf T_0 und zur Ermittlung von ISO-V-Parametern im Kerbschlagbiegeversuch sind weiterhin 1T-C(T)- bzw. ISO-V-Proben gefertigt worden.

Prüfung und Auswertung

Die Prüfung der SE(B)- und C(T)-Proben zur Ermittlung der Referenztemperatur T_0 nach ASTM E 1921 [4] ist in den ENSI-Jahresberichten 2010 und 2011 [11, 12] beschrieben. Im Berichtszeitraum sind folgende Untersuchungen durchgeführt worden:

- Prüfung von T-L- bzw. T-S-orientierten 0,4T-SE(B)-Proben aus mehreren Dickenpositionen nach ASTM E1921 [4] bei gleicher Prüftemperatur und Identifizierung der Rissinitiierungsorte im Rasterelektronenmikroskop.
- Prüfung von T-L- bzw. T-S-orientierten ISO-V-Proben aus 19 Dickenpositionen mit dem Kerbschlagbiegeversuch nach DIN EN ISO 148-1 [13] und Ermittlung der spröd-duktilen-Übergangstemperaturen und Hochlageenergien.

Mit der Prüfung der zusätzlichen SE(B)-Proben sollen die 2011 [12] vorgestellten Ergebnisse zur Verteilung der Rissinitiierungsorte in T-L- bzw. T-S-orientierten Proben ergänzt und der Einfluss der Prüftemperatur auf die Spaltbruchinitiierung untersucht werden. ISO-V-Tests wurden mit der Zielstellung durchgeführt, die damit ermittelten mechanisch-technologischen Kennwerte und die mit angerissenen 0,4T-SE(B)-Proben ermittelten bruchmechanischen Parameter zu vergleichen. Damit ist eine Bewertung der Bruchzähigkeiten möglich, die mit der herkömmlichen indirekten und korrelativen Methode ermittelt sowie direkt gemessen wurden.

Mit diesen Untersuchungen wurde das experimentelle Versuchsprogramm abgeschlossen.

Ergebnisse

Die in den Jahresberichten 2010 und 2011 [11, 12] vorgestellten Ergebnisse wurden mit den im Be-

| Probenorientierung | mittel °C | σ_K | T_0 | | | N | r | $K_{Jc(T)}$ Werte | |
|--------------------|-----------|------------|--------|--------|------------|-----|-----|-------------------|-----------|
| | | | min °C | max °C | Δ_K | | | < 2 % | > 98 % |
| T-L | -86,8 | 11,2 | -108,7 | -69,7 | 39,0 | 325 | 304 | 9 (2,8%) | 13 (4,0%) |
| T-S | -93,3 | 10,2 | -113,5 | -71,8 | 41,7 | 320 | 264 | 19 (5,9%) | 22 (6,9%) |

N Anzahl der geprüften Proben

r Anzahl der geprüften Proben mit einem gültigen K_{Jc} -Wert

richtszeitraum erhaltenen erweitert und ergänzt und im Folgenden als Gesamtheit dargestellt und diskutiert.

Einfluss der Probenorientierung und -lage auf die Referenztemperatur T_0 und die ISO-V Übergangstemperatur

In der TAB. 1 sind die Ergebnisse der Prüfung der T-L- und T-S-orientierten 0,4T-SE(B)-Proben zusammengefasst. ABB. 1 und ABB. 2 zeigen die auf eine Probendicke von 1T (25,4 mm) umgerechneten Bruchzähigkeitswerte $K_{Jc(1T)}$ der T-L- und T-S-orientierten 0,4T-SE(B)-Proben in Abhängigkeit von der auf die T_0 der jeweiligen Dickenposition normierten Prüftemperatur ($T-T_0$). Mit den T-L-orientierten 0,4T-SE(B) wurde im Vergleich zur T-S-Orientierung eine im Mittel 7 K höhere T_0 ermittelt. Obwohl diese Proben ein aus mehreren Schweißlagen bestehendes und damit inhomogenes Gefüge entlang der Rissfront aufweisen (ABB. 3), ist die Streuung der $K_{Jc(1T)}$ -Werte von T-L- im Vergleich zu den T-S-orientierten Proben geringer, wobei 93% der Werte innerhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2 und 98% Bruchwahrscheinlichkeit liegen (TAB. 1). Obwohl die T-S-orientierten Proben ein makroskopisch homogenes Gefüge entlang der Rissfront aufweisen (ABB. 4), liegen nur 87% der $K_{Jc(1T)}$ -Werte in diesem Bereich (TAB. 1). Bei 13 von 24 Testserien (Dickenpositionen) der T-S-orientierten SE(B)-Proben liegt mehr als ein $K_{Jc(1T)}$ -Wert ausserhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2% und 98% Bruchwahrscheinlichkeit. Diese Testserien werden entsprechend ASTM E1921 [4] als inhomogen betrachtet und liefern keine gültige T_0 . Bei T-L-orientierten Proben ist dies nur bei 5 von 24 Testserien der Fall.

Der Prüfstandard ASTM E1921 [4] ist für ferritische Stähle mit einem makroskopisch homogenen Gefüge gültig. Wie beispielhaft in ABB. 3 dargestellt, ist dies für die T-L-orientierten SE(B)-Proben nicht der Fall, da die Ausgangsrissfront mehrere Schweißlagen umfasst. Die T-S-orientierten SE(B)-Proben weisen ein homogenes Gefüge entlang der Rissfront auf. Hier ist das Gefüge auf Grund

der Schweißraupen in Dickenrichtung inhomogen (ABB. 4) und kann die Rissinitiierung beeinflussen, wenn die Initiierungsorte in unterschiedlichem Abstand von der Ermüdungsrissfront liegen. Das ist insbesondere bei Bruchzähigkeiten nahe der Messkapazität der Probe ($K_{Jc(limit)}$ nach ASTM E1921 [4]) der Fall, wo das Spannungsfeld weit in das Probenligament hineinreicht und Bereiche mit unterschiedlichem Gefüge umfasst.

Das makroskopisch inhomogene Gefüge der T-L-orientierten Proben führt zu der Annahme, dass die Rissinitiierung in bevorzugten Bereichen des Gefüges erfolgt. Fraktografische und metallografische Untersuchungen an Proben von unterschiedlichen Dickenpositionen bestätigten diese Annahme nicht [12]. Um den Einfluss der Prüftemperatur auf die Position der Rissinitiierung auszuschliessen, wurden zusätzliche Tests bei gleicher

Tabelle 1:
Mittelwerte der T_0 ermittelt mit T-L- und T-S-orientierten 0,4T-SE(B)-Proben von jeweils 24 Testserien (Dickenpositionen von 16 mm bis 253 mm).

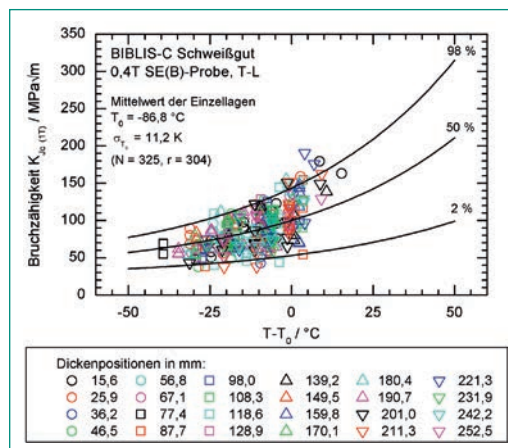


Abbildung 1:
Bruchzähigkeiten $K_{Jc(1T)}$ aller geprüften T-L-orientierten SE(B)-Proben in Abhängigkeit von der auf die T_0 der jeweiligen Dickenposition normierten Prüftemperatur.

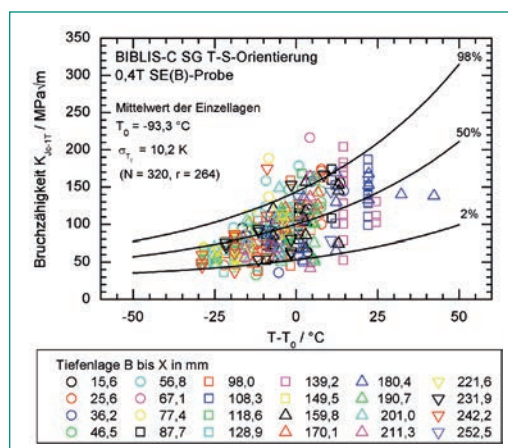


Abbildung 2:
Bruchzähigkeiten $K_{Jc(1T)}$ aller geprüften T-S-orientierten SE(B)-Proben in Abhängigkeit von der auf die T_0 der jeweiligen Dickenposition normierten Prüftemperatur.

Abbildung 3:
Gefüge, Härtewerte
und Rissinitiierungs-
orte entlang der
Rissfront der T-L-ori-
entierten SE(B)-Proben
der Dickenposition D
(36 mm Abstand von
der RDB-Innenwand)
geprüft bei -100 °C

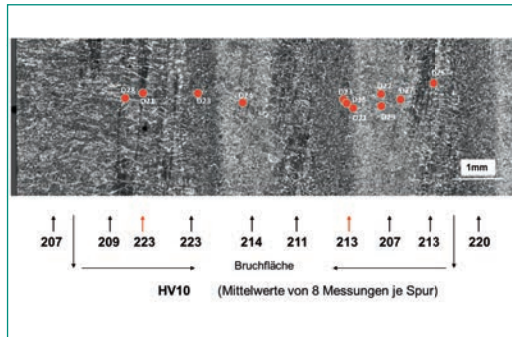
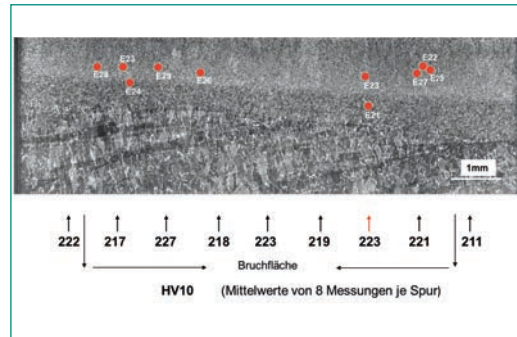


Abbildung 4:
Gefüge, Härtewerte
und Rissinitiierungs-
orte entlang der
Rissfront der T-S-ori-
entierten SE(B)-Proben
der Dickenposition E
(47 mm Abstand von
der RDB-Innenwand)
geprüft bei -100 °C.



Prüftemperatur durchgeführt. Wie in den ABB. 3 und ABB. 4 beispielhaft gezeigt, sind bei den Proben mit beiden Orientierungen keine signifikanten Unterschiede in der Verteilung der Spaltbruchinitiierung (rote Punkte) entlang der Rissfront sichtbar. Dieses Ergebnis lässt die Aussage zu, dass die Prüfnorm ASTM E1921 [4] auch auf T-L-orientierte Proben aus Schweißgut einer Mehrlagenschweißverbindung anwendbar ist. Dies trifft insbesondere auf die Umrechnung von Bruchzähigkeitswerten zu, die mit Proben unterschiedlicher Dicke bestimmt worden sind.

In TAB. 2 sind die mit dem Kerbschlagbiegeversuch nach DIN EN ISO 148-1 [13] ermittelten Übergangstemperaturen TT_{41j} von 10 und 9 Testserien (Dickenlagen) T-L- bzw. T-S-orientierter ISO-V-Proben zusammengefasst. Mit ISO-V-Proben beider Orientierungen wurden vergleichbare Mittel-, Maximal- und Minimalwerte der Übergangstemperatur TT_{41j} ermittelt. Auch die Spannweite der TT_{41j} -Übergangstemperaturen ist vergleichbar. Nur die obere Grenztemperatur der Übergangstemperatur TT_{68j} liegt bei den T-S-Proben ca. 8 K höher. Diese obere Grenztemperatur wurde nach einer von Schindler [14] vorgeschlagenen Methode bestimmt.

Die in TAB. 1 und TAB. 2 zusammengefassten und in ABB. 5 und ABB. 6 dargestellten Ergebnisse zeigen eine grosse Spannweite der den spröduktilen Übergang charakterisierenden Temperaturen T_0 und TT_{41j} . Dabei ist die Spannweite der mit angerissenen SE(B)-Proben ermittelten T_0 im Vergleich zu der mit ISO-V-Proben ermittelten TT_{41j} für beide Probenorientierungen grösser (TAB. 1 und TAB. 2). Voreilproben aus Schweißgut zur Überwachung des Bestrahlungsverhaltens stammen nach KTA 3203 [15] und ASTM E185 10 [16] aus unterschiedlichen Dickenpositionen der Schweißnaht, deshalb muss innerhalb einer Prüfserie mit einer grossen Streuung der Einzelwerte gerechnet werden. Wie aus Abb. 7 und Abb. 8 ersichtlich, ist dies von besonderer Bedeutung für die Prüfung

von angerissenen 0,4T-SE(B)-Proben mit niedriger Messkapazität $K_{Jc(limit)}$ [4]. Die mit SE(B)-Proben aus unterschiedlichen Dickenbereichen gemessene Spannweite der T_0 von ca. 40 K (TAB. 1) kann dazu führen, dass im Bereich der gewählten Prüftemperaturen K_{Jc} -Werte oberhalb von $K_{Jc(limit)}$ auftreten. Dadurch erhöht sich die Anzahl der zu prüfenden Proben bzw. die T_0 ist ungültig, wenn bei 12 geprüften Proben mehr als 1 K_{Jc} -Wert ausserhalb der Grenzen für 2 und 98% Bruchwahrscheinlichkeit liegt. Dies trifft besonders auf die T-S-orientierten SE(B)-Proben mit einer im Vergleich zu den T-L-Proben grösseren Streuung der K_{Jc} -Werte zu (TAB. 1, Abb. 7 und Abb. 8).

In Abb. 9 und Abb. 10 sind die mit T-L- bzw. T-S-orientierten ISO-V-Proben gemessenen Kerbschlagarbeiten (KV_2) und die damit berechneten spröduktilen-Übergangskurven dargestellt. Die KV_2 -Werte streuen für beide Probenorientierungen stark und werden mit um $\pm 25K$ verschobenen Grenzkurven eingehüllt. Diese 25 K entsprechen ca. der Differenz zwischen der aus der spröduktilen-Übergangskurve ermittelten TT_{68j} und der nach Schindler [14] ermittelten oberen Grenze (MAX TT_{68j}). Nach Gl. (2) kann mit der MAX TT_{68j} die Referenztemperatur der K_{Jc} -Grenzkurve (Gl. (1)) festgelegt werden [5, 14].

$$K_{Jc}(T) = \min \left\{ 36,5 + 22,8 \cdot \exp \left[0,036 \cdot (T - RT_{ref}) \right] \right\}, (1)$$

$$RT_{ref} = LB TT_{68j} + 33 K, (2)$$

Die Richtlinie zur Alterungsüberwachung der schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d [1] erlaubt nach Gl. (3) die Festlegung der RT_{ref} auf Basis der nach ASTM E1921 [4] ermittelten T_0 .

$$RT_{ref} = T_0 + 12,4K + \Delta T_s + \sqrt{\frac{324}{n} + 16 + \Delta T_M^2 + \Delta T_T^2}, (3)$$

| Probenorientierung | mittel °C | σ K | TT_{41j} | | | TT_{68j} MAX °C |
|--------------------|-----------|------------|------------|--------|---------------|-------------------------|
| | | | min °C | max °C | Δ K | |
| T-L | -66,0 | 7,4 | -78,1 | -54,6 | 23,5 | -33,3 |
| T-S | -65,4 | 7,9 | -80,0 | -57,8 | 22,2 | -25,5 |

LB Lower Bound für T68J ermittelt nach Schindler [14]

Tabelle 2:

Mittelwerte der ISO-V-Übergangstemperaturen TT_{41j} , ermittelt mit T-L- und T-S-orientierten ISO-Proben von 10 bzw. 9 Testserien (Dickenspositionen von 36 mm bis 232 mm) und obere Grenze (MAX) der ISO-V-Übergangstemperatur TT_{68j} .

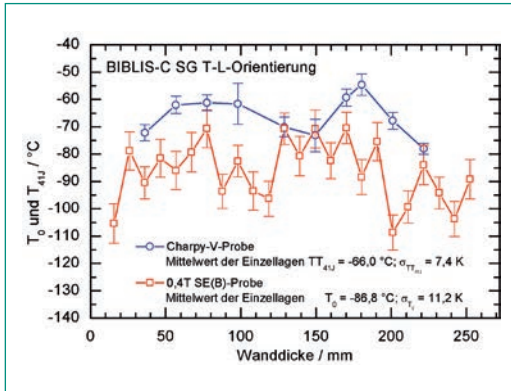


Abbildung 5:

Referenztemperatur T_0 und ISO-V-Übergangstemperatur TT_{41j} über die Dicke der Mehrlagenschweißnaht, ermittelt mit T-L-orientierten Proben.

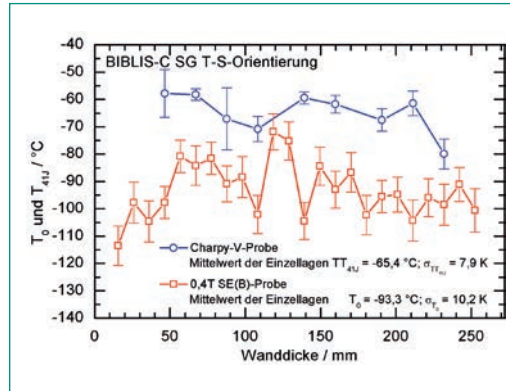


Abbildung 6:

Referenztemperatur T_0 und ISO-V-Übergangstemperatur TT_{41j} über die Dicke der Mehrlagenschweißnaht, ermittelt mit T-S-orientierten Proben.

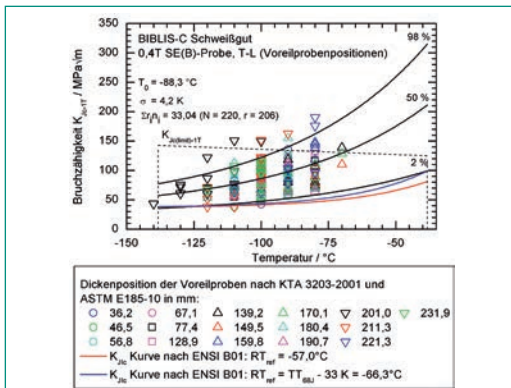


Abbildung 7:

Bruchzähigkeiten $K_{Jc(T)}$ der T-L-orientierten SE(B)-Proben aus den Dickenspositionen der Voreilproben nach KTA 3203-2001 [15] und ASTM E185-10 [16] in Abhängigkeit von der Prüf-temperatur und K_{Jc} -Grenzkurven nach ENSI B01 [1].

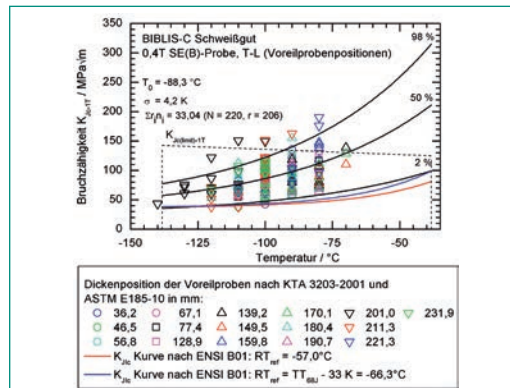


Abbildung 8:

Bruchzähigkeiten $K_{Jc(T)}$ der T-S-orientierten SE(B)-Proben aus den Dickenspositionen der Voreilproben nach KTA 3203-2001 [15] und ASTM E185-10 [16] in Abhängigkeit von der Prüf-temperatur und K_{Jc} -Grenzkurven nach ENSI B01 [1].

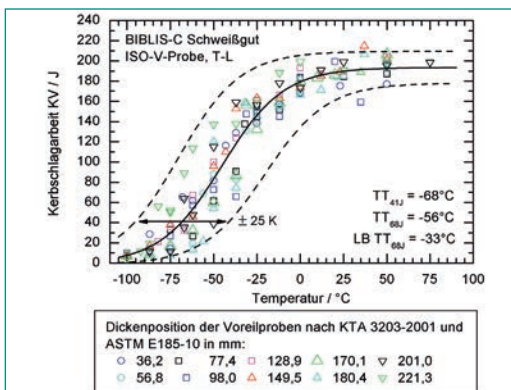


Abbildung 9:

Kerbschlagarbeiten der T-L-orientierten ISO-V-Proben in Abhängigkeit von der Prüf-temperatur und gefittete spröde-duktilen Übergangs-Temperatur-Kurven.

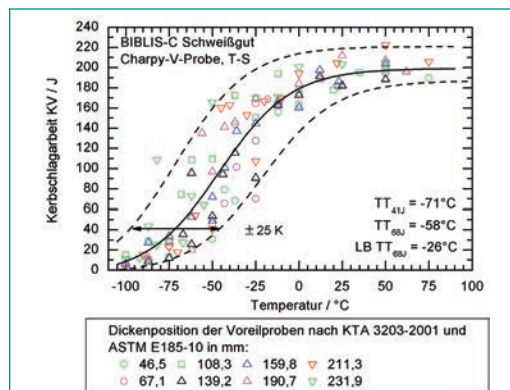


Abbildung 10:

Kerbschlagarbeiten der T-S-orientierten ISO-V-Proben in Abhängigkeit von der Prüf-temperatur und gefittete spröde-duktilen Übergangs-Temperatur-Kurven.

- n Anzahl der gültigen Werte nach ASTM E1921 [4]
- T_0 Referenztemperatur nach ASTM E1921 [4]
- $\Delta T_s = 0$ K, wenn T_0 mit 1T-C(T)-Proben bestimmt wurde
= 10 K, wenn T_0 mit 0,4T-SE(B)-Proben bestimmt wurde
- $\Delta T_M = 0$ K für Grundwerkstoff
= 6 K für Schweissgut
- $\Delta T_T = 0$ K, wenn T_0 mit 1T-C(T)-Proben bestimmt wurde
= 5 K, wenn T_0 mit 0,4T-SE(B)-Proben bestimmt wurde

Abb. 7 und Abb. 8 enthalten die K_{IC} -Grenzkurven, die mit den RT_{ref} nach Gl. (2) und Gl. (3) indexiert sind. Die K_{IC} -Grenzkurven hüllen die mit T-L- und T-S-orientierten 0,4T-SE(B)-Proben bestimmten K_{Jc1T} Werte ab einer Prüftemperatur von -100 °C ein. Damit werden das Konzept der ENSI-Richtlinie [1] zur Festlegung der Referenztemperatur und die darin enthaltenen Sicherheitsaufschläge bestätigt. Wie in [11] beschrieben wurden zusätzlich T-L- und T-S-orientierte 1T-C(T)-Proben geprüft. Die damit nach ASTM E1921 [4] ermittelten T_0 betragen für T-L- und T-S-Proben $-90,1$ °C bzw. $94,4$ °C und unterscheiden sich nicht wesentlich von den mit 0,4T-SE(B)-Proben aus unterschiedlichen Dickenpositionen der Mehrlagenschweisnaht ermittelten Mittelwert (TAB. 1).

Bewertung 2012 und Ausblick 2013

Die im Vorhaben geplanten experimentellen Arbeiten wurden bis Ende 2012 abgeschlossen. Der Abschlussbericht wird fristgemäss beim ENSI eingereicht. Die Zielstellungen des Vorhabens wurden erreicht und folgende Schlussfolgerungen sind aus den Ergebnissen ableitbar:

- Die nach dem Prüfstandard ASTM 1921 [4] mit T-L- und T-S-orientierten SE(B)-Proben ermittelten Referenztemperaturen T_0 variieren über die Dicke der Mehrlagenschweisnaht mit einer Spannweite von 40 K.
- Obwohl T-S orientierte Proben aus Mehrlagenschweissgut ein homogenes Gefüge entlang der Rissfront aufweisen, ist die Streuung der ermittelten K_{Jc} -Werte gross. Deutlich mehr als 4% der Werte liegen ausserhalb der Bruchzähigkeitskurven für 2% und 98% Bruchwahrscheinlichkeit.
- Bei T-L orientierten Proben umfasst das Gefüge entlang der Rissfront mehrere Schweisslagen

und ist makroskopisch inhomogen. Der Prüfstandard ASTM E1921 ist für derartiges Material per Definition nicht anwendbar. Mit fraktographischen und metallographischen Untersuchungen konnte nachgewiesen werden, dass sich die Variation des Gefüges nicht auf die Verteilung der Rissinitiierungsorte auswirkt. Die Streuung der K_{Jc} -Werte ist bei dieser Probenorientierung deutlich geringer als bei T-S-Proben. Das Ergebnis lässt die Schlussfolgerung zu, dass T-L-orientierte Proben nach ASTM E1921 [4] auswertbar sind.

- Die mit 1T-C(T)-Proben beider Orientierungen ermittelten T_0 unterscheiden sich maximal um 4 K von den mit 0,4T-SE(B)-Proben über die Dicke der Schweissnaht ermittelten Mittelwerten. Dieser Unterschied ist deutlich geringer als die Angabe in ASTM E1921 [4] mit 10 bis 15 K.
- Das Konzept der ENSI-Richtlinie [1] zur Festlegung der Referenztemperatur der K_{IC} -Grenzkurve und die darin enthaltenen Sicherheitsaufschläge werden mit den im Vorhaben ermittelten Ergebnissen bestätigt.

Referenzen

- [1] Altersüberwachung: Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI-B01/d, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Brugg, Schweiz, Entwurf Dezember 2010.
- [2] 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] 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 1921-09,10,11: Standard test method for determination of reference temperature, T_0 , for ferritic steels in the transition range, Annual Book of ASTM Standards, Vol. 03.01, Metals Test Methods and Analytical Methods, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2009,2010 und 2011.
- [5] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Division 1, Paragraph NB 2331, American

- Society of Mechanical Engineers, New York, 2004.
- [6] *Rosinski, S.*: Validation of Master Curve fracture toughness methodology for RPV integrity assessment (PWRMRP-26), PWR materials reliability project (PWRMRP) 1000707, final report, 2000.
- [7] *Kirk, M.; Mitchell, M.*: 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.
- [8] *Server, W.L.; 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.
- [9] *Wallin, K.*: 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.
- [10] *Wallin, K.*: 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.
- [11] *Thiele, M., Viehrig, H.-W.*: Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten, ENSI-Erfahrungs- und Forschungsbericht 2010, Brugg, Schweiz, 2010.
- [12] *Thiele, M, Viehrig, H.-W.*: Bruchmechanische Bewertung von Reaktordruckbehälter-Mehrlagenschweissnähten, ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011, Brugg, Schweiz, 2011.
- [13] DIN EN ISO 148-1: Metallische Werkstoffe – Kerbschlagbiegeversuch nach Charpy – Teil 1: Prüfverfahren (ISO 148-1:2009); Deutsche Fassung EN ISO 148-1:2010.
- [14] *Schindler, H.-J.*: Bruchmechanische Werkstoffcharakterisierung zur Überwachung der Neutronenversprödung von Reaktordruckbehältern für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken: Auswertung und Interpretation der experimentellen Ergebnisse, Mat-Tec AG, Bericht Nr.: TB 12-0902, März 2012.
- [15] KTA 3203: Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren, Fassung 6/01, 2001.
- [16] ASTM E 185-10: Standard practice for design of surveillance programs for light-water moderated nuclear power reactor vessels, Annual Book of ASTM Standards, Vol 12.02. Nuclear (II), Solar, and Geothermal Energy; Radiation Processing, ASTM International, West Conshohocken, PA, 2010.

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

| | |
|-------------------------------|--|
| Autor und Koautoren | M. Borgerhoff, S. Ghadimi, H. Hoffmann, F. Riesner, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn |
| Beauftragte Institution | Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH in Zusammenarbeit mit Basler & Hofmann AG |
| Adresse | Viktoriastr. 47, 44787 Bochum |
| Tel., E-Mail, Internetadresse | +49-234-961300, spi@stangenberg.de, www.stangenberg.de |
| Dauer des Projekts | Januar 2012 bis Dezember 2014 |

ZUSAMMENFASSUNG

Das 2012 gestartete Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre» (Finnland) organisiert und hat eine Laufzeit von 2012 bis 2014; es beschäftigt sich mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Es werden neben dem Tragverhalten der Stahlbetonstrukturen auch die Einflüsse anderer Parameter wie im anprallenden Projektil vorhandene Flüssigkeiten, Vorspannung und Liner sowie die Weiterleitung von Erschütterungen untersucht. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI) an diesem Projekt.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2012 neun Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt. Das Versuchsprogramm umfasste sechs Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/-Perforation (Punching tests, P-Series), einen Versuch zum Studium des Biegetragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anpralls (Flexural test, F-Series) und zwei Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anpralls (combined bending and punching tests, X-Series).

Die Versuche zum Durchstanzverhalten 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 zum Biegetragverhalten und zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens 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 (F-Series) bzw. 0,25 m (P-Series, X-Series) Plattendicke. Die Anprallkörper hatten Massen von rund 50 kg und Anprallgeschwindigkeiten von etwa 110 m/s bis 165 m/s.

Im vorliegenden Bericht werden hauptsächlich die drei 2012 durchgeführten Versuche der F- und X-Series, nämlich die Versuche F1, X1 und X2 mit ihren Versuchsparametern sowie ausgewählten Ergebnissen vorgestellt. Die mit dem Programm SOFISTiK durchgeführten dynamisch nichtlinearen Berechnungen zum Tragverhalten von Stahlbetonstrukturen werden mit Versuchsergebnissen verglichen, wobei im Falle des Biegetragversuches F1 ein ausführlicher Vergleich Messung/Rechnung erfolgt. Ferner wird ein Ausblick auf geplante Versuche zur Erschütterungweiterleitung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen gegeben.

Projektziele

Das Ziel dieses Projektes ist es, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. 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.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Versuchseinrichtung und Versuchsparameter

Die Versuche werden im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Bild 1 zeigt ein Foto der Beschussanlage mit einem 13,5 m langen Druckspeicher im hinteren Bereich (im Bild im Vordergrund) sowie einem anschliessenden 12 m langen Rohr, in dem das Projektil auf bis zu 200 m/s beschleunigt wird. Die maximale Projektilmasse beträgt 100 kg. Bei Verwendung von Projektilen der Masse 50 kg ist eine maximale Geschwindigkeit von ca. 165 m/s möglich.

Die wesentlichen Parameter der in diesem Bericht näher betrachteten Versuche F1, X1 und X2 sind in Tabelle 1 zusammengefasst.

Abbildung 1:
Versuchseinrichtung
für Plattenbeschuss-
versuche bei VTT in
Espoo (Finnland)



Berechnungsverfahren und Berechnungsmodell

Die versuchsbegleitenden rechnerischen Untersuchungen (blinde Vorausberechnungen und Nachrechnungen in Kenntnis der Messergebnisse) erfolgen mit dem Finite-Elemente(FE)-Programm SOFiSTiK, vgl. [1]. Für die getroffene Stahlbetonplatte werden nichtlineare Schalen-/Plattenelemente eingesetzt, die aus Stahlrahmen und sogenannten «Back Pipes» bestehende Unterstützungs-konstruktion wird auf lineare Balkenelemente abgebildet, vgl. Bild 2. SOFiSTiK erlaubt die Betrachtung nichtlinearen Materialverhaltens von Schalen-/Plattenelementen sowie die Berücksichtigung von Effekten zweiter und dritter Ordnung aus geometrischen Nichtlinearitäten. Das Betonmodell ist ein sogenanntes Schichtenmodell, bei dem der Bewehrungsstahl entsprechend seiner Lage im Querschnitt erfasst wird. Das nichtlineare Materialverhalten ist definiert durch

- einaxiale nichtlineare Spannungs-Dehnungslinien des Betons mit Erfassung von Festigkeitserhöhungen aus zweiachsaalem Verhalten,
- Mitwirkung des Betons zwischen den Rissen (tension stiffening),
- (Rest-)Zugtragfähigkeit des Betons bei Überschreiten der Zugfestigkeit in Abhängigkeit der Zugbruchenergie (tension softening),
- näherungsweise Erfassung des nichtlinearen Schubtragverhaltens durch Begrenzung der maximalen Querkrafttragfähigkeit,
- trilineare Spannungs-Dehnungslinien des Bewehrungsstahls.

Die Eignung von SOFiSTiK für die Analyse von Stahlbetonstrukturen unter extremen Anpralllasten wurde unter anderem durch die Vergleichsberechnungen zu den grossmassstäblichen Mepener Plattenbeschussversuchen gezeigt, vgl. [2]. Diese wurden in Deutschland zu Beginn der 80er-Jahre als Referenzversuche zum Lastfall Flugzeugabsturz durchgeführt.

Neben den in Tabelle 1 aufgeführten Parametern wurden die folgenden Parameter in den Berechnungen verwendet: Elementgrösse Plattenelemente 50 x 50 mm, Strukturdämpfungen 2% für die nichtlinearen Stahlbetonelemente und 4% für die linearen Stahlelemente, Zugbruchenergie 75 N/m (abgeschätzt auf Basis einer Korngrösse 8 mm), Zeitschrittweite 0,5 ms.

Durchstanzversuche

Im Jahr 2012 wurden sechs Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens durchgeführt. Die Aufprallgeschwindigkeiten lagen im Bereich 100 bis

| Parameter | Einheit | Versuch F1 | Versuch X1 | Versuch X2 |
|--|---------------------------------|-------------|-------------|-------------|
| Platte | | | | |
| Aussenabmessungen | mm x mm | 2082 x 2082 | 2087 x 2087 | 2087 x 2087 |
| Auflagerabmessungen | mm x mm | 2000 x 2000 | 2000 x 2000 | 2000 x 2000 |
| Beton | | | | |
| E-Modul | MPa | 24.833 | 23.425 | 26.341 |
| Druckfestigkeit f_c | MPa | 47,6 | 40,6 | 44,1 |
| Zugfestigkeit f_{ct} | MPa | 3,02 | 3,03 | 2,98 |
| Dehnung ϵ_{c1} bei f_c | ‰ | -4,2 | -4,0 | -4,0 |
| Bewehrungsstahl | | | | |
| E-Modul | MPa | 200.000 | 200.000 | 200.000 |
| Fließgrenze f_t | MPa | 611 | 540 | 537 |
| Zugfestigkeit f_y | MPa | 692 | 623 | 629 |
| Gleichmasdehnung | ‰ | 105 | 144 | 112 |
| Biegebewehrung | cm ² /m | 5,65 | 8,73 | 8,73 |
| Schubbewehrung | cm ² /m ² | 56,5 | 17,45 | 11,64 |
| Geschoss | | | | |
| Masse | kg | 50 | 50 | 50 |
| Aufprallgeschwindigkeit | m/s | 143,5 | 165,9 | 164,5 |

Tabelle 1:
IMPACT III, Daten der
Versuche F1, X1 und X2.

140 m/s. Bis auf einen Versuch ergab sich immer ein vollständiges Durchstanzen der Testplatte mit Restgeschwindigkeiten des Projektils bis zu 40 m/s. Das Team ENSI/B&H/SPI hat zu diesen Versuchen 2012 keine eigenen aufwendigen Vergleichsberechnungen durchgeführt, sondern das Durchstanzverhalten der Platten mit empirischen Hartkörperformeln analysiert. Es zeigte sich, dass das mögliche Durchstanzen einer Stahlbetonplatte auch mit diesem vereinfachten Verfahren mit ausreichender Zuverlässigkeit prognostiziert werden kann. Im Jahr 2013 ist geplant, unter Hinzuziehung der Firma Principia (Spanien) auch eine aufwendige Berechnung zu einem Durchstanzversuch durchzuführen.

Biegetragversuche

Für den Biegetragversuch F1 erfolgt ein ausführlicher Vergleich Messung/Rechnung. Zunächst wurden Zeitverläufe von Stosslast-Zeit-Funktionen auf Basis des sogenannten Riera-Modells abgeschätzt; zur Absicherung der Ergebnisse wurden zwei Lastfunktionen verwendet, und zwar die in Bild 3 im Vergleich zu den Kraftmessungen eines «Force Plate Tests» mit zu F1 ähnlichen Parametern (138 m/s Aufprallgeschwindigkeit statt 143,5 m/s bei F1) dargestellten Funktionen 1 und 2. Bild 4 zeigt die sich ergebenden Auflagerkräfte und Impulse. Die Bilder 6 bis 9 zeigen Zeitverläufe von Verschiebungen, Betonstauchungen und Stahldehnungen, wobei die Lage der Messorte in Bild 5 dargestellt ist. Es ist insgesamt eine befriedigende Übereinstimmung Messung/Rechnung festzustellen, die für Auslegungszwecke von Stahlbetonstrukturen erforderlichen maximalen Beanspruchungsgrößen können richtig vorausgesagt werden.

Bei dem (noch nicht durchgeführten) Versuch F2 soll eine Versuchsplatte wie F1 (Versuch F2a) noch einmal beschossen werden (Versuch 2b). Vorberechnungen hierzu zeigten etwa doppelte zu erwartende Verformungen und Dehnungen beim Beschuss der vorgeschädigten Platte.

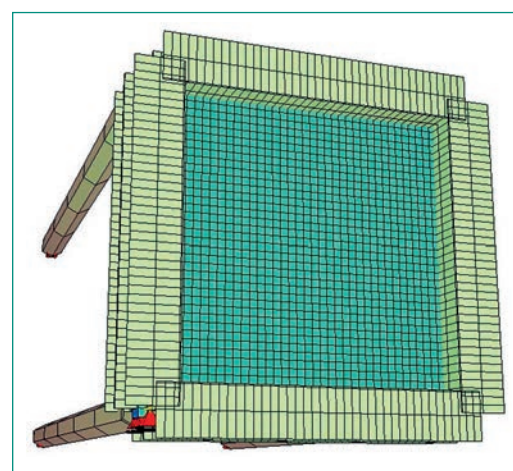


Abbildung 2:
Finite-Elemente (FE)-
Berechnungsmodell
der Testplatten IMPACT
III mit Stahlbetonplatte
und Lagerungsstruktur
bestehend aus doppeltem
Stahlrahmen und
«Back Pipes»

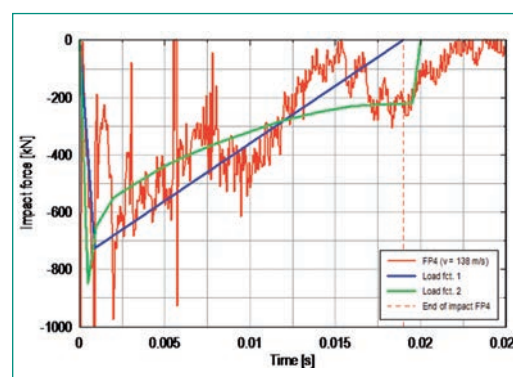


Abbildung 3:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Stoss-
last-Zeit-Funktionen

Abbildung 4:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Auf-
lagerkräfte (links) und
des Impulses (rechts)

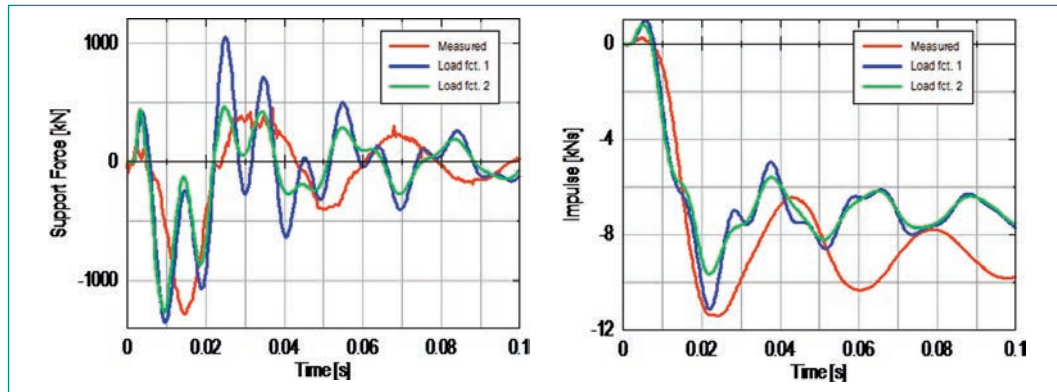


Abbildung 5:
Biegetragversuch
F1, Anordnung der
Messstellen, von
links: Verschiebungen,
Betondehnungen an
Plattenvorderseite,
Stahldehnungen an
Plattenrückseite

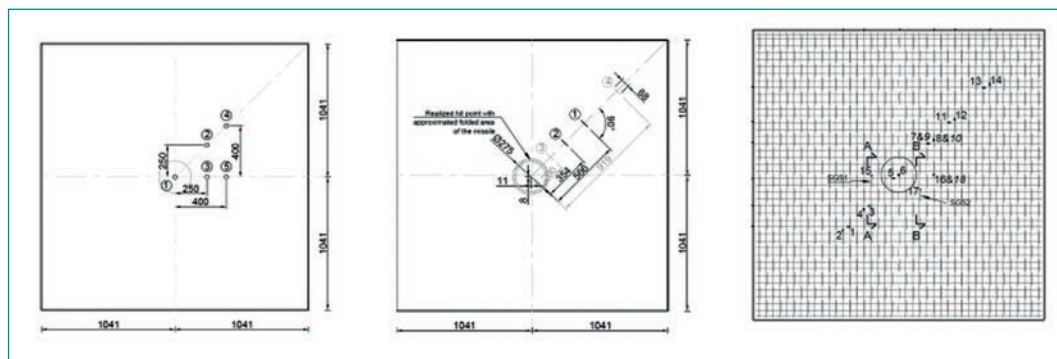
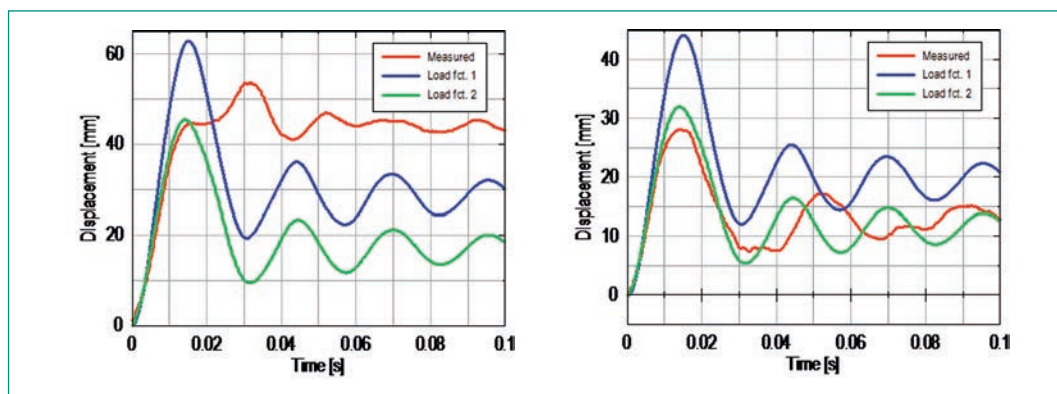


Abbildung 6:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Ver-
schiebungen an den
Messstellen 1 (links)
und 5 (rechts)



Versuche mit kombiniertem Tragverhalten Biegung/Durchstanzen

Im Ende 2011 abgeschlossenen Vorgängerprojekt IMPACT II waren lediglich Durchstanzversuche und Biegetragversuche durchgeführt worden; diese beiden 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 bzgl. Biegung als auch bzgl. des durch die Querkraftbewehrung abzusichernden Durchstanzens. ENSI, B&H und SPI hatten daher vorgeschlagen, dass im Projekt IMPACT III auch Versuche mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen für den Weichgeschossanprall durchgeführt werden sollen. Diese Versuche wurden daraufhin in das Programm IMPACT III aufgenommen, wobei das ENSI die Federführung übernommen hat.

Im Jahr 2012 wurden die beiden Versuche X1 und X2 mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen durchgeführt, wobei die Versuchsparameter von ENSI/B&H/SPI definiert wurden. Für den zuerst durchgeführten Versuch X1 erfolgten blinde Vorausrechnungen, wobei die in Bild 10 im Vergleich zu dem am besten passenden «Force-Plate Test» FP5 dargestellten Stosslast-Zeit-Funktionen verwendet wurden. Bild 11 zeigt Zeitverläufe von Verschiebungen, Bild 12 zeigt eine Verformungsfigur über die Platte zum Zeitpunkt 10,4 ms, dem Zeitpunkt der maximal auftretenden Verformung (Rechenwert 27,9 mm, Messwert 25,6 mm). Es ist erkennbar, dass sich in Plattenmitte über das reine Biegetragverhalten hinaus ein Stanzkegel ausbildet. In Bild 13 sind gemessene Bügeldehnungen dargestellt, wobei die maximalen Dehnungen etwa 5‰ betragen; Bild 14 zeigt Fotos der Plattenrückseite und eines Schnitts durch die zersägte

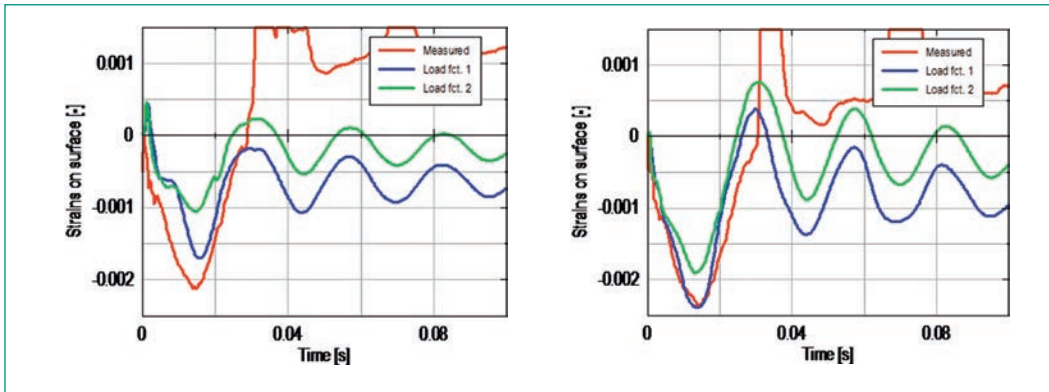


Abbildung 7:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Be-
tondehnungen an den
Messstellen 1 (links)
und 2 (rechts)

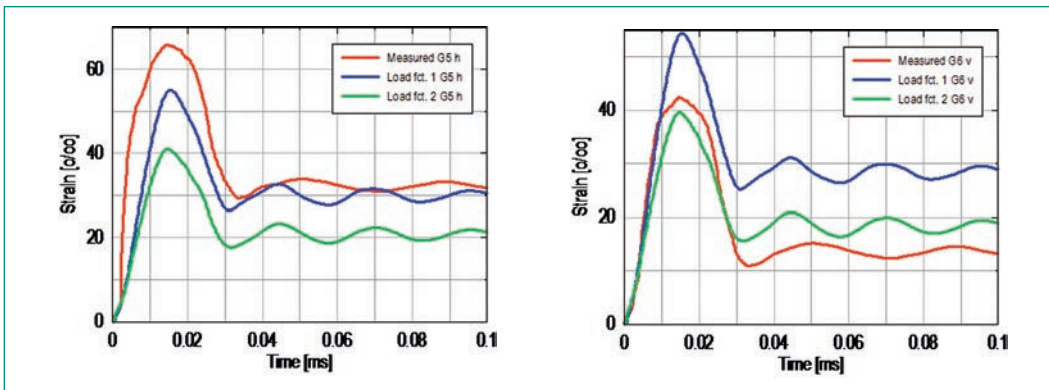


Abbildung 8:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Stahl-
dehnungen an den
Messstellen 5 (links)
und 6 (rechts)

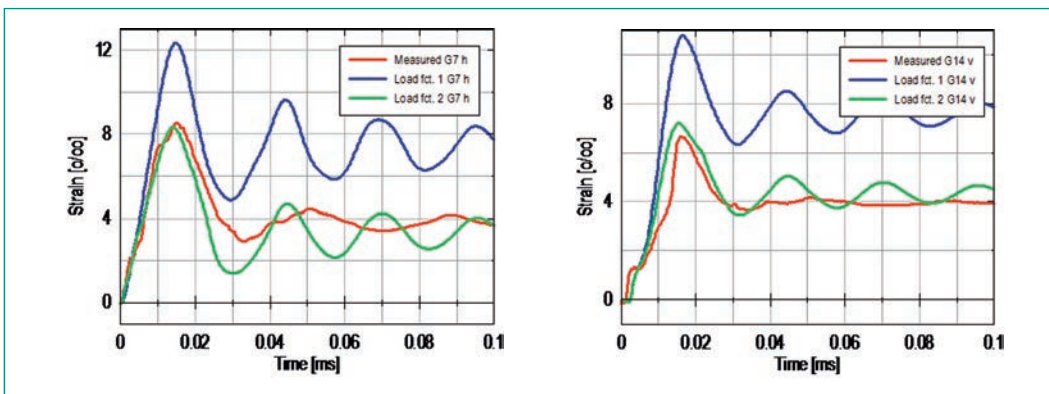


Abbildung 9:
Biegetragversuch F1,
Zeitverläufe der Stahl-
dehnungen an den
Messstellen 7 (links)
und 14 (rechts)

Platte nach dem Versuch. In diesem Schnitt ist eine Stanzkegelneigung von ca. 45° erkennbar.

Da die Platte X1 noch nicht bis an die Grenze der Tragfähigkeit – insbesondere der Durchstanztragfähigkeit – beansprucht worden war, schlugen ENSI/B&H/SPI einen weiteren Versuch mit um etwa 30% reduzierter Querkraftbewehrung, sonst aber gleichen Versuchsparametern, vor. Zu diesem Versuch X2 sind in Tabelle 2 ausgewählte Messwerte in Gegenüberstellung zu Versuch X1 dargestellt. Es zeigten sich entgegen der ursprünglichen Erwartung überwiegend etwas kleinere Ergebnisse als beim Versuch X1. Dies ist offenbar einerseits auf die Tatsache, dass insbesondere hinsichtlich der Betonfestigkeit nicht die gleichen Versuchsparameter wie in Versuch X1 realisiert werden konnten, vgl. Tabelle 1, und andererseits auf den ge-

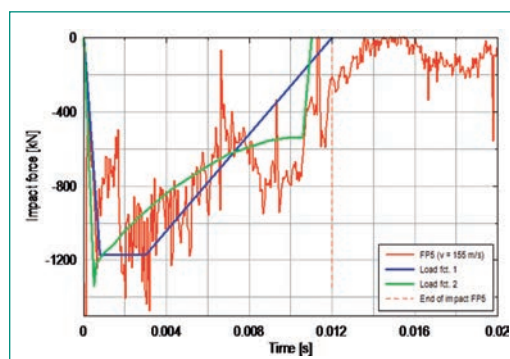


Abbildung 10:
Test X1 mit kombiniertem
Verhalten Biegung/
Durchstanzen, Zeit-
verläufe der Stosslast-
Zeit-Funktionen

genüber dem Durchstanzen hier dominierenden Anteil des Betontragwiderstandes an der Durchstanztragfähigkeit zurückzuführen.

Abbildung 11:

Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung/ Durchstanzen, Zeitverläufe der Verschiebungen in Plattenmitte (links) und 250 mm rechts vom Zentrum (rechts)

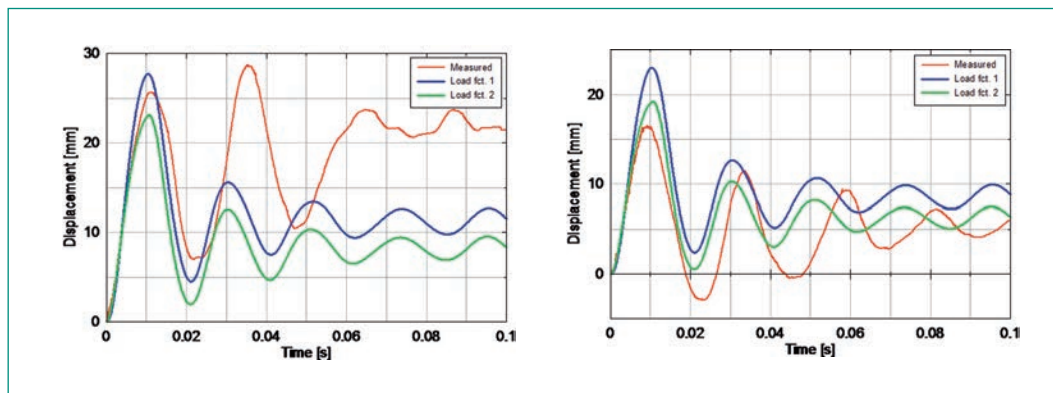


Abbildung 12:

Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung/ Durchstanzen, Verschiebungsverteilung über die Platte zum Zeitpunkt der maximalen Verformung

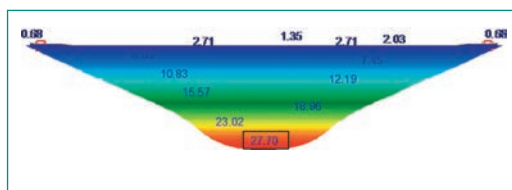


Abbildung 13:

Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung/ Durchstanzen, Bügeldehnungen (links) an den rechts markierten Orten

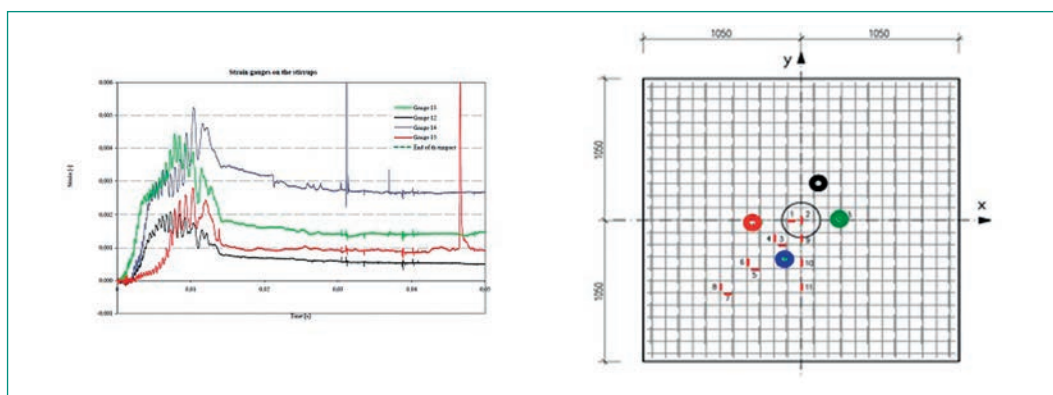


Abbildung 14:

Test X1 mit kombiniertem Verhalten Biegung/ Durchstanzen, Plattenrückseite (links) und Schnitt durch die Platte nach dem Versuch

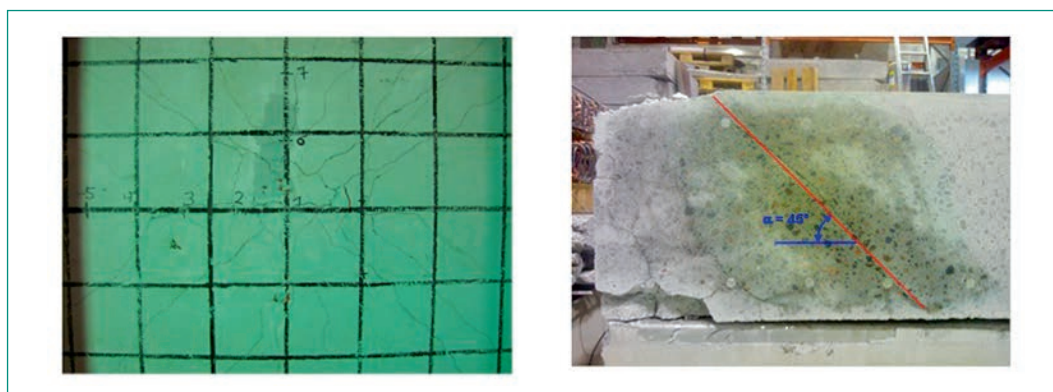


Tabelle 2:

IMPACT III, ausgewählte Messwerte der Versuche X1 und X2

| Messwert | Einheit | Versuch X1 | Versuch X2 |
|-----------------------------------|---------|------------|------------|
| Max. Verschiebung in Plattenmitte | mm | 25,6 | 20,1 |
| Min. Betondehnung | ‰ | -1,9 | -2,3 |
| Max. Stahldehnung Biegebewehrung | ‰ | 48,7 | 42,6 |
| Max. Stahldehnung Schubbewehrung | ‰ | 5,2 | 2,8 |

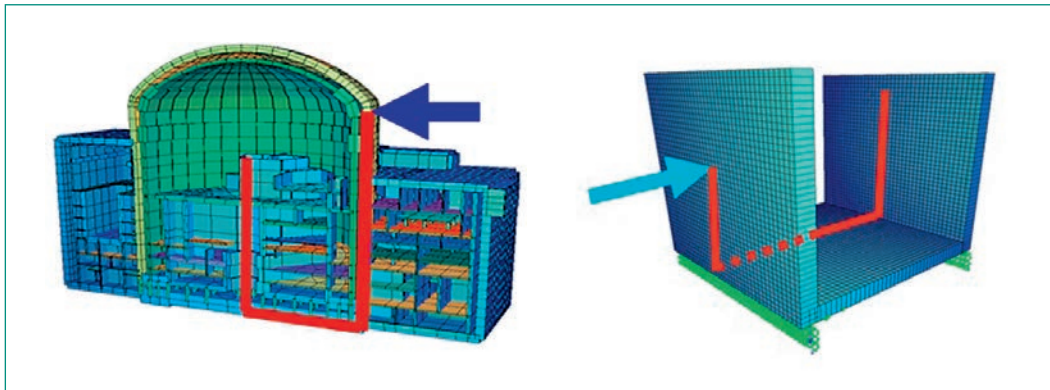


Abbildung 15:
 Vorstudie zum «Induced vibration test» V1,
 Prinzip der Ermittlung
 induzierter Erschütterungen (links), Beispiel
 eines Vorschlages für
 ein Testmodell (rechts)

Versuche zur Erschütterungweiterleitung

Neben den vorgestellten Versuchen zur Grenztragfähigkeit von Stahlbetonplatten sollen auch Versuche zur Erschütterungweiterleitung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonkonstruktionen durchgeführt werden («Induced vibration tests»). Aufgrund der im Workshop Dezember 2012 von ENSI und SPI vorgestellten umfangreichen Vorstudien zu derartigen Tests ist dort beschlossen worden, dass das ENSI auch die Federführung für die Planung dieses Versuches übernehmen soll. Bild 15 zeigt das Prinzip der Ermittlung der Weiterleitung induzierter Erschütterungen sowie eine der untersuchten Modellvarianten.

Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben wird. Der Bearbeitungsschwerpunkt des Teams ENSI/B&H/SPI werden einerseits weitere Tests mit dem für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz sehr wichtigen Fall des Weichgeschossanpralls sein, bei dem die Grenztragfähigkeit annähernd ausgeschöpft wird – sowohl bzgl. Biegung als auch bzgl. des durch die Querkraftbewehrung abzusichernden Durchstanzens. Andererseits werden die Vorstudien zum «Induced vibration test» V1 fortgeführt und voraussichtlich in einen ersten Versuch dieser Art münden.

Bewertung 2012 und Ausblick 2013

Das Projekt IMPACT III läuft wie erwähnt bis Ende 2014. Im Sommer 2013 soll ein neuer Versuchsaufbau in einer neuen Halle erfolgen, der Versuche mit Betonplatten 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg

Referenzen

- [1] SOFISTIK AG (2010): SOFISTiK, Analysis Programs, Version 25.0, Oberschleissheim
- [2] Zinn, R., Stangenberg, F., Borgerhoff, M., Chauvel, D., Touret, J.-P. (2007): Non-Linear Behaviour of Concrete Structures under Severe Impact, CONSEC'07, Tours, France.

Expertengruppe Starkbeben

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | D. Fäh, S. Wiemer, B. Edwards, V. Poggi, D. Roten, R. Grolimund, M. Spada, J. Wössner |
| Institution | Swiss Seismological Service |
| Address | Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich |
| Tel., E-mail, Internet address | +41-44-633 3857, d.fah@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch |
| Duration of project | July 2010 to June 2014 |

ABSTRACT

The project for the time period 2011/2012 is split into 6 subtasks with the goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. Subproject 1 was focussed on the development of state-of-the-art earthquake ground-motion modelling, including source-scaling, seismic attenuation and a reference-site velocity-profile for the shaking. The results of this sub-project are related to the further development of research produced during the PEGASOS Refinement Project (PRP). The scaling of the recently developed Swiss stochastic model was successfully tested with a European dataset, and is presently under evaluation with Japanese data. Within subproject 2, we developed site-specific ground motion models based on the quarter-wavelength representation of measured velocity profiles. We developed models for the ratio between vertical and horizontal ground motion, and introduced the quarter-wavelength impedance contrast to account for resonance phenomena. A new method for surface wave analysis for active source experiments has been validated. A new approach was developed in subproject 3 to deepen our understanding of the response of soft soils to strong shaking. The method retrieves dynamic soil properties directly from

strong motions recorded on vertical borehole-arrays. Additionally we implemented the Drucker-Prager yield criterion into a 3D finite difference code to account for material non-linearity both in the fault damage zone and in near-surface sediments. Within subproject 4 the examination of historical earthquakes related to the period between 1878 and 1900 showed an unexpected lack of completeness and methodological reliability of existing data. The historical annual reports of the Swiss Seismological Commission represent a wealth of information which are being progressively analysed. In subproject 5, we present a new methodology to combine Controlled-Source Seismology and Receiver Functions to define Moho topography. We document a general decrease of the b-value with depth, and study its implications for seismic hazard. We also investigate the resolution capability of 3D seismic data for fault detection and its influence on the seismic hazard estimate. Sub-project 6 supplements the time-independent hazard estimates with time-varying hazard by assessing the likelihood of further earthquakes during a sequence. In summer 2012 the main research goals were changed to focus on the possible impacts of earthquakes on deep disposal repositories.

Project goals

The project for the time period 2011/2012 is split into 6 subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The sub-projects described in this report are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Estimation of site-specific earthquake ground motion;
3. Modeling of wave propagation in complex, nonlinear media;
4. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1960;
5. Improved seismotectonic zonation in probabilistic seismic hazard assessment;
6. Time-varying forecast models and seismic hazard for Switzerland.

In summer 2012, the focus of the projects was adapted to the new needs of ENSI, with particular focus on possible earthquake impacts on deep geological disposal.

Subproject 1 aims to implement, document and further develop ground-motion prediction equations (GMPEs) and stochastic models developed during the PEGASOS Refinement Project at the Swiss Seismological Service (SED). This assures knowledge transfer and continued development beyond PRP. We develop stochastic ground-motion models for existing strong-motion datasets (European, Japanese) in order to test the scaling of earthquake source models and the effect of near and far-field parameterisation adopted in models for Switzerland. Furthermore we aim to improve the understanding of the relation between site velocity-profiles and attenuation (κ) in relation to the adjustment of GMPEs valid for different regions.

The target of subproject 2 is to find and validate new proxies for site-specific ground motion amplification, based on robust and physically justifiable assumptions. The goal is to calibrate models for site-specific ground motion (e.g., V/H ratios and anelastic amplification functions) based on these newly proposed proxies. Such an approach will reduce the level of uncertainty in the prediction of site-specific ground motion. As a second target of subproject 2, we focus on the development of new techniques for site characterization, such as the combination of active and passive seismics, and the identification of resonance phenomena using innovative approaches.

The scope of subproject 3 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils. Records of strong ground motion that are clearly characterised by nonlinear soil behaviour will be studied and reproduced using advanced constitutive soil models. Because such models require many parameters, which are difficult to define, an important aspect of this subproject is the calibration of dynamic soil properties from standard geotechnical tests. A further aim is to study the propagation of body and surface waves in nonlinear materials by performing numerical simulations in two- and three-dimensions.

As instrumental measurements only provide reliable data from seismic activity in Switzerland since 1975, the assessment of seismic hazard relies on historical records of earthquakes. Such records are analyzed with historical-critical methods in subproject 4. The main focus is presently on the revision of the Swiss earthquake catalogue for the period 1878–1960. This includes the extension of the completeness of the event list based on a systematic investigation and the assessment of event parameters such as magnitude and location. To ensure a correct interpretation of historical earthquake records, the historical context of their production is also investigated. New findings relating to large earthquakes for other periods, including yet unknown archival sources, archaeological and palaeo-seismological findings are followed closely. The main goal of subproject 5 is to move towards a more realistic characterization of seismogenic source zones as one of the primary inputs for probabilistic seismic hazard studies. The seismic source models used in low probability hazard assessment, particularly in regions of moderate and diffuse seismicity such as Switzerland, are somewhat naive, being based almost exclusively on statistical representations of instrumental and historical earthquake data. To advance the state of the art, we focussed in the reporting period on a more accurate structural representation, improving the understanding of the link between stress, strength and the average earthquake size in the Earth's crust, and through formally integrating information on faults obtained through active seismic surveys as a-priori information in hazard assessment. The assessment of time-varying hazard and risk is a critical requirement for a seismological service to provide state of the art scientific statements on what type of earthquake activity and shaking to expect during an on-going earthquake sequence

and in times of no activity. Subproject 6 focuses on assessing the likelihood of further earthquakes during a sequence to supplement time-independent hazard estimates. The objectives include understanding the productivity of earthquake clusters within the territory of the Swiss national seismic network, and implementing the forecast models as a real-time application within the SED, technically coordinated with the internal alarm system.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

During the PRP hazard project several GMPEs were determined to be valid for predicting the expected ground-motion resulting from earthquakes in Switzerland. As part of this subproject during 2011/2012 we have implemented and further developed these models at the SED in order to pave the way for a nationwide seismic hazard evaluation. On-going work aims to implement adjustments of these models to Swiss specific sites, in addition to extending their validity to Swiss earthquakes.

Building on from the development of the Swiss Foreland stochastic ground-motion prediction model developed during the PRP we have published an extended model applicable to the whole of Switzerland [Edwards and Fäh, 2013]. The published model accounts for different observations of ground-motion attenuation in the alpine region of Switzerland relating to the different crust thickness and shallower seismicity.

We have performed testing of the [Edwards & Fäh, 2013] model in terms of the scaling of the model to events of higher magnitude than instrumentally observed. The first case was the investigation of the source properties of large magnitude events ($5 < M < 7.6$) which have occurred in Europe and the Middle East [Edwards & Fäh, 2012]. In this investigation, we found that the scaling adopted in the Swiss stochastic model, which was designed to be consistent with historical- and macro-seismicity, is consistent with the spread of observations of such large earthquakes. We also found that the use of the effective distance metric (R_{eff}) is useful for including near-source geometrical effects of finite sources.

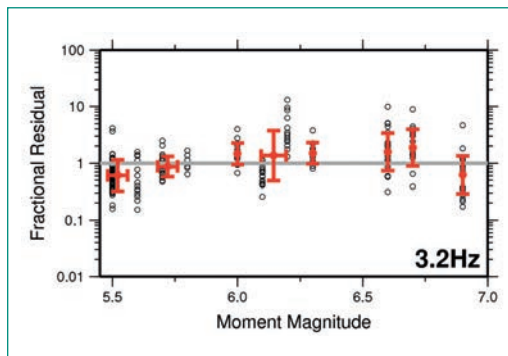


Figure 1: Residual misfit of simulated ground motion using the Swiss stochastic ground-motion model for a range of large-magnitude Japanese earthquakes at distances up to 50 km.

Secondly, we have investigated the scaling of the stochastic model and other GMPEs with respect to Japanese strong-motion data (Fig. 1). For the Japanese network, a rock reference profile has been defined, according to the procedure described in [1], which allows an adjustment of the model to different rock profiles. After accounting for site-specific differences in Japan and Switzerland, it was shown that the Swiss model was successful in predicting strong-ground motion of large earthquakes in Japan. The work is still on-going and results will be summarized in year three of the project. The comparison of Japanese data with other existing GMPEs also brought to light an issue with their applicability to sites not typical to the dataset used in their derivation, or indeed the general scaling of such equations to different site conditions. Our analysis showed that, whilst the equations did well in predicting ground-motion at sites typical to the region of origin, for hard-rock sites, as often found in Switzerland, or at depth, the equations did not perform adequately.

2. Estimation of site-specific earthquake ground motion

Within the second year of the project we focussed on the validation of the use of the quarter-wavelength parameters (average velocity and impedance contrast) to assess the modification of the ground-motion at the surface. A predictive model to compute vertical-to-horizontal ratio of 5% damped response spectra for both Japanese (KiK-net) and Swiss sites has been finalized [Poggi et al. 2012a]. Following this approach, a procedure has been introduced to build a predictive model for the anelastic amplification at rock and soft sediment sites. The procedure has been tested on Japanese sites [Poggi et al., 2012b], but an in-depth testing and comparison with the stations of the Swiss seismological network is still on-going.

The estimation of kappa for the correction of GMPEs to local site conditions has proved to be a significant issue. We have worked on the development of predictive relations for kappa based on site characteristics such as Vs30 and the quarter-wavelength velocity. Such relations facilitate the estimation of local attenuation, provided a simple (Vs30) or more detailed (quarter-wavelength average velocity, V_{QWL}) characterisation of the site. The work is still on-going and results will be summarized in year three of the project. Since Vs30 remains the most widely used parameter for seismic site classification, we investigated the relation between V_{QWL} and Vs30. The study resulted in the definition of a model to predict generic quarter-wavelength profiles for a given Vs30-based soil type. This is useful for implementing the newly established ground-motion models also to those sites where Vs30 is the only available information. A novel seismic approach based on the wavelet transform has been developed for the analysis of surface waves in combination with passive seismics [Poggi et al. 2012c]. The method was successfully applied on two stations of the Swiss network (SEPFL and SLUW) and is presently evaluated for the integration as standard procedure at SED for the characterization of future permanent station deployments. Finally, a method to assess resonance characteristics of 2D velocity structures (e.g., alpine valleys) was developed. The method is a modification of the approach proposed for buildings [2], and consists in performing modal analysis of the basin structure by means of eigenvalue decomposition of the noise wavefield from synchronous array recordings. Such an approach is now used in a Master's project, where it has

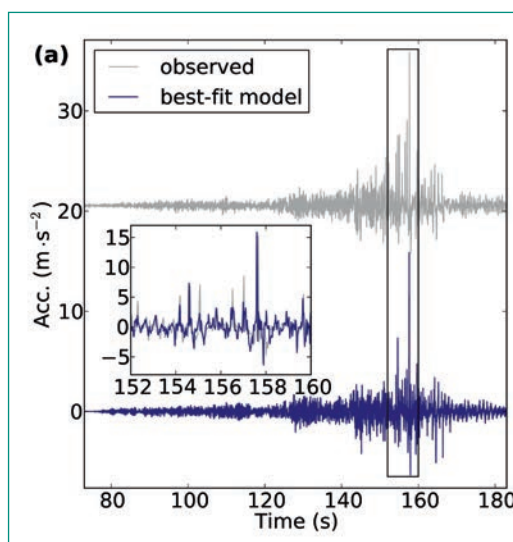
been successfully used to retrieve the 2D resonance characteristics at two sites.

3. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media

A methodology was developed to invert strong ground-motions recorded on vertical arrays directly for the dilatancy parameters in the lai et al. [3] cyclic mobility model. We use the effective stress code NOAH [4] to propagate the recorded borehole signal through a medium with unknown dilatancy parameters. The parameter space is sampled with the neighbourhood algorithm to find a model that minimizes the misfit between simulated and observed surface acceleration time series. We applied the method successfully to the Wildlife Liquefaction Array records of the 1987 M_w 6.6 Superstition Hills earthquake [4] and the Kushiro Port records of the 1995 M_w 7.8 Kushiro-oki earthquake. We also inverted the Onahama Port (OP) records of the 2011 M_w 9.1 Tohoku earthquake, which are characterized by high-frequency acceleration pulses of up to 1.5 g and rank among the highest accelerations ever recorded. The inversion method is capable of finding models that reproduce these pulses (Fig. 2), and allows us to indirectly derive the development of excess pore water pressure inside the liquefiable soil. Inverted pore water pressure curves from OP suggest that the sand approached liquefaction at the end of the shaking, which is consistent with sand boils identified at the site (Atsushi Wakai, per. comm., 2012).

These case studies illustrate how cyclic mobility may lead to accelerations exceeding 1 g on soils that respond distinctively nonlinear to the shaking, and how advanced constitutive soil models are able to capture this phenomenon. Because calibration of such models remains a challenge, we have developed a method to calibrate the lai et al. [3] cyclic mobility model directly from results of cone penetration tests (CPT). This method has been applied to define dilatancy parameters in the lake sediments below the city of Lucerne. Finally, we have implemented nonlinear material behaviour based on a Drucker-Prager plasticity model in a 3D finite difference code which models wave propagation and spontaneous rupture. We are presently verifying the method against three finite element codes using the SCEC/USGS Spontaneous Rupture Code Verification platform

Figure 2: Observed and simulated acceleration time series in the direction N126°E at OP.



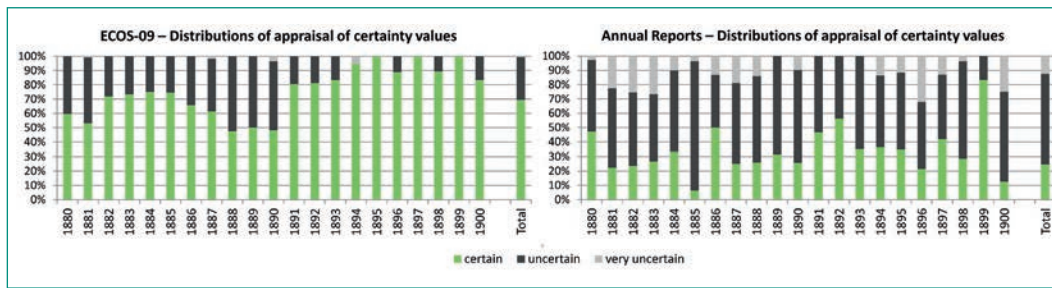


Figure 3: Distribution of the certainty with the appraisal value. Assessment in ECOS-09 compared with the current historical-critical reassessment from the data compiled in the annual reports of the Swiss Earthquake Commission.

[5]. The elasto-plasticity implementation will allow us to model energy loss inside the fault damage zone at depth as well as hysteretic damping in soft sediments near the surface. These effects become important when predicting ground motions from the maximum physically possible earthquake, which has been attempted for the proposed Yucca Mountain repository using 2D finite element programs [6].

4. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1960

The events of 1878–1900 assessed during the reporting period were documented by the Swiss Earthquake Commission (SEC) in annual reports, which contain not only a list of events with their date and time of occurrence, but sometimes descriptions of macroseismic effects as well.

Spot-tests of single years showed a rather incomplete integration of the data contained in the annual reports into the former catalogue versions. Furthermore, the assessments of certainties of occurrence of events and intensities integrated in the current catalogue are not consistent with the criteria of the historical-critical approach applied in ECOS-09 for the period before 1878, and the larger events in the period under review. Thus it was decided to perform a new interpretation of the annual reports' original data by the use of uniform criteria and documentation. Currently our research database is completed with all events described in the annual reports. An overall comparison already shows that besides the integration of a number of yet unknown events, an important number of events will be affected by changes of their appraisal of certainty value (Fig. 3).

The activities of the SEC have recently caught increased attention not only by SED [Grolimund & Fäh, 2012] but also by historians of culture and science [7, 8]. In the course of our catalogue revision, the theory-oriented approach of these studies will

be complemented by a more practice-based perspective. Finally the compilation of the information from the period 1964–1971 was assessed in relation to administrative, cultural and technological changes. A publication related to this period, the so-called «dark ages» of documentation at the SED is in preparation.

Archaeological and sedimentological studies show evidence of tsunami-like events in various Swiss lakes around ca. 300–50 BC. A temporal correlation of those events indicates a possible triggering by a very strong earthquake in the Alpine area. SED organized a workshop with different Swiss research groups to discuss the different palaeoseismological findings and enhance cooperation.

5. Improved seismotectonic zonation in probabilistic seismic hazard assessment

In order to build high-quality 3D crustal models, the first step is to derive a well-defined crustal/mantle boundary topography, known as the Moho. In Spada et al. (2012a), we introduce a new methodology to directly combine controlled-source seismology (CSS) and receiver functions (RF) information, which relies on the strengths of each method. Our results show high frequency undulation in the Moho topography of the Alps at three different interfaces, reflecting the complexity of geodynamical evolution.

In Spada et al. (2012b) we also explore the hypothesis that the relative size distribution of earthquakes, or b -value, is inversely proportional to differential stress ($\Delta\sigma$), and hence decrease with depth. We test this expectation for seven different continental areas around the world: Northern and Southern California, the Swiss Foreland, Italy, Japan, Turkey and Greece. We find a general monotonic b -value decrease between 5–15 km depth. The decrease stops approximately at the depth of the brittle-ductile transition.

We finally investigate the resolution capability of 3D seismic data with respect to fault detection in a probabilistic way. With this method, we can assign a probability that a fault of a certain size is detected in a 3D seismic dataset. Translating the minimum detectable fault size to a moment magnitude of a potential earthquake, we show how the information about faults contained in the image can augment the seismic hazard assessment. If no faults are detected in the seismic image, the maximum possible magnitude in the imaged volume is bounded. In this case, the frequency-magnitude distribution has to be weighted with the probability that a certain sized fault is detected by the seismic image, resulting in a reduction of about 10% of the hazard curve (Fig. 4).

6. Time-varying forecast models and seismic hazard for Switzerland

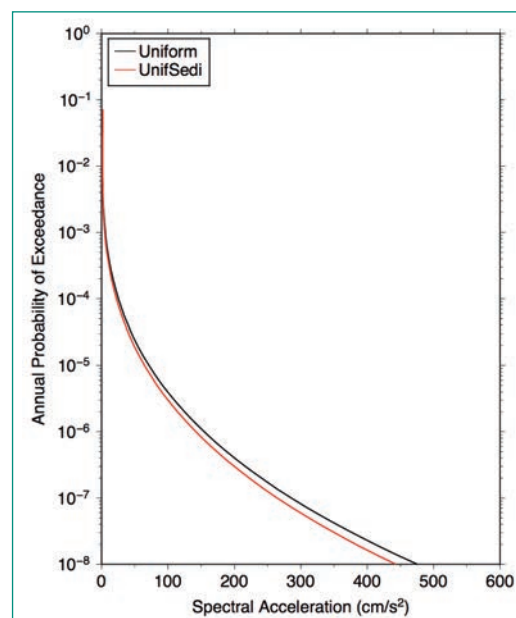
Time-varying forecast models and the resulting time-varying hazard estimates depend on the calibration of the model to the seismic activity in the target region. These models are able to forecast seismicity rates and exceedance probabilities of a ground shaking parameter on time-scales of days to weeks. The short-term earthquake probability-model uses, in its first stage, generic parameters to forecast seismicity rates which are derived from catalogue data. Generic parameters for the two possible approaches to estimate productivity within the STEP-model [9] are available for other

regions. For Switzerland, recalibration of these parameters is necessary. From the available data, we find for the first approach that productivity is smaller compared to Italy and California. However, parameters of the Omori-law cannot be reassessed given the comparatively low-seismicity level, and are taken from estimates of the seismicity in Italy [10].

In the second approach in [9] uses the abundance model and the productivity parameter, or mean abundance, which can be estimated. For this model, we find that the average number of after-shocks for a magnitude $M_L=4$ event within Switzerland is about a factor 10 smaller than in California and a region of the Apennines. Physical reasons for this smaller productivity are not fully understood and may arise from the state-of-stress, the comparatively low strain rates or the fluid content of the crust. These are hypotheses that are to be investigated in the future.

In addition to the calibration efforts we implemented the two STEP-model approaches as a real-time system. Daily at midnight, the system generates seismicity rate forecasts for magnitude 3–8 for 24-hour windows and, in addition, computes probabilities of exceeding EMS-intensities V, VI and VII. We decided to generate maps depending on the alarm thresholds that are used within the SED. As an example, in case an event of magnitude $3 \leq M_L \leq 4$ occurs within or close to Switzerland, maps are generated every hour for 5 days. All results are written to a database and maps can be internally accessed on the SED-Intranet as information for the seismologists on duty and may after internal evaluation be publically available.

Figure 4: Mean hazard curves estimated using the common PSHA (black line) and the one including the method propose here (red line).



National Cooperation

We implemented, validated, and further developed models from the PRP project. Collaboration exists with the Institute of Geotechnical Engineering at ETHZ for calibration of nonlinear material properties. In October 2012 a meeting with members of the Sediment Dynamics Group of the Geological Institute at ETH and the limnology and environmental geology group at the University of Geneva was held to discuss earthquake induced lake-slides and tsunami-events.

International Cooperation

Cooperation was established within the EU-FP7 funded projects SHARE, REAKT and NERA. We are working with the Université Paris EST on the development of advanced constitutive soil models, and with San Diego State University (SDSU) and the San Diego Supercomputing Center (SDSC) in the implementation of numerical algorithms. The international research network in historical seismology was extended at the tri-national meeting in Chambéry. SED participated in the technical meeting on «Earthquake impact on fracturing and groundwater flows – Considerations for the long-term safety of geological disposals» organized by IRSN in Paris on November 22-23rd 2012.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

We have implemented Swiss ground-motion prediction equations (GMPEs), stochastic and V/H models at the Swiss Seismological Service (SED), and are awaiting finalization of the PRP to include Swiss specific modifications. The development of the Swiss stochastic model was successful during 2012, with confirmation of its performance in the case of larger events by testing European and Japanese data. Finally the investigation of kappa in terms of site properties was successful; facilitating the prediction of site attenuation based on characteristics such as V_s -profile at a site.

The project goals of subproject 2 for 2012 have been achieved. The new quarter-wavelength proxies have been validated. Predictive models for amplification and V/H ratios for rock and soft sediment soils have been established. Application of the amplification models for sites in Switzerland is still on-going. In particular, we plan the implementation of a comprehensive tool, which will include all the procedures that have been developed during the project. The developed active seismic methods and the assessment of resonance phenomena will be included in the SED site-characterization procedures.

In subproject 3, the study of ground motion records with clear non-linear signature has led to a novel way of analysing vertical array records, which improves our ability to reproduce cyclic mobility observed in the field. We have faced a delay in the application of an advanced 2D non-linear

code to case studies, as its release has been postponed by the developers. Significant progress has been made in the implementation of a nonlinear material model (Drucker-Prager yielding) in a 3D wave propagation code. This code will be further developed in 2013 and validated by reproducing observed ground motion at selected sites. Dynamic soil properties will be defined at more sites where vertical array records are available and simulations of non-linear site response based on advanced constitutive soil models will be performed in 2D once the code is available.

The evaluation and identification of relevant historical sources for the period 1878–1900 brought to light a considerable potential for improvement of the Swiss earthquake catalogue with respect to its completeness and certainty of events. Due to the fact that the discrepancies between historical sources and actual catalogue data are larger than expected, an extension into year 3 of the project was needed.

Subproject 5 is making progress in line with the work planned. The work performed so far defines critical boundary conditions for defining more advanced seismogenic source models for Switzerland. The next steps will be (1) to develop a reference V_p 3D crustal model based on CSS and RF information; (2) to include the regional behavior of b in depth into probabilistic seismic hazard assessment studies in order to quantify its impact; (3) to complete the framework for integrating fault imaging information, and to summarize the work in a publication and study the implications for surface faulting probabilities.

Public access to the updated time-varying hazard and rate forecasts implemented in subproject 6 will be internally discussed before this information will eventually be open. The models are running in real-time and as soon as sequences have been recorded, the forecasts will be tested with currently used evaluation methods.

Finally, in 2013 the main focus of the project will be on possible earthquake impacts on deep geological disposals according to the new research plan.

Publications in the reporting period

- Edwards, B. & D. Fäh (2013). A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. Bulletin of the Seismological Society of America 103 (1), 78–98.

- *Edwards, B. & D. Fäh (2012)*. Measurements of Stress Parameter and Site Attenuation from Recordings of Large Earthquakes in Europe and the Middle East. Submitted to *Geophysical Journal International*.
 - *Edwards, B., 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, 2998-3019.
 - *Edwards, B., V. Poggi & D. Fäh (2011)*. A Predictive Equation for the Vertical to Horizontal Ratio of Ground-Motion at Rock Sites Based on Shear Wave Velocity Profiles. Proceedings of the 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, Santa Barbara, California.
 - *Edwards, B., D. Fäh & D. Giardini (2011)*. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. Proceedings of the 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, Santa Barbara, California.
 - *Grolimund, R. & D. Fäh (2012)*. History matters: bref aperçu de la sismologie historique en Suisse. In: *Gazette des Archives*, Paris (in press).
 - *Poggi, V., B. Edwards & D. Fäh., (2012)*. Characterizing the vertical to horizontal ratio of ground-motion at soft sediment sites. *Bulletin of the Seismological Society of America* 102, 2741-2756.
 - *Poggi, V., B. Edwards & D. Fäh, (2012b)*. The quarter-wavelength average velocity: a review of some past and recent application developments. Proceedings of the 15th WCEE, Lisbon.
 - *Poggi, V., D. Fäh. & D. Giardini (2012c)*. Time–Frequency–Wavenumber Analysis of Surface Waves Using the Continuous Wavelet Transform. *Pure and applied Geophysics*. DOI: 10.1007/s00024-012-0505-5.
 - *Poggi, V., B. Edwards & D. Fäh (2011)*. Characterizing the Vertical to Horizontal Ratio of Ground-Motion in Soft Sediment Sites. Proceedings of the 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Strong Ground Motion, Santa Barbara, California.
 - *Roten, D., D. Fäh & F. Bonilla (2013)*. High-frequency ground motion amplification during the 2011 Tohoku earthquake explained by soil dilatancy. doi:10.1093/gji/ggt001.
 - *Roten, D., Fäh, D. & Laue, J., (2011)*. Application of a neighborhood algorithm for parameter identification in a cyclic mobility model. Proceedings of the 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Ground Motion, Santa Barbara, California.
 - *Sellami, S., R. Grolimund, & D. Fäh (2012)*. Earthquakes in Switzerland and surroundings 1964-1974: a «dark age» of earthquake documentation at the Swiss Seismological Service. In preparation.
 - *Spada, M., I. Bianchi, E. Kissling, N. Piana Agostinetti, & S. Wiemer (2012a)*. Combining Controlled-Source Seismology and Receiver Function information to derive 3D Moho topography for Italy. Revised for *Geophysical Journal International*.
 - *Spada, M., T. Tormann, S. Wiemer, & B. Enescu (2012b)*. Generic dependence of the frequency-size distribution of earthquakes on depth and its relation to the strength profile of the crust. Submitted to *Geophysical Research Letter*.
- Conference contributions in the reporting period**
- *Poggi, V., B. Edwards & D. Fäh (2012)*. Effect of surface average shear-wave velocity on the vertical-to-horizontal ratio of the ground motion: comparing rock and soft sediment sites. 33rd General Assembly of the European Seismological Commission, August 19–24, Moscow, Russia.
 - *Edwards, B. & D. Fäh (2012)*. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. *Seismological Society of America Annual Meeting* 17–19 April 2012, San Diego, CA, In: *Seismological Research Letters*, 83, 456–457.
 - *Edwards, B. & D. Fäh (2012)*. Automatic Determination of Amplification for New Sites within a Seismic Network. *Seismological Society of America Annual Meeting*, 17–19 April 2012, San Diego, CA, In: *Seismological Research Letters*, 83, 356.
 - *Grolimund, R. & D. Fäh (2012)*. History matters – bref aperçu de la sismologie historique en Suisse. *Vle Rencontre des archivistes de l’Arc alpin occidental*, Chambéry, 5.–6. July, 2012.
 - *Grolimund, R. (2012)*. The early age of systematic scientific earthquake observation in Switzerland. 33rd General Assembly of the European Seismological Commission, August 19–24, Moscow, Russia.
 - *Roten, D. Fäh, J. Laue & F. Bonilla (2012)*. Modeling of Wave Propagation in Nonlinear Media for Inversion of Dynamic Soil Properties. *Seismological Society of America Annual Meeting*, 17–19 April 2012, San Diego, CA, In: *Seism. Res. Lett.*, 83, 394.
 - *Roten, D., D. Fäh & F. Bonilla, (2012)*. Development of excess pore water pressure in liquefiable soils inferred from vertical array records. *Annual*

Meeting of the Southern California Earthquake Center, September 9–12, 2012, Palm Springs, CA, poster #13.

References

- [1] *Poggi, V., Edwards B., & Fäh D.*: Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification, *Bull. Seis. Soc. Am.* 101, 258–274, 2011.
- [2] *Michel C., Guéguen P., & Bard P. Y.*: Dynamic parameters of structures extracted from ambient vibration: an aid for the seismic vulnerability assessment of existing build-ings, *Soil Dynamics and Earthquake Engineering*, 28(8), (593–604), 2008.
- [3] *Iai, S., Matsunaga, Y., & Kameoka, T.*: Strain space plasticity model for cyclic mobility, *Report of the Port and Harbour Research Institute*, 29, 27–56, 1990.
- [4] *Bonilla, L., Archuleta, R., & Lavalée, D.*, *Hysteretic and Dilatant Behavior of Cohesionless Soils and Their Effects on Nonlinear Site Response: Field Data Observations and Modeling*, *Bull. Seism. Soc. Am.*, 95(6), 2373–2395, 2005.
- [5] *Harris et al.*: The SCEC/USGS Dynamic Earthquake Rupture Code Verification Exercise, *Seism. Res. Lett.*, 80 (1), 119–126, 2009.
- [6] *Andrews, D.J., Hanks, T. C. & Whitney, J. W.*: Physical Limits on Ground Motion at Yucca Mountain , *Bull. Seism. Soc. Am.*, 97(6), 1771–1792, 2007.
- [7] *D. R. Coen*: The Tongues of Seismology in Nineteenth-Century Switzerland, *Science in Context* 25, p. 73–102, 2012.
- [8] *A. Westermann*: Disciplining the Earth: Earthquake Observation in Switzerland and Germany at the Turn of the Nineteenth Century, *Environment and History* 17, p. 53–77, 2011.
- [9] *Woessner, J., A. Christophersen, J. D. Zechar, and D. Monelli*: Building self-consistent, short-term earthquake probability (STEP) models : improved strategies and calibration procedures, *Annals of Geophys.*, 53, 3, doi:10.4401/ag-4812, 2010.
- [10] *Gasparini, P. and B. Lollì*: Correlation between parameters of the aftershock rate equation: implications for the forecasting of future sequences, *Phys. Earth Planet. Inter.*, 156, 41–58, 2006.

Human Reliability Analysis

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | V.N. Dang, L. Podofilini |
| Institution | Paul Scherrer Institut |
| Address | OHSA/D16, 5232 Villigen PSI |
| Tel., E-mail, Internet address | 056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch |
| Duration of project | 2010–2013 |

ABSTRACT

In the Human Reliability Analysis (HRA-IV) Project, models and methods for analyzing human factors in the Probabilistic Safety Assessments (PSAs) of nuclear power plants (NPPs) are developed, applied, and evaluated. The project aims are to a) develop a method to address 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 external event initiators. In 2012, the topics addressed and results achieved include:

- EOC Pilot Study III. EOC scenarios were identified and their risk significance was analyzed for a third Swiss plant using PSI's method CESA (Commission Errors Search and Assessment). The results, after a preliminary review by plant experts, show that the most important EOC adds about 5% to the core damage frequency for internal initiating events at full power, which is on the order of that of the most significant errors of omissions. The contributions from other EOC situations were determined to be very minor, suggesting generally high plant defenses.

- CESA-Q EOC quantification method guidance. The results of the three EOC pilot studies to date were analyzed to obtain a diverse set of EOCs of concern and to classify these by types of situations. The resulting taxonomy of EOCs defines a scope of EOC situations to be covered by the method CESA guidance. The next step is to complete the method guidance, aiming at improved traceability and repeatability, and evaluate its adequacy against this scope.

- Benchmarking and evaluation of HRA methods based on simulator data. The aim was to conclude both the International HRA Empirical Study and its follow-up with U.S. plant crews in their training simulator. Overall, comprehensive findings on each method and recommendations for guidance and practice were obtained in a cross-comparison of method performance in the two sets of scenarios from the first study and the scenarios from the U.S. study. The summary reports, to be finalized in 2013, include recommendations concerning specific ways to improve HRA guidance in order to increase the validity and consistency of HRA results.

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 external events.

It includes 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 2012 were:

EOC plant-specific pilot study III

1. Identification of EOCs, qualitative analysis and quantification.

The 2012 goal was to initiate the plant-specific study and to assess the identified EOCs for review

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.

with the plant's staff. Like the previous studies [1, 2], this study is characterized as a pilot study due to the provisional elements in the method applied for the estimation of the EOC probabilities. The study involves detailed analyses of the plant PSA and its emergency procedures. Other important inputs to the EOC study include observations of crew responses in emergencies simulated in the plant's training simulator and discussions with plant PSA experts, operators and training personnel.

Quantification of EOCs

2. Documentation of revised CESA-Q quantification method.

CESA-Q is PSI's method for the quantification of errors of commission [3]. The aims of the revision of PSI's CESA-Q method for the quantification of EOCs are to improve the traceability of the method and analyses performed with the method and to extend its scope. In applying the current method to estimate the probability of EOCs, one of the steps is a complex interpolation process, involve the selection of events from the CESA database that are most similar to the EOC of interest and adjusting the probabilities associated with these events. 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 and subjective. The work in 2012 focused on the documentation of the revised method, in which a model-based quantification process has been incorporated. Furthermore, CESA-Q was applied to quantify the EOCs in the scenarios identified in Pilot Study III. These analyses will be used as CESA-Q application examples in the method guidance report (to be completed in 2013).

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 crew performance data obtained in simulated nuclear power plant emergency scenarios. The U.S. Study (Bye et al, 2012) is a follow-on effort to the International HRA Empirical Study (Forester, Bye, et al., 2012). 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 2012 tasks were to obtain the overall findings on HRA methods in light of the results of both studies and the formulation of recommendations for HRA guidance and practice. These recommendations identify specific shortcomings of the existing guidance and some of the ways in which guidance could be improved to increase the validity and consistency of HRA analyses.

A parallel use of the crew performance data collected in the HRA Empirical Studies is to derive scenario-specific insights for HRA practitioners (analysts) to take into consideration in predictive analyses. This task was postponed to 2013.

4. Development of guidelines for data collection in simulators.

Simulator studies designed to collect data for HRA are one of the primary means to obtain qualitative and quantitative data on the crew response to the abnormal and emergency scenarios modeled in PSAs. The 2012 objective was to survey the state of HRA data, reviewing the experience from past HRA data collection efforts, and to identify the key topics to be addressed by the guideline. The survey (literature review) and guideline will be completed in 2013.

Work carried out and results obtained

EOC plant-specific pilot study III

1. Identification of EOCs, qualitative analysis and quantification.

The inclusion of Errors of Commission (EOCs) extends the scope of state-of-the-art PSA. EOCs refer to PSA Human Failure Events (HFEs) modeling the performance of actions that aggravates an accident scenario. They can be contrasted to HFEs where a required action is not performed, and on which state-of-the-art PSA typically focuses. Pilot study III is the third plant-specific, industrial-scale application of the Commission Errors Search and Assessment (CESA) method, developed at PSI for identification and assessment of EOCs. The study follows two earlier EOC studies with CESA for Swiss plants [1, 2]. The pilot characterization of these studies relates to the need for further development in the method for the estimation of the EOC probabilities as well as the need for understanding the role of these errors in the plant risk

profile. The scope of all three studies are EOCs in scenarios initiated by internal initiating events during full-power operation.

The work in 2012 started with the identification of candidate EOC events (generic aggravating actions). These were then subjected to screening analysis based on contextual factors, such as availability of multiple and diverse indications, that suggest that the performance of the inappropriate action has negligible probability. The identification process addressed the plant procedures central in the response to important accidents. Six candidate EOC events were identified (e.g. termination of high pressure injection, blocking of the automatic depressurization function); among these, four were carried forward for detailed analysis after the screening process.

The next step has been to identify the most risk-important accident scenarios in which these inappropriate actions might be performed, based on examining opportunities for the candidate EOC events in the accident sequences of the baseline PSA (i.e. the PSA without inclusion of EOCs). Six scenario-specific EOC situations were then identified for detailed analysis, as shown in Table 1. Each EOC scenario was analyzed in detail in terms of the applicable procedural guidance as well as of the expected operator behaviors in these situations. Observations of crew response as well as interviews with plant personnel (the plant PSA team, operators and trainers) were at the basis of the detailed analysis. To estimate the probability of the EOCs, CESA's quantification module, the CESA-Q method (see corresponding subproject) was used, except for one case that could be quantified based on an HRA analysis from the plant's PSA.

A preliminary review by the plant confirmed the credibility of the results. These suggest that the most important EOC (CWS.EOC1 in Table 1, connected with a misalignment of the cooling water system during scenarios initiated by the failure of the auxiliary cooling water system) would contribute to an increase in the core damage frequency of about 5% (for internal initiating events at full power). This contribution is comparable to that of the most important errors of omission, typically considered in the PSA. The contribution of the other EOCs to the risk profile was found to be limited, thus highlighting the defense against EOCs provided by the plant technical and administrative protections. The detailed review of the analysis results and study report by the plant is planned for early 2013.

This third pilot study has further confirmed the importance of including EOC contributions in the plant risk characterization. The three plant-specific studies also underscore the feasibility of a systematic treatment of EOC: the studies identified a limited number of EOC situations (about 5–10 scenario-specific EOCs), with a risk significance comparable to that of the most important errors of omission (Podofillini, Dang, 2012a). The identified EOC situations possibly suggest safety-enhancing improvements (generally related to procedural guidance) aimed at decreasing the opportunities for committing these errors. The search process, based on the systematic screening of potential errors characterized by low risk-importance and plausibility provides further confirmation of the plant technical and administrative protections.

Quantification of EOCs

2. Documentation of revised CESA-Q quantification approach.

The overall goal of this subproject is to revise the CESA-Q guidance [3] to increase traceability as recommended by the assessment of the CESA-Q analyses in the International HRA Empirical Study and to extend the method's scope. The CESA-Q quantification process is being revised to incorporate a Bayesian Belief Network model, which will

yield the probability estimates as a direct function of the CESA-Q factor evaluations. This approach (first developed during 2011) was further refined and documented in draft form. In order to subject the technical core of the revised method to a peer review, an article was prepared and submitted to a journal (Podofillini, Dang, 2012d).

As noted above, the current interpolation-based approach to quantification in CESA-Q was applied for the quantification of the EOCs identified in the EOC Pilot Study III work from this year. While the resulting probabilities are expected to be plausible to the plant subject matter experts, these analyses confirm the difficulties of applying the current CESA-Q method and highlight the subjective elements of the quantification.

In addition, the results of the current EOC study and the previous two pilot studies were reviewed to derive insights on the type of EOCs generally of concern (Podofillini, Dang, 2012b), resulting in a taxonomy of generic EOCs. Table 2 shows that EOCs affecting a safety injection function, for example, may result from a diverse set of actions. The taxonomy provides the spectrum of EOCs that CESA-Q should address (and therefore that the associated guidance should be able to treat). Furthermore, during the identification of EOCs, it is also useful as a checklist for verifying the completeness of the EOC search.

Table 1:
Pilot study III: overview of the EOCs carried forward for detailed analysis

| EOC event | Scenario | EOC identifier |
|--|--|----------------|
| Inappropriate alignment of Cooling Water System (CWS) for Shutdown and Torus Cooling System (STCS) cooling | Loss of Auxiliary Cooling Water System (ACWS), with subsequent operator failure to perform early actions in response to ACWS (Fire Water alignment to Control Rod Drive system and Control Air system) | CWS.EOC 1 |
| Termination of both Core Spray System (CSS) and Alternate Low Pressure Spray (ALPS) injection | Medium Loss of Coolant Accident (LOCA) | CSS&ALPS.EOC 1 |
| Automatic Depressurization System (ADS) blocking | Medium LOCA | ADS.EOC 1 |
| | Loss of feedwater; condenser vacuum; Loss of Turbine Building Intermediate Cooling Water (TBICW); either with subsequent RCIC failure to start or run | ADS.EOC 2 |
| RCIC termination | Loss of feedwater; condenser vacuum; Loss of TBICW; Loss of ACWS | RCIC.EOC 1 |

Table 2:
Taxonomy of generic EOCs of concern for CESA-Q guidance development

| Function | Generic EOC of concern |
|------------------|---|
| Injection | <ul style="list-style-type: none"> Function initiation Function termination Inhibition of automatic actuation Injection flow diversion – injection to different location than required Suction flow diversion – alignment to source with limited/no inventory Suction flow diversion – alignment of source to different system Support systems disablement – component cooling termination/diversion Support systems disablement – AC and DC Power disconnection Support systems disablement – pressurized air termination/diversion |

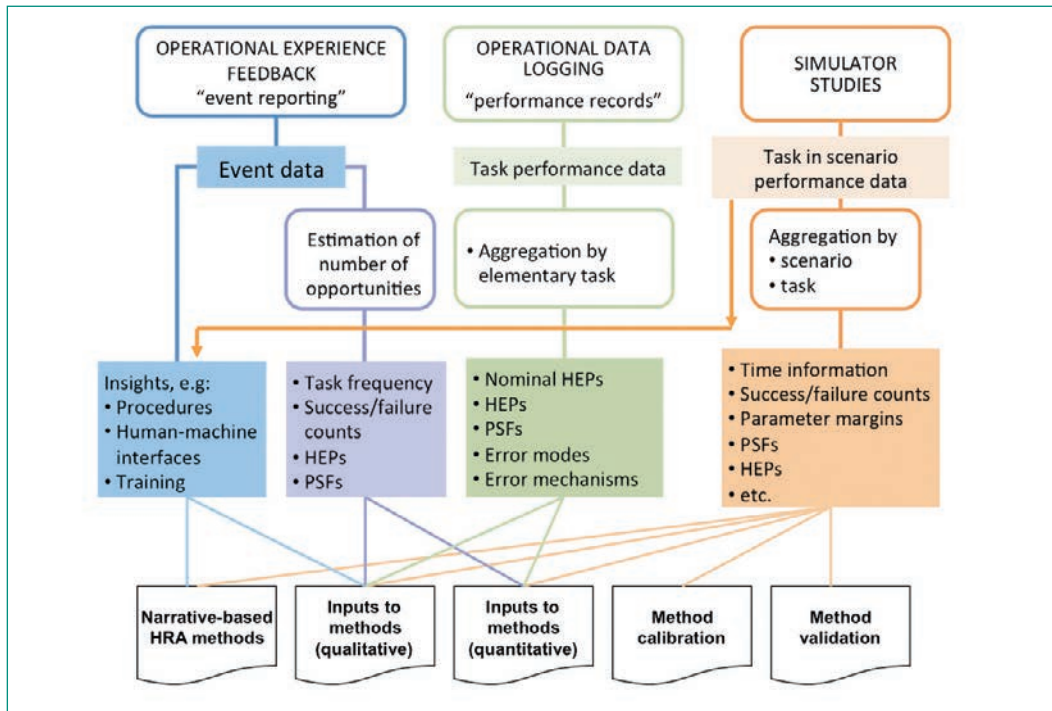


Figure 1:
Map of HRA data sources, data content and applications (top to bottom) developed from a literature review.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

3. Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study.

One of the ways in which U.S. HRA Empirical Study extends the earlier international study is in addressing inter-analyst reliability, that is, the consistency of the method results when applied by different analysts. In contrast to the «International» study based on data collected at OECD Halden, the study is referred to as the U.S. study partly because the collected simulator data and resulting reference data for the benchmark deals with the performance of operating crews from a U.S. nuclear power plant. To allow comparisons to be made among analysts applying the same HRA method, nine analysis teams each applied one of the four methods treated in the study. In 2012, the evaluations and assessments of the analyses continued and were reviewed within the assessment team. Overall results were reported in preliminary form in (Bye et al, 2012) while the results related to comparing the results of the different HRA analysis teams that used the same method were reported in (Marble et al, 2012). Quantitatively, the ranking of the HFEs were generally consistent with the reference data derived from the simulator observations. For most HFEs, the probabilities estimated by the different teams using the same method were within one order of magnitude. A detailed comparison of the HRA analyses suggests that differences in how the analysts teams compensated for

method limitations underlie the differences in the estimated probabilities. The detailed study results, to be published in a report in 2013, identify these limitations, suggest ways to improve individual methods, and identify general areas in HRA that would benefit from additional guidance. Preparation of this report is in progress and is being performed in parallel with the review and revision of the final report for the International Study (Forester, Bye, Dang et al, 2013).

4. Development of guidelines for performing simulator studies for HRA.

The work in 2012 dealt with HRA data. First, a review of the literature on major HRA data collection efforts and databases was started in 2012. Many types of data and information are referred to in the discipline as «HRA data», as observed in the 2009 OECD workshop on «Simulator Studies for HRA Purposes» (NEA CSNI, 2012). This broad understanding of data, combined with the availability of some types of data and the scarcity of other types, can hinder efforts to motivate the collection of data in simulators. As a basis for evaluating data needs and availability, the literature review aims to establish links among the different types of data as well as highlighting the relationship between the types of HRA data and their applications, shown in Figure 1.

In the work to develop the guidelines for simulator data collection, international and national requirements, standards, and good practice documents related to PSA and HRA were reviewed to define

the types of information and data needed by HRA practitioners. In a second step, these were related to different phases or types of training simulator data collection sessions. For the guideline report to be completed in 2013, one of the tasks will be to select or modify the measures and scales for each data type.

National Cooperation

A Swiss nuclear power plant supported the EOC pilot study carried out for this project by providing the PSA, plant procedures, and access to plant operators and trainers. Observations of crew performance in the plant's full-scope training simulator were performed to provide information about crew practices in accident scenarios, the application of procedures, and operator actions in abnormal scenarios. As noted, the preliminary results of the EOC pilot study were presented to utility experts for feedback. They will also review the EOC study report prior to publication in 2013.

International Cooperation

PSI contributes to the study design and assessments of the HRA methods in the U.S. HRA Empirical Study, coordinated by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the OECD Halden Project under its Joint Programme, in which Switzerland (ENSI) is also a member. A diverse set of further partners on the assessment group and HRA analysis teams include industry, regulators, and research institutes: EPRI, Sandia National Laboratories, Idaho National Laboratory, SAIC, all US; NRI, Czech Rep.

PSI is participating in a task of 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 joint task of the Working Group on Human and Organizational Factors and the Working Group on Risk Assessment is led by the U.K. Nuclear Installations Inspectorate. Its aim is an international technical evaluation of HRA methods, considering criteria shared by the member countries and other common criteria. Preliminary evaluations using the defined criteria were completed in 2012 and reviewed in a task meeting in Nov. 2012.

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 [4]. In the area of HRA data, PSI is establishing a cooperation with the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) on the development of simulator data collection guidelines. Finally, PSI performed a peer review of an Idaho National Laboratory report on simulator data collection for USNRC.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

EOC plant-specific pilot study III

1. Carry out the pilot study, aiming at the assessment of potential EOC scenarios and their risk significance.

The study was carried out during 2012. Key results were discussed with the plant personnel to ensure that the realism of the analyses. The detailed review of the analysis results and study report by the plant is planned for early 2013.

Quantification of EOCs

2. Documentation of revised CESA-Q quantification approach.

New inputs for the revision of CESA-q guidance were produced in 2012: quantification examples and a taxonomy of generic EOCs that the guidance should cover. The methodology to build the mathematical model underlying the revised CESA-Q quantification approach was submitted for publication in a scientific journal to enhance the scientific basis of the method. The finalization of the CESA-Q guidance is planned for 2013. The qualitative and quantitative analyses of selected EOCs (from the different pilot studies) will be included as comprehensive application examples in the guidance report.

Simulator Data for HRA and Method Assessment

3. Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study.

The assessments of each analysis team's HRA predictions against the reference data based on the simulator observations were completed in 2011. In 2012, the intra-method assessments, which addressed the differences in analyses, resulting predictions, and method performance between analysis teams that used the same method were completed. The final report of the U.S. study as well as the International HRA Empirical Study will be published in 2013. The project team prepared

an overview of the findings and conclusions of both studies (preliminary for the U.S. study) for the PRA Subcommittee of the U.S. Advisory Committee on Reactor Safeguards, for presentation in January 2013.

The final reports of the International and U.S. HRA Empirical Studies were initially planned to include scenario-specific lessons for HRA. While the response of the crews in the simulated scenarios is summarized in these final reports and in additional, supporting OECD Halden reports, e.g. [5], scenario-specific lessons for HRA practitioners will be addressed in a separate report. This important task related to insights for analysts concerning human performance issues in the simulated emergencies will be performed in 2013.

4. Development of guidelines for data collection in simulators.

The literature review on the state of HRA data will be completed and submitted for publication in 2013. The guidelines for simulator data collection will be completed in 2013. For future work, pilot testing of the guidelines with our Korean partner is proposed; it will emphasize an evaluation of the practicality of the proposed measures for characterizing the performance context and the observed crew performances.

Technical Basis for Seismic HRA

A report summarizing earthquake experiences at nuclear power plants, focused on the human performance elements, will be finalized in 2013. Additionally, to follow up the issues and information gaps highlighted in this report, a survey questionnaire for the elicitation of complementary information from subject matter experts will be prepared. The completion of this project is scheduled for June 2013. The objectives for a proposed follow-up project are under discussion with ENSI.

Publications

- A. Bye, V.N. Dang, J.A. Forester, M. Hildebrandt, J. Marble, H. Liao, E. Lois: «Overview and Preliminary Results of the US Empirical HRA Study», Proc. 11th Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM.
- J.A. Forester, A. Bye, V.N. Dang, E. Lois, J. Julius, S. Massaiu, H. Broberg, P.O. Braarud, R. Boring, I. Männistö, H. Liao, G.W. Parry, P. Nelson: The International HRA Empirical Study – Final Report – Lessons Learned from Comparing HRA Methods Predictions to HAMMLAB Simulator Data, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2127 (draft, to be published 2013). Also published by OECD Halden Reactor Project, HPR-373 (draft), Halden, Norway.
- J.A. Forester, V.N. Dang, A. Bye, R. Boring, H. Liao, E. Lois: Conclusions on Human Reliability Analysis (HRA) Methods from the International HRA Empirical Study», Proc. 11th Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM.
- J. Marble, H. Liao, M. Presley, J. Forester, A. Bye, V.N. Dang, E. Lois: Results and Insights Derived from the Intra-Method Comparisons of the US HRA Empirical Study», Proc. 11th Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM.
- NEA CSNI: Simulator Studies for HRA Purposes, Proc. of the OECD/NEA Workshop, NEA/CSNI/R(2012)1, 4-6 Nov. 2009, Budapest, Hungary, OECD Nuclear Energy Agency, Paris, France.
- L. Podofillini, V.N. Dang: Conventional and dynamic safety analysis: Comparison on a chemical batch reactor, Reliability Engineering & System Safety, 106, pp. 146–159, 2012a.
- L. Podofillini, V.N. Dang: Progress on Errors of Commission: an Outlook Based on Plant-Specific Results, Proc. 11th Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM, 2012b.
- L. Podofillini, V.N. Dang: Treating Complex Dynamics in Probabilistic Safety Assessment: a Case Study from the Process Industry, Proc. 11th Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM, 2012c.
- L. Podofillini, V.N. Dang: A Bayesian Approach to Treat Expert-Elicited Probabilities in Human Reliability Analysis Model Construction, manuscript submitted to Reliability Engineering & System Safety, Aug. 2012, 2012d.
- L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres: A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method, Reliability Engineering & System Safety, 109, Pages 86–98, January 2013.

References

- [1] *B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg*. The CESA method and its application in a plant-specific pilot study on errors of commission. *Reliability Engineering and System Safety*, 83, p. 187–205, 2004.
- [2] *L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres*, A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method, *Reliability Engineering & System Safety*, 109, Pages 86–98, January 2013.
- [3] *B. Reer*: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Paul Scherrer Institut, Villigen PSI, Nov. 2009.
- [4] *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 May 2008.
- [5] *H. Broberg, M. Hildebrandt, R. Nowell*: Results from the 2010 HRA Data Collection at a US PWR Training Simulator, OECD Halden Reactor Project, HWR-871, Halden, Norway, 2011.

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | H. Ferroukhi, O. Zerkak, A. Vasiliev, G. Khvostov and Project Team |
| Institution | Paul Scherrer Institut |
| Address | CH-5232 Villigen PSI |
| Tel., E-mail, Internet address | 056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://stars.web.psi.ch |
| Duration of project | 1.1.2010–31.12.2012 |

ABSTRACT

During 2012, scientific support was provided to the national regulator for the assessment of BWR equilibrium cores loaded with a new fuel assembly design. This consisted in verifying safety parameters both for normal operation and under certain dynamical conditions and to compare the performance against recently operated mixed cores. Regarding research, the validation of TRACE for the Swiss BWRs was continued with emphasis on enhancing balance-of-plant (BOP) systems for operational transients. The assessment of the code itself playing a key role, analyses of experiments carried out at integral test facilities (ITF) as well as at separate-effect-test facilities (STF) were continued. For the former, a milestone was achieved by completing the evaluation of counter-part Small-Break Loss-of-Coolant Accident (SBLOCA) tests carried out at the ROSA and PKL facilities and aimed at verifying accident management procedures during core uncovering. Regarding sub-channel capabilities for Critical-Heat-Flux (CHF) predictions, the modelling with TRACE, FLICA-4 as well as the CFD STAR-CD code of the OECD/NEA benchmark on PWR PSBT bundle experiments was also finalised with focus on Departure-for-Nucleate-Boiling (DNB) analyses. Concerning core behaviour, the SERPENT Monte-Carlo (MC) code was introduced as complementary lattice code to CASMO and a first assessment was carried out with regards to the preparation of few-group homogenised nuclear data for PWR nuclear fuel assemblies as well as for

reflector configurations. On the dynamic side, the validation of SIMULATE-3K (S3K) for BWR stability analysis was continued, this time with focus on regional oscillations. And to complement S3K, the PARCS 3-D kinetics solver was also introduced although efforts were so far mainly oriented towards establishing the methodology for the initialisation of core models. With regards to fuel modelling, the design and analyses of Halden LOCA tests with the FALCON code coupled to the GRSW-A model continues to be a key activity. And in that context, investigations were carried out to understand among other things, the reasons for an unexpected clad failure that occurred during the first test, revealing that a-thermal fission-gas-release (FGR) could play a larger role than initially foreseen. Also, a validation of FALCON for predicting rod failures during power ramps and caused by Pellet-Clad-Mechanical-Interactions (PCMI), including Pellet-Clad-Interaction (PCI) failures from Stress-Corrosion-Cracking (SCC), was carried out revealing that although accurate residual strain predictions could be achieved, the available models to estimate the failure probabilities deserved further attention. Regarding multi-physics, a major advance was to develop enhanced temporal coupling schemes for TRACE/S3K simulations along with the integration of an adaptive time-step algorithm. Although further verification is now necessary, preliminary simulations of major types of LWR transients showed that the new schemes allow to significantly speed-up the calculations while keeping the accuracy in key

parameters such as power peaks at the same level if not with a higher precision than the conventional explicit scheme. Finally, for uncertainty quantifications (UQ), a milestone was achieved by completing the benchmarking of a methodology developed for the propagation of cross-section uncertainties in CASMO calcu-

lations. With these techniques, the main contributors, in terms of nuclides and reactions, to calculated uncertainties could be identified. As well, a comparison of uncertainties between various fuel designs (e.g. UO₂ vs. MOX) as well as reactor types (PWR vs. BWR) could be conducted.

Project goals

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. In that framework, the main research lines are: development and validation of reference plant system/core/fuel models for the Swiss reactors, higher-order methods, coupled multi-physics methodologies and best-estimate safety analysis with uncertainty quantifications for operating as well as advanced LWR designs. On the basis of these research activities, a central mission is to provide independent scientific support to the national regulator. For 2012, the initially planned yearly objectives for the collaboration with ENSI were adapted to accommodate for recent changes in the resource situation, leading thereby to the following priorities.

| |
|--|
| Support to Licensing of new BWR Fuel design |
| Enhancements of TRACE Models for the Swiss BWRs |
| TRACE Assessment for OECD/NEA ROSA and PKL SBLOCA Tests |
| Establishment of Capability for PWR DNB Predictions |
| Development and Assessment of Complementary Capability for Lattice Physics Calculations |
| Validation of S3K for Regional Oscillations and Participation to OECD/NEA stability benchmark |
| Assessment of Neutronic Uncertainty Quantification Methods and Participation to OECD/NEA UAM Benchmark |
| Analyses of Halden High-Burnup LOCA Test 1 and Design of Test 2 with Cladding Burst |
| Assessment of FALCON for Modelling and Analysis of Cladding Lift-Off |
| Validation of FALCON for PCI/PCMI Failures on the basis of OECD/DEA SCIP-II Program |
| Enhancements of Temporal Coupling Schemes for Multi-Physics TRACE/S3K Analyses |
| Benchmarking of Methodology for Cross-Section Uncertainty Propagation with CASMO Lattice Code |

This report provides an overview of the status and progress achieved for selected activities conducted in relation to the above objectives.

Scientific support

During 2012, scientific support for the licensing of a new evolutionary BWR fuel assembly (FA) design was provided. Both radially and axially, this new fuel type presents an increased level of heterogeneity with regards to the nuclear as well as mechanical/structural design. To understand the impact of all these changes on the core performance and to assess the licensing analyses submitted by the vendor, STARS conducted safety evaluations of equilibrium cycles (EQC) loaded with this new fuel design. On the one hand, lattice/core physics parameters for normal steady-state operation and ranging from beginning-of-cycle (BOC) to end-of-cycle (EOC) conditions including cold as well as hot conditions, were estimated with the CASMO-5M/SIMULATE-3 codes. A part from evaluating the obtained results against those provided by the vendor, the EQC core physics characteristics were also compared to those obtained for recently operated mixed cycles (MXC). This is illustrated in the upper part of Fig. 1 where selected parameters are compared between the EQC and one of the most recent MXC cores. There, for a given parameter, the ratio between the EQC and MXC results is shown, illustrating that overall, the new design implies a rather similar core performance as previously. Some of the observed improvements are more negative void reactivity coefficients as well as isothermal temperature coefficients at BOC, while less positive isothermal temperature coefficients are obtained at EOC. Also, the EQC core provides larger thermal margins resulting from a reduced linear power density, noting that the latter allows consequently for slightly larger power peaking factors. On the dynamic side, of particular importance

was to address the eventual impact of the new fuel design on the core stability behaviour. To that aim, the recently developed stability analysis methodology based on the SIMULATE-3K (S3K) code [1] was applied to evaluate the decay ratio and resonance frequency at a selected high power/low flow operating point. As shown in the lower part of Fig. 1 where the EQC results are compared to those obtained at the same operating condition for two recent mixed cores, the EQC core yields a stronger damping of the power response to a reactivity/void perturbation, indicating thus an enhanced core stability performance. Although this evaluation was carried out only for one operating point, the results are not surprising when considering the changes in mechanical and structural properties of the new fuel design, inducing in particular a higher single-phase pressure drop at the assembly inlet combined with smaller pressure drops around spacers and in the two-phase zone (assembly outlet). Concerning the resonance frequency, it is found to increase, something in-line with the shorter effective height of the active core induced by this new fuel design.

Validation of TRACE plant system models for the Swiss reactors

For the Swiss nuclear power plants (NPPs), simulations of the plant thermal-hydraulic behavior during transients and accidents is primarily carried out with the TRACE best-estimate system code. During 2012, the main activities in this area were focused on enhancing the performance of the TRACE KKL model for a turbine trip test carried out at the plant in 1999. To that aim, the OECD/NEA validation strategy for coupled neutronics/thermal-hydraulics simulations was adopted by decomposing the tasks into three distinct phases: 1) plant system model initialization using a point-kinetic model for the neutronics; 2) set-up and verification of the 3-D core model; 3) coupled 3-D core/plant dynamical analyses. Noting that phase 2 is implicitly tackled via the continuous validation of Swiss core models, emphasis was given to address Phases 1 and 3. Especially for the former, attempts were made to update the Balance-of-Plant (BOP) models with regards to the control system in general and the actuation logic of the turbine control/stop and bypass valves in particular. As illustrated in Fig. 2, this allowed to better capture during the first second of the test, the behavior of the steam flow as well as the pressure peaks at the turbine inlet and in the reactor vessel. This is of primary importance

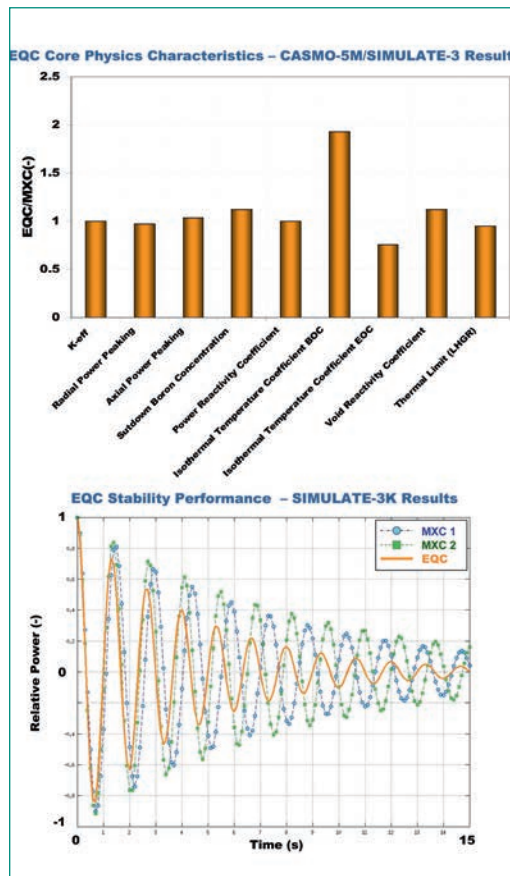
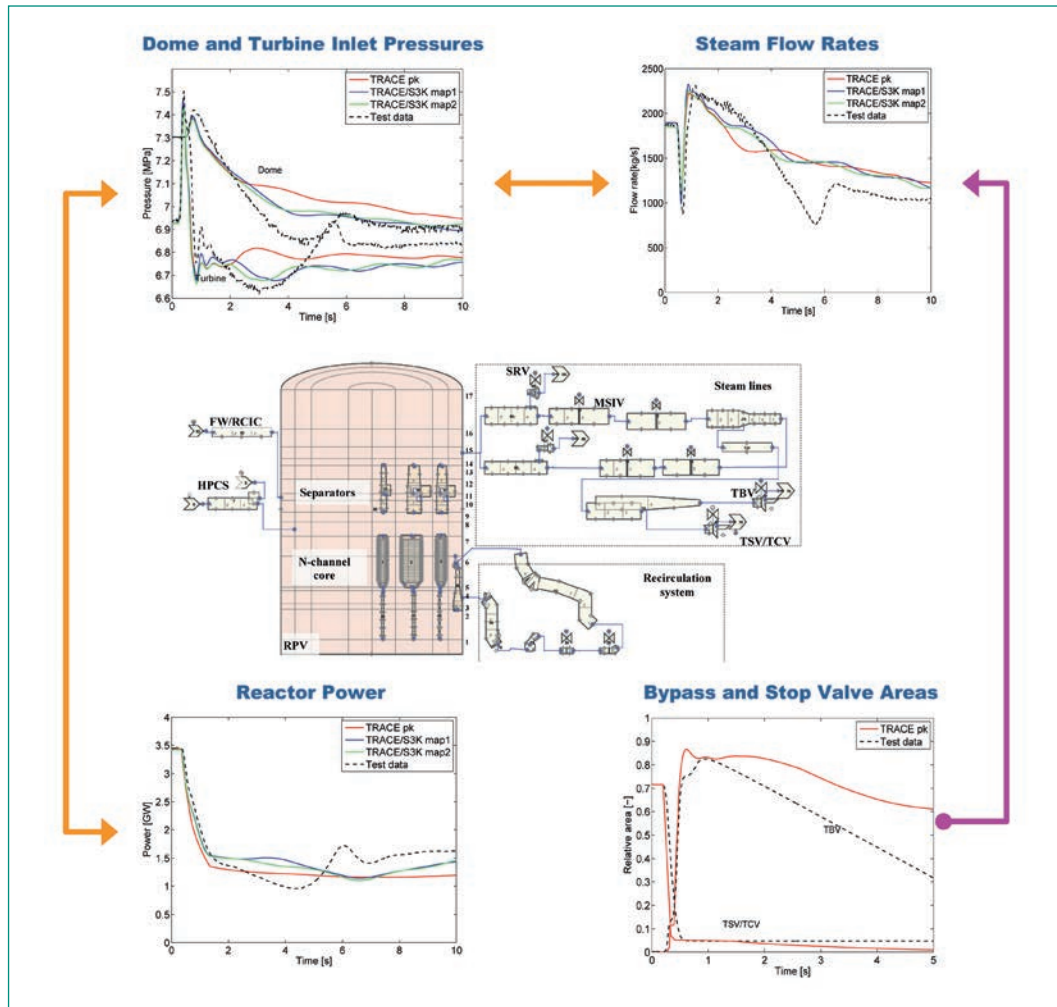


Figure 1: Steady-state and Transient Evaluations of Equilibrium Cycle Core Loaded with new BWR Fuel Assembly Design

since a steam dome pressure peak will produce a reactor power increase and even though partial rod insertion was here activated during the test, the results show that the TRACE model is able to predict this crucial phase of the transient in a satisfactory manner. However, difficulties to predict the correct long-term transient evolution appear after the initial pressure peak. Indeed, the predicted bypass valve behavior starts to deviate from measured data and this affects, via the bypass flow characteristics, the reduction of the steam flow rate and the associated increased turbine inlet pressure. For the latter, the TRACE model fails to predict the pressure recovery occurring in the time interval [3–5] seconds and moreover, the steam dome pressure increase that follows (between 5–6 s and due to pressure wave back propagation into the vessel) is not captured at all. To complement these analyses and to assess the eventual impact from the core, a coupling to S3K was as next step carried out, applying both a coarse mesh (map1) and a finer mesh (map2) mapping of the fuel assemblies with the thermal-hydraulic channels and using to that aim, the COBALT methodology currently under development [2]. As can be seen in the middle-left plot of Fig. 2, these coupled TRACE/S3K models allowed to enhance slightly the

Figure 2:
Validation of
TRACE Stand-alone
(with point-kinetics)
and with Coupling to
S3K for KKL Turbine
Trip Test



prediction of the power reduction during the early phase of the transient but after the partial rod insertion, none of these models could capture sufficiently well the power evolution. Regarding the turbine inlet pressure recovery, a certain improvement is seen especially with the finer map2 model, showing thus non-negligible interactions between the predicted core behavior and the plant system response, indicating in turn that the test constitutes a rather tightly coupled core/system transient. But in that context, the results illustrate that the implementation of more detailed core neutronic methods will not allow improving the accuracy as long as the system thermal-hydraulic (T-H) code and associated BOP models are not capturing adequately the physical processes and their response to the various and inter-related complex control systems. A further review or updates of the TRACE BOP models to ensure that these are representative of actual plant systems will thus be a key priority for enhanced operational transient simulations provided that more detailed plant design data becomes available.

Assessment of TRACE code using ITF and STF Experiments

While an objective of STARS is to achieve comprehensive TRACE models of the Swiss plants, an equally important target is to continuously assess the code capabilities for simulations of the thermal-hydraulic plant behaviour during design and beyond-design basis accidents ([3], [4]). To that aim, the long-standing active involvement and participation of STARS to the OECD/NEA ROSA-2 and PKL-2 projects was continued during 2012 by finalizing the TRACE analyses of counterpart tests carried out at both facilities. These tests were designed as SBLOCA with additional system failures in order to investigate accident management procedures during core uncover and specially, the usage of the core exit temperature (CET) to detect core heat-up and to initiate on that basis a manual secondary-side depressurization. Overall, a good agreement of the predicted integral system behaviour against plant data was obtained for both ROSA and PKL, noting that for the latter, the work was carried out with the integration of an IAEA fel-

lowship program [5]. For the high-pressure phase of the ROSA test, difficulties were nevertheless encountered due to limitations of the choke flow as well as off-take models. Concerning detection of core heat-up, the relationship between the CET and the Peak-Clad-Temperature (PCT) predicted by TRACE for the ROSA test is shown on the left hand side of Fig. 3 noting that a CET of 623 K is taken as limit to manually trigger the secondary side depressurization. Here, two main trends could be observed. First, in the very initial phase of the transient, the measured PCT increases while the CET does not change at all and this behaviour is not captured by TRACE. Secondly, one can see that several model enhancements were necessary in order to capture the appropriate PCT/CET relationship. Most influential was found to be the modelling of the non-uniform distributions at the upper core plate of the flow cross-section and heat structures area for the selected radial nodalization of the RPV (right hand side of Fig. 3), as this will in addition to the predicted vapour mass velocity, affect the heat transfer to the passive structures and influence thereby the predicted CET. Finally, it must be mentioned that the TRACE ROSA nodalization results from several years of assessment covering a total of seven different small and intermediate break LOCA tests. In that framework, a systematic methodology to track the evolution of the TRACE model was elaborated in order to apply a consistent approach for all tests and to validate thus, the same underlying physical models

under various conditions. This was done in order to ensure that such ITF assessment serves its principal purpose, namely to derive proper expertise and guidelines for a) the development of system code models for real nuclear power plants; b) the application of such models to a wide range of postulated accidents.

Regarding the assessment of the TRACE physical models and numerical methods using STF experiments, a study was conducted in 2012 to verify the code capabilities for void and level swell predictions during blowdown conditions [7]. Such conditions, leading to flashing with immediate void formation accompanied by a level swelling of the liquid-vapour free interface and a subsequent level shrink, can be encountered during BWR steam line breaks, fast depressurization transients or LOCA scenarios. Also, level swelling might occur during boil-off conditions, for instance as a consequence of loss-of-cooling capacity in e.g. a spent fuel pool [8]. To assess TRACE, the so-called «Level Swell» tests conducted by General Electric (GE) to investigate void formation and level swell and shrink as well as critical flow during blowdown, were selected. The «Small Vessel» tests were first analysed and for one of these, the reference results, i.e. obtained with a TRACE axial nodalization consistent with the pressure line taping distances, are shown on the upper plot of Fig. 4. As can be seen, a tendency of TRACE to underpredict the void fraction is observed, particularly for the lower nodes. Several sensitivity analyses were carried in

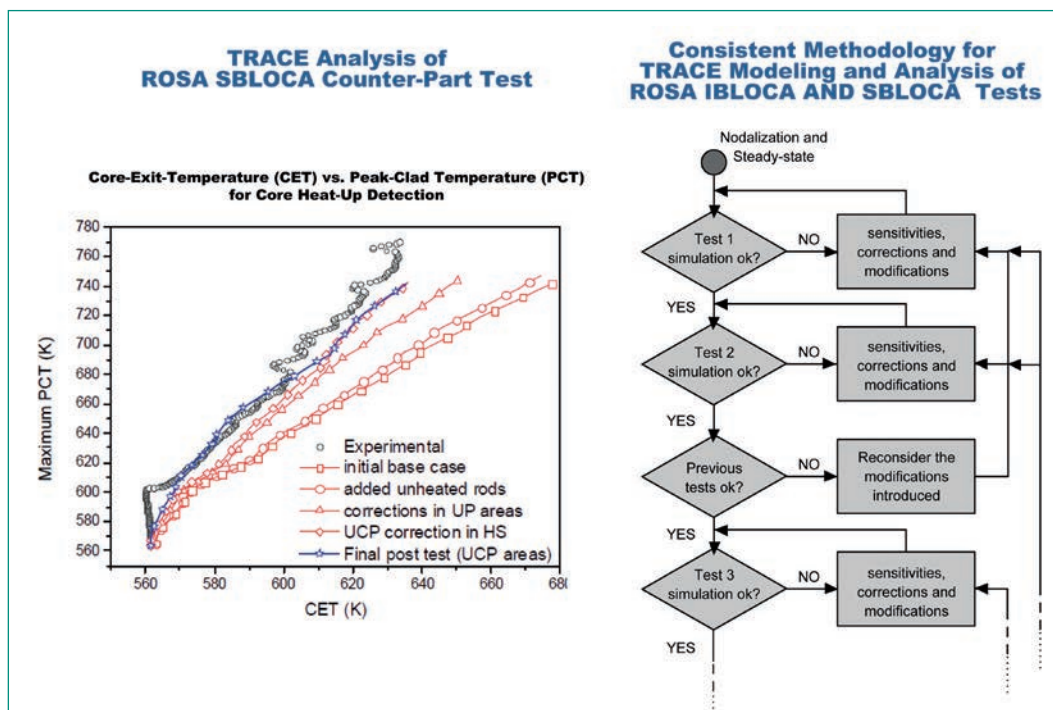
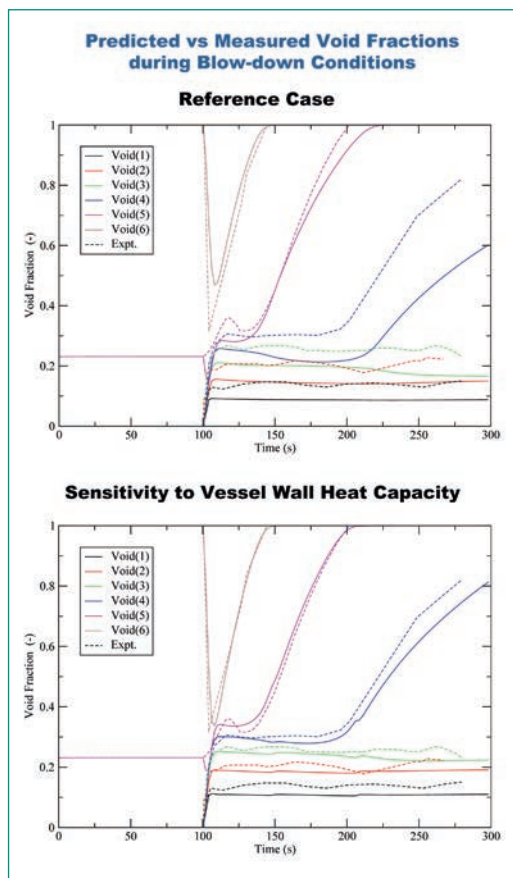


Figure 3: Assessment of TRACE for SBLOCA Counterpart Tests at ROSA and PKL Integral Effect Test Facilities

Figure 4:
Figure 4: Analysis
with TRACE of
Level-Swell Tests



an attempt to understand this behaviour. The most relevant finding was that adding a heat structure to represent the vessel wall heat capacity and the initially stored energy would allow to better model heat transfer mechanisms during the transient and improve thereby significantly the void predictions (see lower plot of Fig. 4). Consequently, additional assessment has now been initiated to confirm the TRACE capabilities for other types of tests (e.g. larger vessels, faster depressurisation rates).

Sub-channel modelling and analyses

One objective of STARS is to gradually establish through a coupling with the 3-D core simulators, the capability for critical-heat-flux (CHF) predictions during normal operation as well as under transient/accident conditions. As first step in that direction, the project participated in recent years to the OECD/NRC PWR subchannel and bundle tests (PSBT) Benchmark aimed at assessing the capabilities of T-H codes to predict void distributions and departure from nucleate boiling (DNB) on the basis of experimental data measured in a full-scale prototypical PWR rod bundles at the NUPEC test facility ([9], [10], [11]). In this context, participation to the first phase of the benchmark on void predictions during steady-state

and transient conditions for both single-channel and bundle geometries, was conducted with the TRACE system code, the FLICA-4 sub-channel code and the STAR-CD computational fluid dynamics (CFD) code. For the latter, emphasis was given to assess in collaboration with the code developers, the implementation of a new generation boiling model. An overview of the results obtained for single-channel tests is provided on the left hand side of Fig. 5. Principally, it was found that for all investigated geometries, no significant discrepancy against measured data was obtained when considering the cross-section averaged void fractions. However, a tendency for slight over-prediction in the low void fraction range could nevertheless be observed, pointing thus to the need for further enhancements of this new boiling model. Concerning Phase 2, aimed at steady-state and transient DNB predictions for bundle geometries, the analyses were carried out with the 3-D two-phase flow FLICA-4 code which is based on a 4-equation drift-flux approach combined with a turbulent mixing model. The obtained steady-state results are shown in the upper-right plot of Fig. 5, indicating thus an overall good performance of FLICA-4. A tendency for under-predicting the DNB power is nevertheless observed although this mainly indicates that the code ensures a certain level conservatism. In the same context, the various DNB correlations available in the code, including the W3 correlation and the Groeneveld «Look-up» table (GLT) were also assessed (see lower-right part of Fig. 5). This mainly showed that the W3 correlation a) would tend to produce higher DNB powers than the GLT approach; b) would be more limited in terms of range of applicability since some cases could not be analysed. But all in all, this benchmark has certainly provided a first confirmation that FLICA-4 could be a suitable candidate for DNB predictions of the Swiss PWRs although further validation remains necessary, specially in order to address the difficulty of the code to predict thermal mixing around spacers.

Lattice physics with Monte-Carlo codes

One principal purpose of lattice physics codes is to produce the few-group homogenised nuclear data, hereinafter referred to as XS data, for the downstream 3-D steady-state/transient core simulators. In that framework, the intention of STARS remains to use principally the deterministic 2-D lattice transport code CASMO-4 (C4) as well as its successor CASMO-5M (C5), not only for production

calculations for the Swiss reactors but also for various types of design and optimization ([12], [13]) or method development/assessment [14] studies. However, Monte-Carlo (MC) stochastic transport codes are nowadays also being developed for this purpose. These codes usually rely on continuous-energy neutron data libraries and offer greater geometrical modelling flexibility, reducing thereby the need for simplifications and/or approximations inherent to deterministic methods. In that context, the SERPENT MC code, under development by the Finnish VTT research institute, was specifically designed for XS data preparation. Therefore, it was considered appropriate to introduce it in STARS as a potentially complementary tool to C4/C5 and a preliminary assessment of its capabilities for XS data preparation was initiated during 2012. To start, a comparison against C5 as well as MCNPX reference solutions was carried out for a PWR nuclear fuel lattice representative of designs employed in the Swiss reactors [15]. Without considering burnup at this stage, the results illustrated in the upper part of Fig. 6 show rather small differences both for crosssections as well as assembly-discontinuity-factors (ADFs). As can be further seen, the agreement only slightly deteriorates when reducing the number of neutron histories to $\sim 10^5$. This is important since a major drawback

of MC codes for production calculations might indeed be prohibitive computational costs. Secondly, the assessment for reflector segments was also initiated with as central objective to also verify the performance of the methodology employed by deterministic code systems such as CASMO/SIMULATE and as function of reflector design. Therefore, conventional GII baffle/barrel (BB) reflector concepts as well as advanced GIII/III+ heavy reflector (HR) designs were included in the study. For the latter, opportunity was also taken to assess through SERPENT, the impact of using a homogeneous modelling approach (HR4), as necessary in C5M, versus a reference explicit heterogeneous representation (HRR). To summarise, it was found that both codes predict a similar reflector saving (around 4500 pcm) of GIII designs compared to GII concepts. Concerning the XS data, an agreement within 10% was obtained for both diffusion coefficients as well as ADFs although for the latter, a tendency for larger differences was observed for the GII design. For the cross-sections, the comparison is illustrated on the lower-part of Fig. 6 showing thus a good agreement for the GII design while a deterioration is seen for the GIII design. Specially, the fast-to-thermal removal cross-section is seen to be underpredicted by C5 and this effect becomes more pronounced if a comparison to an

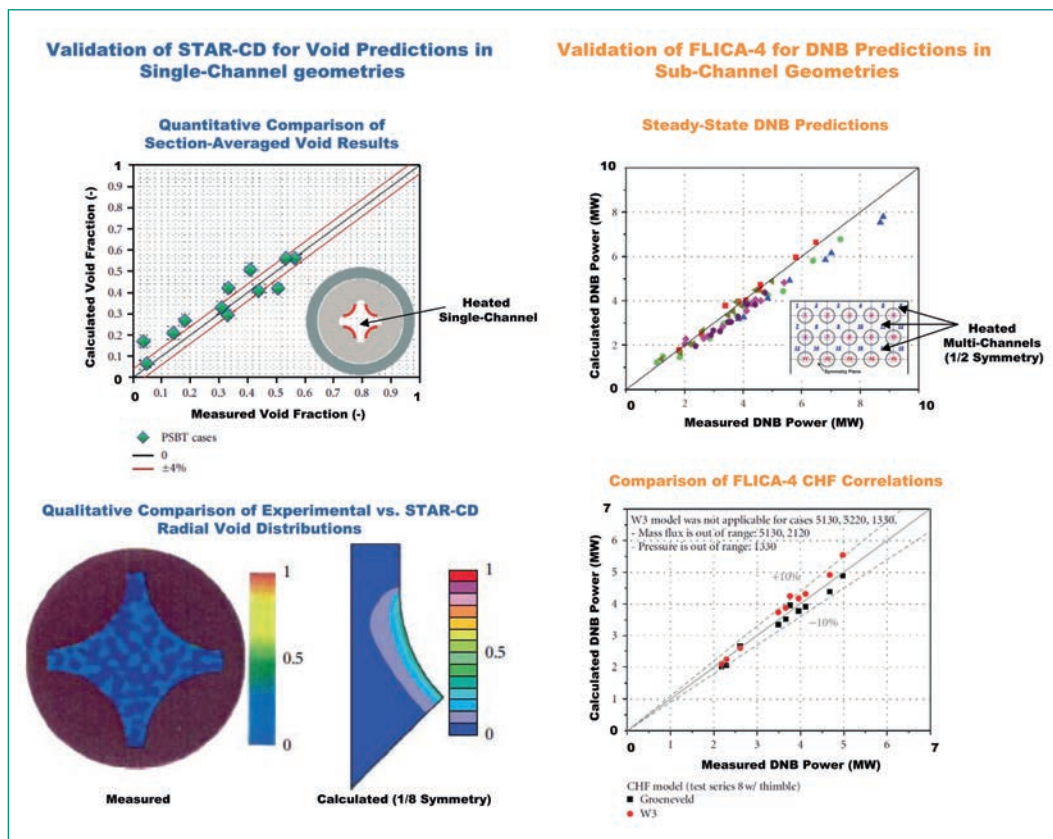


Figure 5: Modeling and Analysis of OECD/NEA PWR PSBT Void and DNB Benchmark with CFD (STAR-CD) and Sub-Channel (FLICA-4) Codes

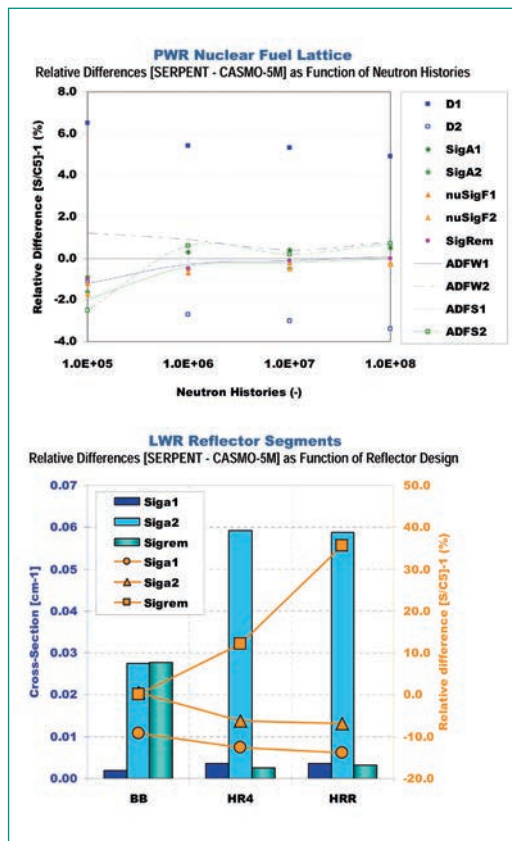
explicit heterogeneous model is made, indicating that for advanced GIII designs, the homogeneous approach used by C5M will tend to overpredict the backscattering of neutrons into the active core zone. Finally, it must be underlined that for all nuclear data and configurations, the statistical error of SERPENT would be less than 0.5% and would converge rapidly i.e. even if a much smaller number of histories than a finer reference case would be applied.

Validation of BWR stability methodology for out-of-phase oscillations

The new PSI BWR stability analysis methodology based on S3K and developed in recent years [1] has so far not been validated for regional instability i.e. for out-of-phase oscillations. This type of instability mode constitutes a greater safety concern since it can not be easily detected solely by global average neutron flux monitors and it is also known to be more challenging for system code simulations because of the more complex underlying dynamical behaviour. For this reason, it was considered appropriate to start during 2012, the validation of the S3K methodology for regional stability and to that aim, one of the KKL cycle 07 stability tests was selected. During this specific test, not only an out-of-phase oscillation mode but also an azimuthal rotation of the symmetry line, were

observed. Hence, using the same methodology as validated so far for global stability, i.e. without any modifications neither to the computational route nor to the modelling options, the analysis of this test was carried out. All in all, it was found that S3K would predict rather well the dynamical reactor behaviour including the excitation of the out-of-phase mode with rotation and oscillation of the symmetry line. Furthermore, a detailed analysis of the predicted LPRM signals showed that the two out-of-phase oscillation modes, associated to the first and second azimuthal neutronic modes, were simultaneously excited with oscillations growing to a limit cycle with a ~ 40% amplitude around the steady-state value. In addition, the S3K results indicated that it is the superposition of these two modes that will make the symmetry line oscillate or rotate, depending on the dominance of one of these two modes. With only one dominant mode, the superposition of the two azimuthal modes will produce an oscillatory behaviour around the axis of the dominant mode. On the other hand, with a comparable strength between the two modes, a superposition of the two azimuthal modes will result in a rotational behaviour of the symmetry line with no favourite direction. A summary of these findings is given in Fig. 7. On the upper-left plot, the symmetry lines for the two azimuthal modes are illustrated while the upper-right plot shows the calculated neutron fluxes at selected LPRM locations for a 300 s time interval of the test. On the lower plots, snapshots of the 2-D power distribution and its evolution as function of the LPRM dominance ratios are shown. As can be seen, in a first stage, the symmetry line is located around the NE-SW direction but as the dominance ratio approaches one, a rotational pattern of the symmetry line gradually develops. Hence both qualitatively and quantitatively, the S3K methodology is able to reproduce the complex core behaviour that occurred during this test, noting however that the resonance frequency was found to be slightly over-predicted.

Figure 6: Assessment of SERPENT for LWR Nuclear Data Preparation



Establishment of complementary capability for 3-D reactor kinetics

Although S3K will remain the principal solver for either stand-alone coupled neutronics/thermal-hydraulics 3-D core simulations or as kinetic solver for coupled core/plant transient simulation with TRACE, it was considered adequate and useful to establish a complementary 3-D kinetics capability based on the PARCS code. Among other things,

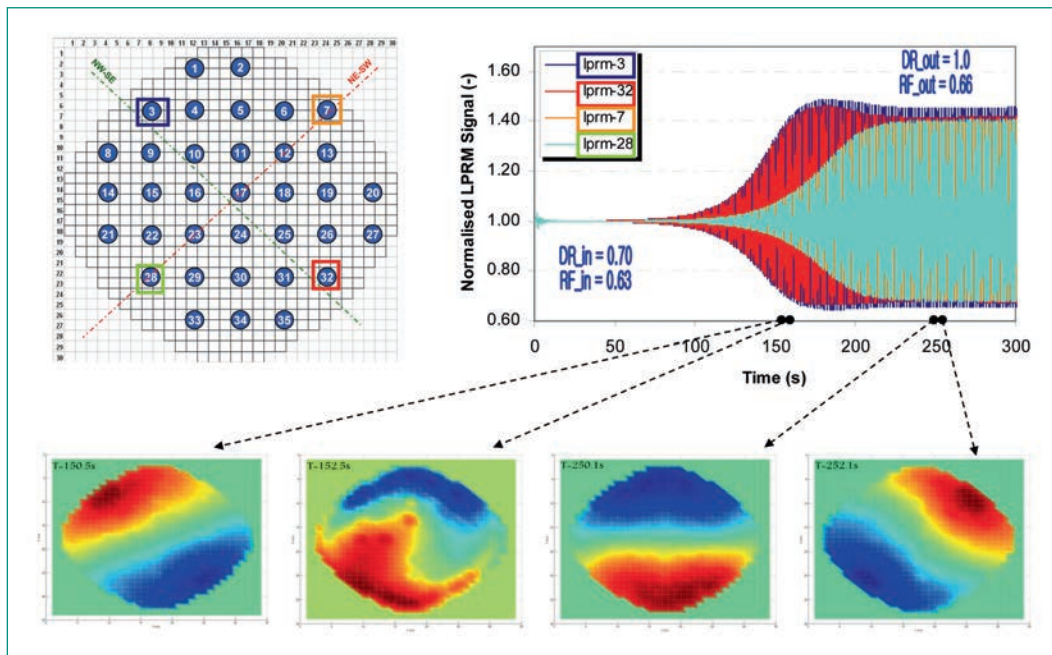


Figure 7:
Modeling and Analysis with SIMULATE-3K of KKL Cycle 07 Regional Stability Test

PARCS is currently the standard kinetic solver available in TRACE and also includes different neutronic models compared to S3K (e.g. multi-group diffusion) providing thereby the opportunity to benchmark, when considered as appropriate, S3K or coupled TRACE/S3K results. For this reason, a semester/master project was initiated during 2012 with as first objective to develop a methodology to initialise the PARCS core models using as basis, the same few-group XS data produced by the upstream CASMO-4/5 transport calculations [16]. In that framework, the GenPMAX module designed for the transfer to PARCS of XS data produced by lattice codes such as e.g. CASMO, was implemented and tested. To start, a verification of the compatibility between the PMAX library produced by GenPMAX and the CASMO results was conducted. This was confirmed to be the case when using a simplified structure for the XS data matrix produced by CASMO via base depletion and branch calculations. However, when applying the standard base/branch structure used for the Swiss core models and referred to as the S3C matrix, several deficiencies were identified. For instance, very large reactivity errors (around 2000 pcm) were encountered for certain combinations of state variables. This was found to be caused by the inability of GenPMAX to map the XS data when more than two instantaneous variables are simultaneously perturbed, something that will constitute a limitation of PARCS when simulating transients with non-negligible effects from coupled feedback terms. Large discrepancies were also found when the Xe/Sm contribution to the

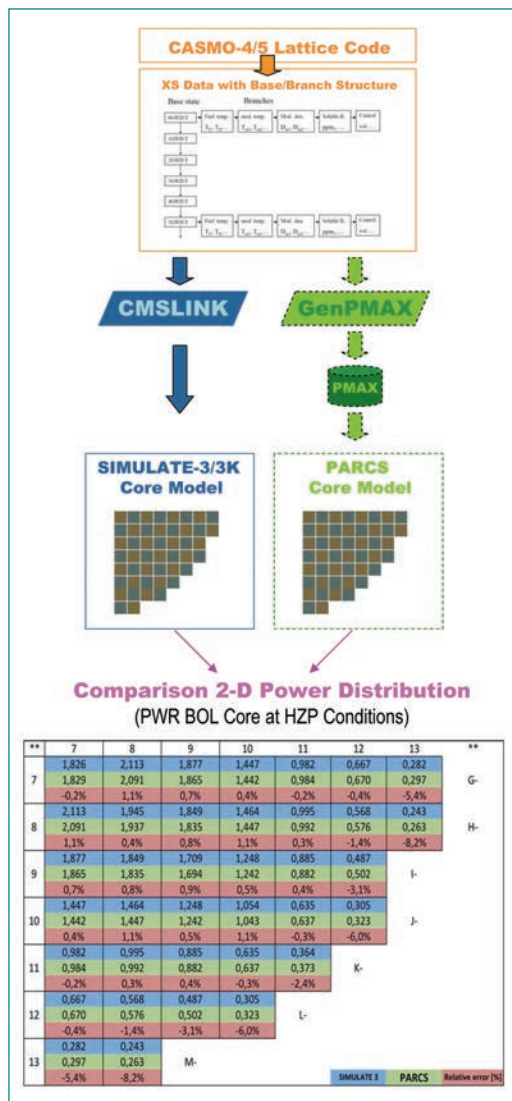
absorption cross-section is treated separately. A third limitation is that the number of burnup steps in branch calculations must be the same for different histories, something that is not necessarily the case with the S3C structure. All of these points were therefore notified to the code developers which have initiated efforts to enhance GenPMAX for applications with standard CASMO LWR calculations, something that was hence not the case up to now. In parallel to this, it was nevertheless considered necessary to verify the PARCS results when using as basis, at least simplified XS data structures. To that aim and selecting a PWR core model as starting point, simplified CASMO models were thus used to initialise both a SIMULATE-3 and a PARCS 3-D core model. At this stage, only comparisons for a BOL fresh-fuel core at hot-zero-power (HZP) were made in order to eliminate the impact from burnup as well as from thermal-hydraulics. The results, illustrated on the lower part of Fig. 8, show a rather good agreement in terms of 2-D radial power distribution except at the core periphery where different reflector methodologies might however be the primary cause. But overall, this level of agreement provides confidence that the GenPMAX/PARCS methodology should also produce correct results for more complex configurations once the above mentioned updates have been correctly implemented. Before that, further assessment will be necessary specially for BWR analyses.

Modelling and analysis of fuel rod behaviour during LOCA

A central activity of STARS with regards to fuel behavior is to improve the modeling of complex thermo-mechanical phenomena for base irradiation as well as for major types of transient/accidents such as Reactivity-Initiated-Accidents [17] or LOCAs and involving primarily UO₂ but also other types of fuel design such as MOX ([18], [19]). Specially for enhanced LOCA fuel safety criteria, the project has been and continues to be highly active in experimental tests such as those conducted at the JAEA NSSR facility [20] but also and specially at the Halden reactor. For the latter, activities in recent years were focused around the design and analyses, using FALCON coupled to GRSW-A, of two LOCA tests with high burnup (HBU) fuel samples from the KKL reactor. The first test, namely IFA-650.12, was successfully conducted following the PSI design specifications but a clad rupture caused by an unforeseen level of rod internal pres-

sure occurred during the cool down test phase. Hence, during 2012, a major activity was to investigate the reasons for this behavior and on that basis, to attempt drawing the necessary lessons for the design of the second test, IFA-650.13, which was also completed during the year. The investigations were focused on assessing the hypothesis of a-thermal fission gas release (FGR) from HBU fuel during the test as this could constitute a safety-significant finding if experimentally confirmed and theoretically justified. First, an assumption was made that the measured gas pressure could perhaps be explained by a high fraction of the free rod volume distribution along the high-temperature fuel stack. However, this assumption was ruled out based on a FALCON calculation showing that such level of pressure could not be reached even under the most conservative assumption, namely when assuming that the entire free volume would solely consist of the voids within the active fuel stack. Secondly, an alternative method was designed and used to estimate the FGR during the test in question. This method can be referred to as «quasi-puncturing» because the principle is the same as in corresponding experimental techniques widely used in hot laboratories. Basically, the method consists in using available data for gas pressure and free volume at two time points, namely at the beginning of the heat-up phase and just before the cladding rupture. The free volume at the latter time-point was inferred from the measured cladding deformation after the test and additional assumptions were made regarding the probable gas temperature distribution in the free volume based on available thermometry data. This alternative method resulted in an estimated FGR amount quite close to the one obtained from a FALCON-based numerical fitting of the calculated pressure dynamics to the measured one, assuming different values of the a-thermal FGR in the rod. In fact, both methods converged to a FGR quantity amounting to around 60 cc@STP. As next step, a base irradiation of the full-scale mother rod used for refabrication of the tested sample was carried out with FALCON coupled with the GRSW-A model. The objective was to evaluate the distribution of the retained gas in the fuel sections subject to the LOCA tests. Specifically, the gas retained by the large inter-granular pores formed in the pellet centre and rim during the base irradiation as well as the gas released by the HBS in the pellet rim but trapped in the closed gap due to the tight pellet-cladding bonding, were considered as likely contributors to FGR during the

Figure 8:
Establishment and Verification of Methodology for PARCS Core Modeling of the Swiss Reactors



LOCA tests. The values of these parameters calculated for both tested sections after base irradiation, are presented in Fig. 9. As can be seen in that figure, the estimated total quantity of retained gas available for transient a-thermal FGR was found to be comparable to the filling gas for the IFA-650.12 test. Hence, its release could have been the cause for the drastic up-swing of the measured pressure during the test. Obviously, the impact of such phenomenon on fuel behavior during LOCAs might thus be significant. Therefore, the extension of models available for predictive analyses of effects from pellet-cladding bonding, fragmentation and transient a-thermal FGR, was recently proposed as a PhD project in order to complement further the design and analyses of Halden LOCA tests.

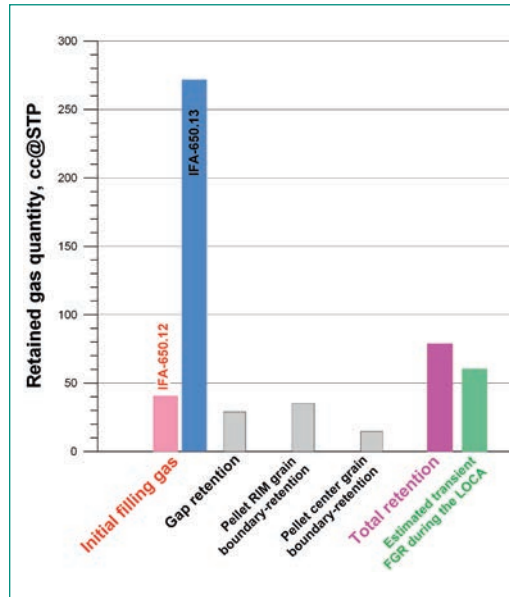


Figure 9: Calculated Characteristics of Gas Retention in Segment C of KKL Fuel Rod AEB072-E4 versus Filling Gas Quantity in Re-Fabricated Rods used for the Halden LOCA Tests

Assessment of fuel performance codes for PCI/PCMI failures

During reactor start-up and/or operation manoeuvres involving power ramps, nuclear fuel rods are vulnerable to failures from Pellet-Clad-Mechanical-Interactions (PCMI) caused by pellet expansion combined with cladding stresses. Three main failure modes can take place, namely Pellet-Clad-Interaction (PCI) resulting from Stress-Corrosion-Cracking (SCC), Hydrogen embrittlement and delayed-Hydrogen-Cracking. Therefore, the OECD/NEA SCIP-II program was recently launched to address among other things, PCI/PCMI failure mechanisms during various types of power ramps (e.g. single ramps as well as stepwise ramps with

stress-relaxation from power holding). The STARS project is participating to this program with the objective to enhance FALCON for PCI/PCMI modeling and specially to assess the code's capabilities for clad failure predictions. During 2012, analyses with FALCON coupled to GRSW-A were thus conducted for 8 BWR rods subject to various types of ramps (see upper table of Fig. 10). On this basis, a validation of the capabilities to predict residual strains after the ramps was first carried out. This is illustrated in the lower-left plot of Fig. 10 where the FALCON results are compared to experimental data for one of the BWR rod (xM3). Here, one can note the significant improvement obtained

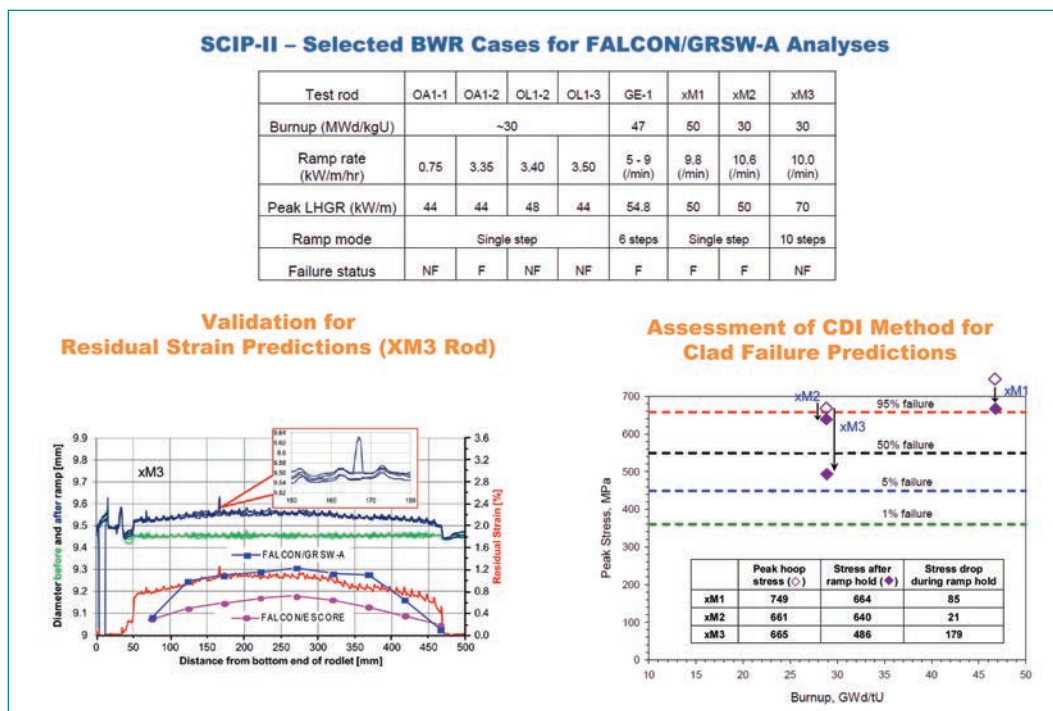


Figure 10: Modeling and Analysis with FALCON/GRSW-A of SCIP-II BWR Ramps (Results for xM Rod Series)

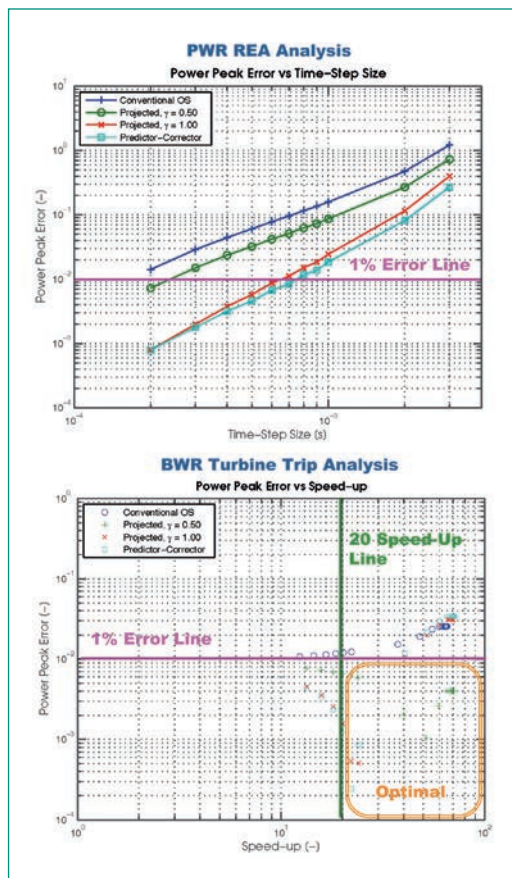
with the GRSW-A model compared to the nominal FALCON ESCORE approach. Thereafter, the Cumulative-Damage-Index (CDI) method available in FALCON and established by EPRI to estimate failure probability as function of peak hoop stress was applied. As can be seen in the lower-right plot of Fig. 10 showing the obtained results for the xM rod series, the CDI method predicts a very high failure probability for all three rods while this was not the case experimentally since only the xM1 and xM2 rods failed. This indicates that the CDI method did not capture the correct failure probability pattern between the various rods. When considering that the three rods were subject to different types of ramps, an attempt was made to include the clad relaxation from power holding on the CDI predictions. More precisely, by taking into account the stress drop during ramp hold instead of solely applying the peak hoop stress in the CDI correlation, an improved and correct discrimination of failure versus non-failure was achieved with a reduction of the failure probability for the xM3 rod to around 5% (see lower-right plot of Fig. 10). Although this finding must be considered with care since this implies a deviation from the nominal range of application of the CDI method, it certainly illustrates that the latter might not account for all

relevant effects from the ramp dynamics when estimating failure probabilities. For this reason, these validation efforts are now being continued using not only SCIP-II data but also other experimental tests available from e.g. the IAEA FUMEX program [21] in order to understand better the capabilities of the CDI method and to identify eventual areas of enhancements for applicability to a wider range of power ramps.

Multi-physics and coupling methodologies

One central mission of STARS is to develop multi-scale and multi-physics computational methodologies to improve the space-time resolution of models applied for transient/accident safety evaluations. During 2012, emphasis was given to develop and assess enhanced temporal coupling schemes for TRACE/S3K (TS3K) simulations ([22], [23]) and as part of the participation to the EU NURISP project ([24], [25]). For TS3K, the particular intention was to establish complementary schemes that would allow for more efficient simulations when large detailed core models are necessary or when very long transients are to be analysed. The nominal TS3K temporal scheme is indeed based on an explicit operator-splitting (OS) method which requires very small time-step sizes in order to ensure numerical stability and convergence of the coupled simulation. To overcome this, two enhanced temporal coupling schemes were established, namely 1) a time-projected power (TPP) method; 2) a predictor-corrector approach to advance the thermal-hydraulic solution (PCTH). For both schemes, the objective was to achieve a given accuracy target using larger time-step sizes than with the explicit OS method. Also, an adaptive time-step algorithm (ATS) applicable to all coupling schemes was developed. The ATS is based on adapting the time-step sizes by tracking the fastest dynamical scales of the main physical variables (e.g. power, T-H feedback quantities) and to optimise thereby, the trade-off between accuracy and CPU cost. To assess these developments, both a neutronic driven transient such as the PWR Rod-Ejection-Accident (REA) and a T-H driven transient such as the BWR turbine trip, were analysed. For the REA case, some of the achieved results are illustrated on the top part of Fig. 11. There, the power peak error as function of time-step size is compared between the TPP approach (using two variants of the weighting factor γ applied to the temporal projection of the power, the PCTH scheme and the conventional OS method. Clearly,

Figure 11:
Evaluation of Enhanced Temporal Coupling Schemes for TRACE/S3K Analyses



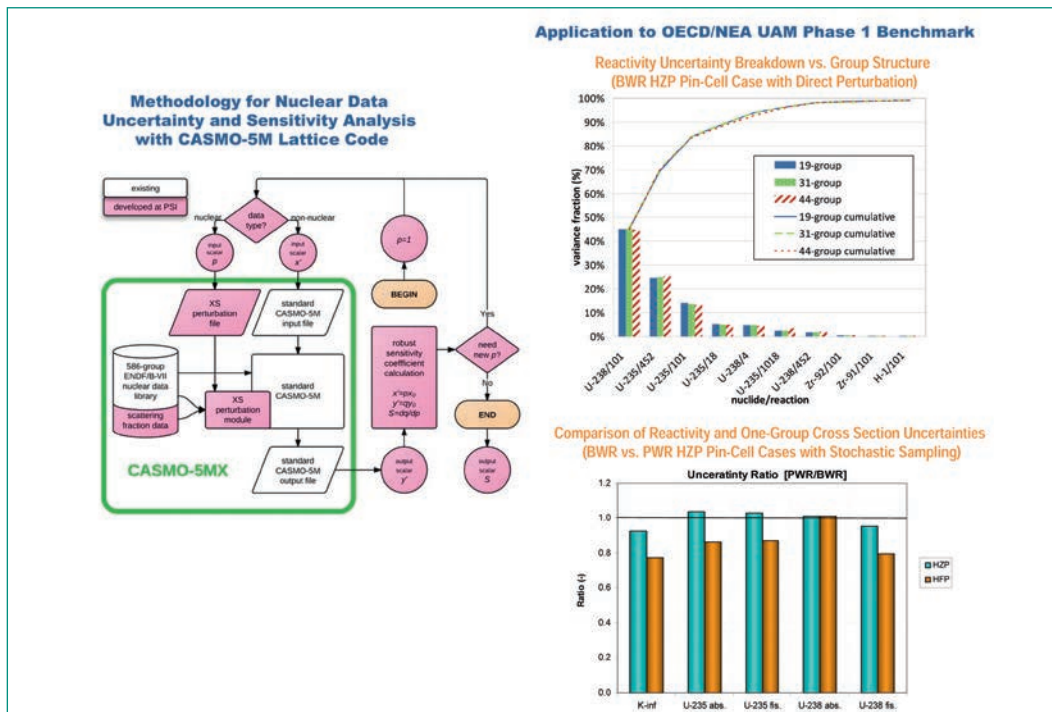


Figure 12: Development and Assessment of Nuclear Data UQ Methodology for CASMO-5M Code

one can observe that the time-step needed to achieve an error below 1% by the PCTH is more than three times smaller than with the OS. Regarding the turbine trip transient, some of the results obtained with the various schemes and with implementation of the ATS, are illustrated in the lower part of Fig. 11. There, the relation between power peak error and computational speed-up (achieved through a variation of a «safety factor» in the ATS that limits the maximum fractional change of any state variable between two consecutive time-steps) is shown along with the 1% error and 20 times speed-up lines, noting that the lower right quadrant constitutes thus the optimal region. A first observation is that even with the slowest speed-up, the conventional OS method fails in reducing the power peak error below 1%. In contrast, with the ATS applied to the TPP or PTCH schemes, a speed-up factor of 20 can be achieved while maintaining a high accuracy. Therefore, when combined together, the new schemes and the ATS allow reducing the error to levels where numerical diffusion becomes non-negligible, if not predominant. However, along that these new approaches will be assessed for other types of transients, further studies will also be needed to address, among other things, if an optimal safety-factor for the ATS algorithm can be estimated. Also, studies will be conducted regarding the development of alternative coupling approaches and/or parallelization capabilities.

Uncertainty analysis

As STARS aims at developing safety-related computational methodologies using best-estimate codes, one important complementary activity is to establish advanced and reliable methods to quantify the uncertainties associated with the simulation results. In that framework, a capability for uncertainty quantification (UQ) with respect to nuclear data was in recent years developed for the CASMO-5M lattice transport code (see left part of Fig. 12). The guiding principle was to implement two complementary non-intrusive UQ techniques in a special PSI code version referred to as CASMO-5MX: 1) direct perturbation (DP) and 2) stochastic sampling (SS). During 2012, a benchmarking of these techniques for UQ related to cross-sections was completed through participation to the OECD/NEA UAM Phase 1 benchmark. More precisely, solutions for BWR and PWR pin-cell as well as assembly models at both HZP and hot-full-power (HFP) Beginning-of-Life (BOL) conditions were finalised. Among other things, uncertainty estimations of the reactivity (k -inf) as well as 1-group collapsed cross-sections for various nuclides and reactions were estimated with both the DP and the SS techniques, indicating a close agreement between both methods as well as to independent solutions provided by other participants. Also, a breakdown of the k -inf uncertainty allowed to assess the most influential parameters and to study in that context, the impact of the perturbation group structure. This is illustrated in

the upper-right part of Fig. 12 showing for the BWR HZP pin-cell case, a ranking of the variance contributions as well as the cumulative variance aimed at delimiting the most influential parameters (e.g. representing more than 99% of the total k-inf uncertainty). Principally, for UO₂ fuel, it could thus be observed that the most important contributors to k-inf uncertainty are ²³⁸U capture, ²³⁵U neutrons per fission and ²³⁵U capture. And similarly, uncertainty breakdown showed that ²³⁸U inelastic scattering would account for well over 50% of the 1-group ²³⁸U absorption cross-section. Based on these types of investigations, the estimated uncertainties could also be compared between different fuel designs (e.g. UO₂ vs. MOX) or LWR type (BWR vs. PWR) as illustrated in the lower-right part of Fig. 12 where for a given quantity, the ratio between the PWR versus the BWR uncertainty is shown. As can be seen, the BWR k-inf uncertainty tends to be larger, especially at HFP conditions when spectrum hardening increases substantially the contribution from ²³⁸U fission cross-section uncertainties. As next step, UQ for fuel depletion will be aimed at, including thus propagation of fission yield and decay data uncertainties. As well, the relative effect of nuclear data versus design/geometrical uncertainties on depletion uncertainties will in that framework also be studied.

National Cooperation

To carry out its research and scientific support activities, the STARS project collaborates with ENSI as well as with swissnuclear and NAGRA for operational and waste management issues. 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 collaborating with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration and supervision of relevant MSc and/or PhD theses as well as for the realisation of courses for the Nuclear Engineering Master Program including the «Nuclear Computation Laboratory» course on reactor simulations.

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, Michigan 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/SIMULATE-3/SIMULATE-3K) and EPRI/ANATECH (FALCON).

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

During 2012, despite a shift in priorities due to changes in resource situation, several key objectives could be achieved. Among other things, scientific support to ENSI could be provided and on the research side, progress was reached in many activities with two main characteristics. On the one hand, participation to several OECD/NEA benchmark programs and/or benchmark phases was finalised. On the other hand, along the development and validation of methodologies using reference codes for the Swiss reactors, efforts were initiated to integrate complementary computation methods in order to further strengthen the project capabilities for comprehensive state-of-the-art steady-state and safety analyses. Some deviations to the initially planned targets were nevertheless encountered. For instance, the development of uncertainty quantification methods related to physical models of thermal-hydraulic system codes did not materialize in concrete progress due to the lack of resources. Also, an assessment of the BWR core stability analysis methodology for the OECD/NEA Oskarshamn stability benchmark was not started because of a delay by the organizers to provide final specifications. Finally, the validation of fuel performance codes for the modelling of clad lift-off phenomena at high-burnup has not yet been launched because higher priority was given

to the interpretation and design of LOCA experimental tests. All these activities remain key targets for the next phase of the STARS collaboration with ENSI which will start in 2013 and for which the sci-

entific support and research programs are currently being finalised. And in line with these programs, the main objectives for 2013 are as follows.

| | |
|--|--|
| Plant System and Thermal-Hydraulics | Modelling with TRACE of KKL Fast Run-Up of new Recirculation Pumps |
| | Updates of KKG TRACE Model for SGTR Accident Analyses |
| | Analysis of OECD/NEA PREMIUM Phase-3 with TRACE plus CIRCE UQ Methodology |
| | Validation of STAR-CCM+ for PKL-2/PKL-3 Rocom Tests |
| | Development and Testing of STAR-CCM+ CFD Mesh for KKG Vessel |
| Core Behavior and Reactor Physics | Support to Licensing of new KKL Core Loading |
| | Development and Testing of CMSYS/FLICA Methodology for PWR DNBR Calculations |
| | Assessment of Hybrid Monte-Carlo/Deterministic Scheme for Enhanced LWR Reflector Modelling |
| | Validation of S3K for OECD/NEA Oskarshamn Stability Benchmark |
| Fuel Modelling and Thermo-Mechanics | Development of Methodology for Nuclear Data Uncertainty Propagation in CASMO-5M Depletion Calculation |
| | Validation of FALCON for Halden LOCA Test 2 and Design of Test 3 |
| | Completion of FALCON Assessment for Modelling of Cladding Lift-Off at High Burnup |
| | Development and Validation of Reference Methodology for Base Irradiation of Swiss Fuel Rod Designs |
| Multi-Physics | Continued Validation of FALCON for PCI/PCMI Fuel Rod Failures |
| | Consolidated Verification of COBALT Methodology for TRACE/S3K Analyses |
| | Enhancements of TRACE/S3K Coupling Scheme for Heterogeneous Feedback Distributions |
| | Participation to OECD/NEA UAM Phase 2 for Fuel performance, Assembly Depletion and Bundle Thermal-Hydraulics |

Publications

- [1] A. Dokhane, S. Canepa, H. Ferroukhi. Transition to CASMO-5M and SIMULATE-3K for Stability Analyses of the Swiss BWRs. Proc. Int. Conf on Advances in Reactor physics, PHYSOR2012, April 15-20, 2012, Knoxville, Tennessee, USA, (2012)
- [2] T. Gudmundsson, S. Canepa, K. Nikitin. Development of the data linkage tool COBALT for best-estimate LWR analysis with the coupled TRACE/S3K code. PSI Technical Report TM-41-10-19 (2012)
- [3] Y. Aounallah. Simulation of HALDEN IFA-650 loss-of-coolant accidents tests with TRACE. Kerntechnik, Vol. 77, pp 316–323 (2012)
- [4] M. Sharabi, J. Freixa. Analysis of the ISP-50 Direct vessel Injection SBLOCA in the AT-LAS Facility with the RELAP5/MOD3.3 Code. Nuclear Engineering and Technology, Vol. 44, pp 709–718 (2012)
- [5] S. Belaid, J. Freixa. PKL III G7.1 counterpart test simulation using the US-NRC thermal-hydraulic best estimate system code TRACE. PSI Technical Report TM-41-12-08 (2012)
- [6] J. Freixa, A. Manera. Remarks on Consistent Development of Plant Nodalizations: An Example of Application to the ROSA Integral Test Facility. Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2012, Article ID 158617 (2012)
- [7] Y. Aounallah. Two-Phase Blowdown Prediction with TRACE based on General Electric Level-Swell Experiments. PSI Technical Report TM-41-11-26 (2012)
- [8] H. Ferroukhi, G. Khvostov, O. Zerkak, A. Vasiliev, M.A. Zimmermann. Evaluation of the Fuel Rod Behaviour in a BWR Spent Fuel Pool under Boil-Off Conditions. Proc. Int. Workshop on Nuclear Safety and Severe Accidents, NUSSA, Peking, China, September 7–8, 2012
- [9] T-W. Kim. OECD/NRC Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Test (PSBT) – Phase-1: Steady-state and Transient Bundle tests. PSI Technical Report TM-41-11-23, (2012)
- [10] T-W. Kim. OECD/NRC Benchmark based on NUPEC PWR Subchannel and Bundle Test (PSBT) – Phase-2: DNB Benchmark. PSI Technical Report TM-41-11-29, (2012)
- [11] T-W. Kim, V. Petrov, A. Manera, S. Lo. Analysis of Void Fraction Distribution and Departure from Nucleate Boiling in Single Subchannel and Bundle Geometries Using Subchannel, System, and Computational Fluid Dynamics Codes. Science and Technology of Nuclear Installations, Vol. 2012, Article ID 746467 (2012)
- [12] P. Zvonek. Inert Matrix Fuel Calculations with CASMO-5. EPFL/ETHZ Semester Work Report (2012)

- [13] *P. Zvoncek*. Multi-objective Neutronics Optimization of Inert Matrix Fuel with CASMO-5M and MATLAB's Genetic Algorithm. PSI Technical Report TM-41-12-06, (2012)
- [14] *S. Canepa, W. Wieselquist, H. Ferroukhi*. Report on PWR schemes and benchmark analysis results using APOLLO2 and TRIPOLI4. NURISP Report D.1.4.3.b (2102)
- [15] *M. Hursin*. Scoping Study towards the Establishment of a Methodology for Preparation of Few-Group Homogenized Neutronic Data for LWR 3-D Core Analyses using the SERPENT Code. PSI Technical Report TM-41-12-03, (2012)
- [16] *S. Bogetic*. Assessment of Cross-Section Interface for PARCS Modelling and Analysis of a Swiss LWR. EPFL/ETHZ Semester project Report (2012)
- [17] *G. Khvostov*. The first set of calculation results using FALCON MOD01 with GRSW-A for the OECD/NEA-CSNI RIA codes benchmark. PSI Memorandum SB-RND-ACT-006-11.001 (2012)
- [18] *Y. Yun*. Brief survey of the available data and correlations for major MOX fuel properties. PSI Technical Report TM-41-12-10 (2012)
- [19] *Y. Yun*. Implementation and benchmark of MOX thermal conductivity model in FALCON MOD 01. PSI Memorandum SB-RND-ACT-001-07.004 (2012)
- [20] *Y. Yun*. Evaluation of ALPS LOCA experiments using KKL fuel. PSI Technical Report TM-41-10-27 Version 1 (2012)
- [21] *G. Khvostov*. The results of calculation using the coupled Falcon and GRSW-A codes within IAEA programme FUMEX III: The second delivery package (final). PSI Memorandum, SB-RND-ACT-001-0.001 (2012)
- [22] *D. Wicaksono*. Evaluation of The Current TRACE/S3K Temporal Coupling for Two Selected LWR Transients. EPFL/ETHZ Semester Work Report (January 2012)
- [23] *D. Wicaksono*. Development and Assessment of an Improved Temporal Coupling for TRACE/S3K Analysis. EPFL/ETHZ Master Thesis Report, June 2012
- [24] *I. Gajev, O. Zerkak*. Report on the exploration of adaptive coupling in the time-domain. NURISP Report D.3.2.2.4, (2012)
- [25] *O. Zerkak, D. Wicaksono, I. Gajev*. Evaluation of different thermal-hydraulics – neutron kinetics temporal coupling schemes for the analysis of the OECD/NEA BWR Turbine Trip Benchmark. NURISP Report D.3.2.2&3 (2012)
- [26] *W. Wieselquist*. CASMO-5MX: Tools for Sensitivity Analysis and Uncertainty Quantification with respect to Nuclear Data in CASMO-5M. PSI Technical Report TM-41-12-09 (2012)
- [27] *W. Wieselquist, A. Vasiliev, H. Ferroukhi*. Nuclear Data Uncertainty Propagation in a Lattice Physics Code using Stochastic Sampling. Proc. Int. Conf on Advances in Reactor physics, PHYSOR2012, April 15-20, 2012, Knoxville, Tennessee, USA (2012).

PASSPORT

Methodology for the analysis of safety system performance in relation to coupled plant system and containment processes

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | C. Adamsson, D. Papini, O. Zerkak, B. Niceno, H. Ferroukhi, 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 1-D simulations of the primary system components (handled by TRACE) with typical 3-D phenomena occurring in containment compartments (better captured by the dedicated code GOTHIC).

During 2012, a review of existing experimental facilities and programs on passive cooling systems suitable for the assessment of the TRACE and GOTHIC codes in stand-alone and coupled mode was completed. The PANDA large-scale facility, built and operated at PSI, was confirmed as the premiere source of data for the assessment of the tools and models developed in PASSPORT in view of the availability of integral test experiments challenging the interaction of containment phenomena with primary system behaviour. Thus, through a detailed

and systematic comparison of GOTHIC and TRACE on the simulation of different PANDA experiments (integral test ISP-42 and B-tests), a good understanding of the capabilities and limitations of the codes GOTHIC and TRACE has been established and thus hinted at the potential complementarities of the two in a coupled configuration.

Finally, a large part of 2012 has been spent on implementing and testing the coupling between TRACE and GOTHIC. The coupling implements a mass and energy transfer at the interface of the respective simulation domains of the two codes. The coupling allows the two-phase mixture as well as non-condensable gases to flow from the domain of one code into the domain of the other at an arbitrary number of coupling points. Each code treats the coupling points essentially as boundary conditions that are continuously updated based on data provided by the other code. This principle minimizes the ingress that has to be made into the codes as the implementation is restricted to the boundary conditions without modifying the actual equation solvers of the codes.

Project goals

The PASSPORT project was launched as a joint research activity between ENSI and the Paul Scherrer Institut (PSI) and involves a technical 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 between the primary coolant circuit and the containment. As this might be relevant not only for safety analyses of current operating Gen-II reactor types but also in order to bring forward the state-of-the-art in this area for the analysis of Gen-III/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 objective is to develop a mass, momentum and energy 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 coolant/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 2012, the specific objectives of the project were as follows:

- Literature survey of available experimental data for validation of the coupled code.
- Develop an integral model of the PANDA facility with GOTHIC, for applications to the ISP-42 experiments.
- Develop and implement a coupling between the system code TRACE and containment code GOTHIC.
- Verification of the coupling for selected simplified test cases.

This report presents the status and progress achieved during 2012 in relation to the above objectives and outlines the perspectives for 2013.

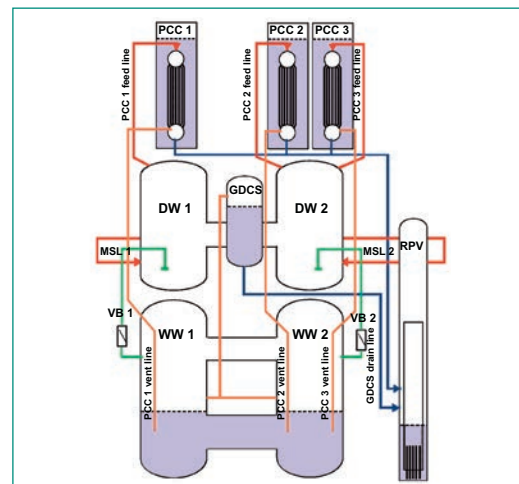
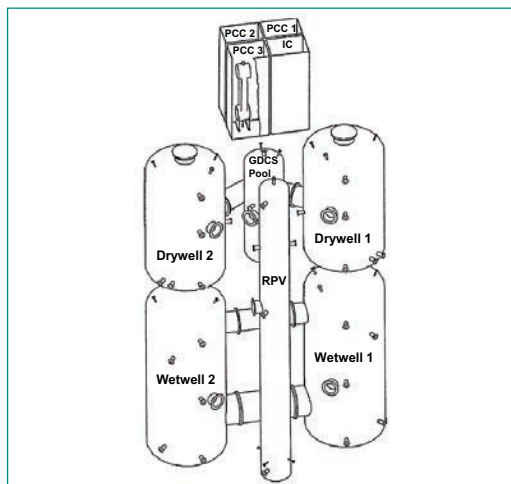
Work carried out and results obtained

Survey of available experiments for validation of the coupled code

The planned literature survey of available experimental data has been conducted [1], providing a description of the relevant coupled phenomena between primary system and containment, and of the available experimental facilities as well as of related experimental programs performed.

The report identifies the PANDA facility at PSI [5] as the primary and most adequate source of assessment. In this respect, the ISP-42 integral test series – investigating typical passive safety system operating modes of a general interest for Light Water Reactor (LWR) and Advanced Light Water Reactor (ALWR) containments – is considered a suitable validation option. Interactions between primary reactor system and containment have been found

Figure 1:
Panda facility: Vessel layout (a) and configuration for phase b of ISP-42 (b)



in the ISP-42 Phase B, including the activation of the passive emergency core cooling system GDCS (Gravity Driven Cooling System), and the effects of the discharge of subcooled water into the RPV (Reactor Pressure Vessel). Figure 1 shows a 3-D sketch of the PANDA facility and the configuration used for Phase B of ISP-42. Phenomena like the suppression of boiling following GDCS water injection, the interaction of the interruption in steam production with the PCCS (Passive Containment Cooling System) operation and the final resumption of boiling in the RPV have been highlighted as suitable figures of merit for the assessment of the coupled code.

One typical situation for a passive cooling system where the need of a coupled code is clearly identified is in the transition phase between the late primary pressure blowdown and the GDCS injection during a LOCA (Loss Of Coolant Accident) accidental sequence, when GDCS injection is passively triggered due to hydrostatic head. It has however been noticed that «the PANDA facility is not designed for assessing GDCS injection into the vessel» [6]. For that reason, attention has been focused on other experimental programs available worldwide, selecting the PUMA facility (US NRC, Purdue University, West Lafayette, IN, USA) [7] as an interesting counterpart of PANDA. Moreover, with respect to the recent studies on the SMR (Small Modular Reactor) concepts – as they typically feature a small high-pressure containment which, coupled to the RPV, directly intervenes in the accident mitigation – a good validation target has been identified in the International Collaborative Standard Problem (ICSP) currently on-going in the OSU-MASLWR experimental facility (Oregon State University, Corvallis, OR, USA) [8].

Finally, possible applications of a containment/system coupled code to operating Gen-II LWRs have been identified. Interactions between the primary system and the containment can be pointed out especially during the late stage of the LOCA, where the pressure difference is sufficiently small and the influence of the pressure in the containment is affecting the mass loss through the break [9][10]. Another potential benefit from the GOTHIC solution in the coupled code could be a more accurate estimate of the local temperature of the condensate accumulating in the recirculation sumps. This could help better investigating sump clogging safety issue during the long term cooling phase following a LOCA, by more accurately determining the evolution of the temperature in

the sumps, which is known to be an influential factor in the formation of precipitates contributing to sump screen clogging [11]. One should however acknowledge that this is not a standard application of GOTHIC, and appropriate preliminary assessment of the code would be needed.

Pre-studies on the PANDA facility

Pre-studies on the PANDA facility were carried out with stand-alone calculational models developed with TRACE and GOTHIC, with the objective of comparing the capabilities of the two codes in simulating one typical cooling system. A study regarding the modelling of heat transfer in the Isolation Condenser (IC) and in the Passive Containment Condenser (PCC) was conducted [2]. The simulations were assessed using experimental data from the PANDA B-tests (IPSS «Innovative Passive Safety Systems» project) [12].

IC systems are typically designed to provide cooling to a Boiling Water Reactor (BWR) core following isolation from the primary heat sink. Steam rises from the RPV to the IC heat exchanger submerged in an elevated pool; gravity drives the condensate back to the RPV, preventing core uncovering. PCC systems are instead fed by a steam-air (steam-nitrogen) mixture from the drywell, following an accident where the RPV is depressurized. Performance of the PCCS in presence of light gas (hydrogen, simulated by helium) must be considered to account for postulated accidents with core heat-up and fuel cladding oxidation. The study showed that both codes were generally able to achieve good agreement with experiments but certain weaknesses and possible improvements were identified.

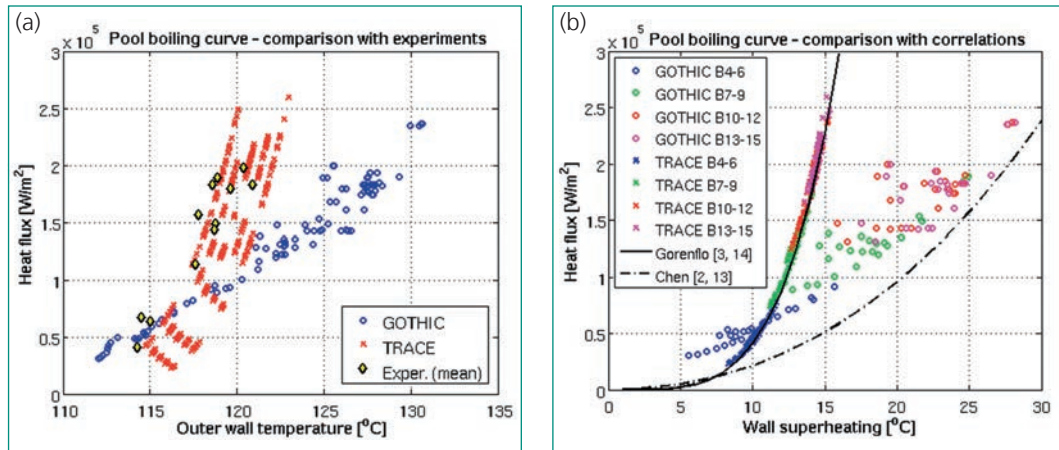
- Stand-alone simulation with GOTHIC of experiments investigating the IC system performance confirmed the capability of the code to capture specific primary system phenomena (natural circulation in a closed two-phase loop and condensation of pure steam in vertical tubes). Slight underprediction of the condenser performance has been observed (Table 1).
- The GOTHIC model generally predicts the overall performance of the PCC better than the TRACE code (Table 2) even though the general trends are well predicted by both codes (see the heat transfer efficiency as function of non-condensibles content and pressure in Figure 3).
- The pool-boiling model of TRACE (based on the Gorenflo correlation [13]) performs better than the model of GOTHIC (based on the Chen correlation [14]) (Figure 2).

| Test | Experiment | | | GOTHIC code | | RELAP5 code [12] | |
|------|------------|---------------|-------------|-------------|-------|------------------|-------|
| | P [bar] | Q_{el} [kW] | Flow [kg/s] | P [bar] | error | P [bar] | error |
| B1 | 3.04 | 480.4 | 0.222 | 3.22 | 6.1% | 3.20 | 5.3% |
| B2 | 6.16 | 1036.8 | 0.497 | 6.94 | 12.7% | 6.98 | 13.3% |
| B3 | 8.98 | 1371.0 | 0.675 | 10.38 | 15.6% | 11.0 | 22.5% |

Table 1:

Gothic predictions on pure steam tests (b1, b2 and b3), compared with experiments and previous analyses using relap5 code [12].

Figure 2:
Trace and gothic results on the boiling curve, compared with experiments (a) and respective pool boiling models (b).

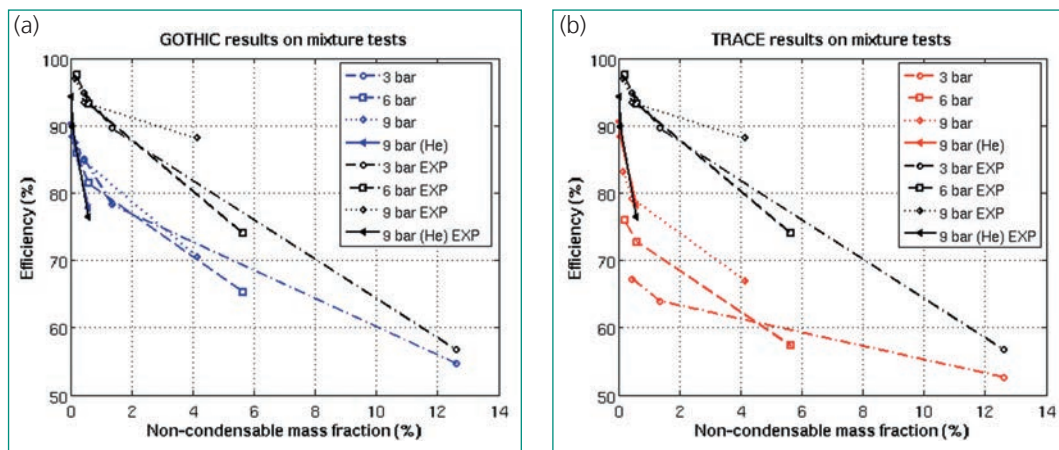


| Condenser efficiency | | | | | |
|----------------------|--------------------------|--------------|--------|-------|-------------|
| Test | Description | Experimental | GOTHIC | TRACE | RELAP5 [12] |
| B4 | 3 bar – 1 g/s air | 94.9% | 85.0% | 67.3% | 85.0% |
| B5 | 3 bar – 3 g/s air | 89.6% | 78.3% | 64.0% | 84.0% |
| B6 | 3 bar – 28 g/s air | 56.7% | 54.7% | 52.6% | 74.0% |
| B7 | 6 bar – 1 g/s air | 97.5% | 85.9% | 75.9% | 84.0% |
| B8 | 6 bar – 3 g/s air | 93.2% | 81.4% | 72.7% | 81.0% |
| B9 | 6 bar – 28 g/s air | 74.0% | 65.3% | 57.3% | 78.0% |
| B10 | 9 bar – 1 g/s air | 97.0% | 87.4% | 83.1% | 78.0% |
| B11 | 9 bar – 3 g/s air | 93.4% | 84.7% | 79.1% | 77.0% |
| B12 | 9 bar – 28 g/s air | 88.1% | 70.5% | 66.9% | 70.0% |
| B13 | 9 bar – 0.137 g/s helium | 94.3% | 90.2% | 90.5% | 80.0% |
| B14 | 9 bar – 0.41 g/s helium | 89.8% | 88.3% | 88.3% | 79.0% |
| B15 | 9 bar – 3.87 g/s helium | 76.4% | 77.7% | 78.2% | 75.0% |

Table 2:

Comparison between predictions on steam-air (and steam-helium) mixture tests (b4 through b15).

Figure 3:
Experimental efficiency degradation curves compared to gothic (a) and trace (b) predictions.



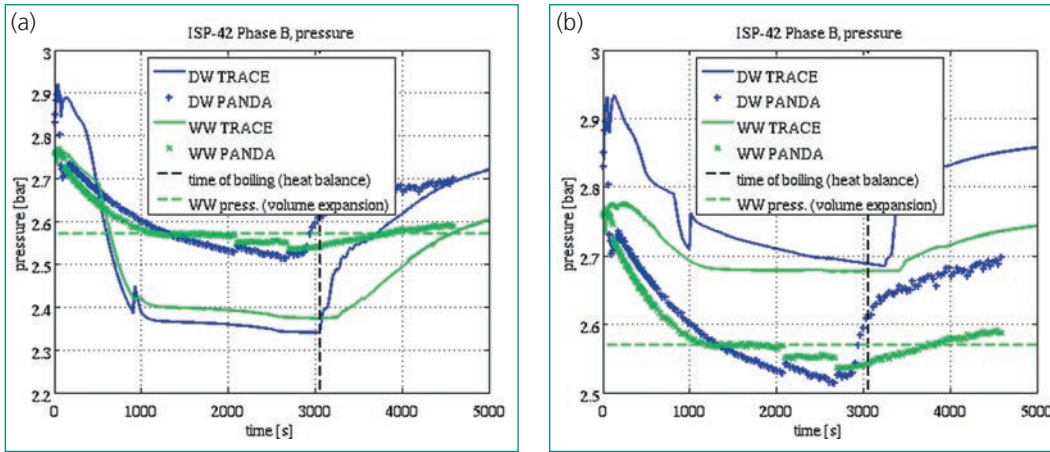


Figure 4: Experimental and simulated pressure evolution during phase b of the ISP-42 experiment with 1 kpa (a) and 10 kpa (b) of initial air partial pressure in the dw.

A more detailed study of the TRACE model was published as well and investigated certain complex flow patterns in the PCCS [3]. In particular, it has been demonstrated that light non-condensable gases, such as helium and hydrogen, tend to cause a circulating flow pattern in the heat exchanger with reversed flow in some pipes (this flow pattern was also indicated by past experiments in PANDA).

Another pre-study evaluated the possibility of modelling the PANDA facility with the TRACE code alone [4]. Phases A (PCCS start-up) and Phase B (GDCCS discharge) of the ISP-42 experiment were simulated. The results were generally satisfactory, showing that the TRACE code is able to reproduce experimental data about as well as other system codes. It was shown, however, that the simulation results of the ISP-42 Phase B experiment are highly

sensitive to small variations in the initial air concentration in the Drywell (DW) (Figure 4) and that this effect is probably physical rather than an artefact of the TRACE code.

Development of an integral model of PANDA with GOTHIC

In 2012 a stand-alone integral model of PANDA (RPV included) was developed for GOTHIC. The nodalization scheme is shown in Figure 5. A detailed 3-D nodalization was prepared for the two drywells and relative Interconnecting Pipe (IP) (Figure 6-A). The mesh for each DW (Vol. 4s and 6s) consists of 1584 cells respectively, obtained with 72 cross-sectional subdivisions (8 x 9) and 22 axial levels. The actual geometry of the two DWs and the IP was simulated, reproducing the curvilinear profile of the surfaces.

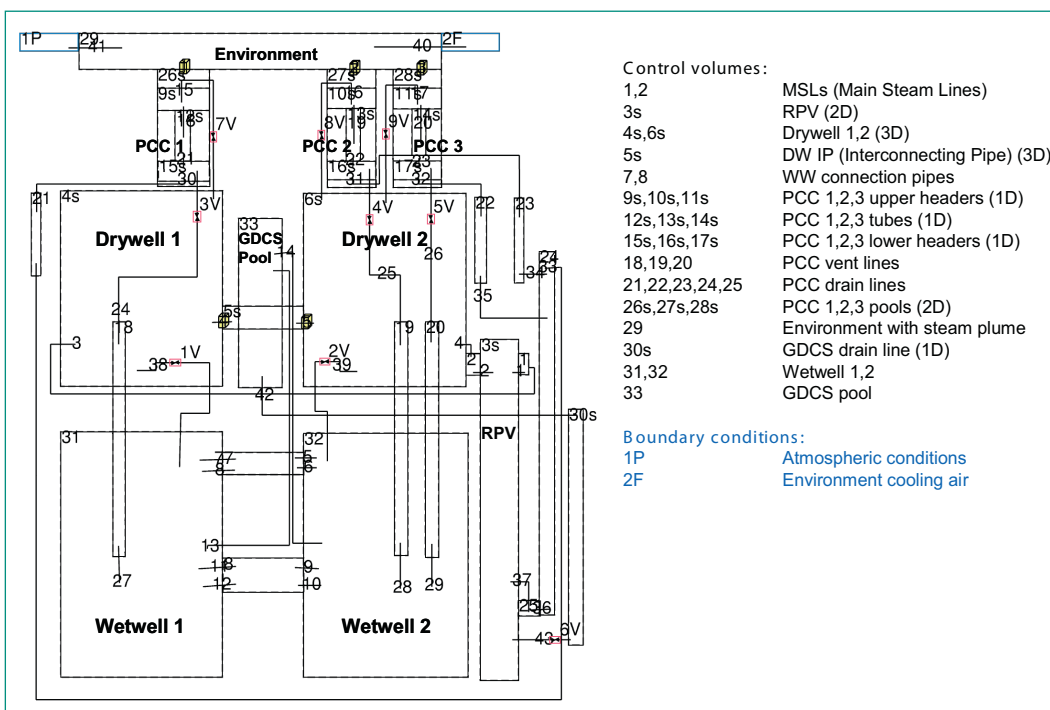
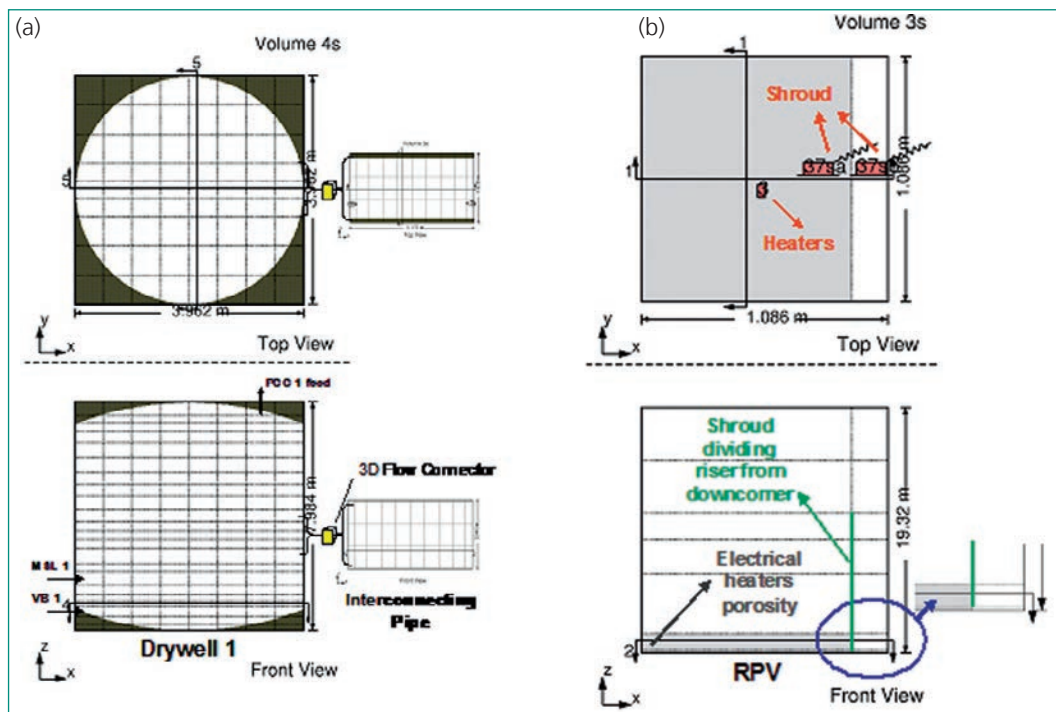


Figure 5: GOTHIC nodalization scheme of the PANDA facility.

Figure 6:
GOTHIC nodalization
developed for DW (a)
and RPV (b).



A 2-D approximation was chosen instead to represent the volumes containing pools of water with natural circulation flows, i.e. the RPV (Vol. 3s) and the PCC pools (Vol. 26s, 27s and 28s). The utilization of a low number of cells (few tens, details of the RPV nodalization in Figure 6-B) is enough to simulate boiling phenomena and obtain a reasonable circulation pattern, as proved in [2]. Finally, the model of the three PCCS is one-dimensional [2]. The model has been validated with Phase B of the ISP-42 experiment, confirming the physical basis of the sensitivity to initial air concentration in the DW highlighted in [4]. The results are planned for publication in 2013.

Development of a numerical coupling between TRACE and GOTHIC

The main part of 2012 has been spent on implementing the coupling between TRACE and GOTHIC based on the pre-studies. The coupling allows the two-phase mixture as well as non-condensable gases to flow from the domain of one code into the domain of the other at an arbitrary number of coupling points. Each code treats the coupling points essentially as boundary conditions that are continuously updated based on data provided by the other code. This principle minimizes the ingress that has to be made into the codes as the implementation is restricted to the boundary conditions without modifying the actual equation solvers of the codes.

A first version of the coupling scheme has been

completed and was verified in several steps, starting from small GOTHIC models involving various lumped and subdivided volumes and connected by one or more junctions. Liquid, vapour and non-condensable gases were made to pass through these junctions by means of gravity, initial pressure differences or forced by connecting a flow boundary condition to one or more of the volumes. The results were satisfactory, as also by partially repeating the study published in [2].

The whole validation results are planned for publication in 2013.

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

The lessons from the study [2] have led to a research proposal submitted to the IAEA. The topic proposed to investigate by means of Computational Fluid Dynamics (STAR-CCM+) the complex boiling and recirculation pattern taking place on

the pool side of the PCCS. The proposal has been accepted in late 2012 and a fellow researcher from the Nuclear Power Institute of China (NPIC) will conduct in 2013 a 6-month long internship at PSI.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

The goals for 2012 have been achieved. The detailed literature survey [1] could confirm the PANDA facility as the premiere source of data for the assessment of the tools and models developed in PASSPORT. In this respect, through the benchmark of GOTHIC and TRACE on the simulation of different PANDA experiments (integral test ISP-42 and B-tests), a good understanding of the capabilities and limitations of the codes GOTHIC and TRACE has been established and thus hinted at the potential complementarities of the two in a coupled configuration. Moreover, a large part of the work in 2012 consisted in designing and developing a novel dynamic coupling between GOTHIC and TRACE. A first version has been developed and was verified on simple problems. For 2013, the following work is planned.

- The verification and validation of the coupling scheme will be completed using data from the PANDA ISP-42 experiments. For an objective evaluation of the added-value of the coupling, the same experiments will be simulated using stand-alone versions of the two codes and models, and compared with the coupled code solution.
- The versatility of the coupling might be extended by adding a supplementary capability where each side of a heat exchanger (e.g. the PCC) can be separately modelled by one of the two codes.
- The analysis of additional experimental tests to enlarge the validation basis of the above coupling schemes will be considered if suitable tests are identified as well as if sufficient experimental data and specifications are to that aim made available through e.g. international collaborations.
- As last step, an attempt to apply the coupled code for the simulation of a postulated accident in a Swiss nuclear power plant will be aimed at. The accident as well as the plant to consider will need to be evaluated, noting that a plant specific GOTHIC containment model will be required for coupling to the available TRACE models of the Swiss reactors.

Publications

- [1] *D. Papini and C. Adamsson*, Project PASSPORT – Survey of available experiments for validation of containment/primary system code coupling, TM-42-12-08, 2012.
- [2] *D. Papini, C. Adamsson, M. Andreani, and H.-M. Prasser*, Study of Condensation Heat Transfer in Passive Safety Systems Using GOTHIC and TRACE Codes, in Proceedings of the 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, 2012.
- [3] *C. Adamsson, D. Papini, O. Zerkak, and H.-M. Prasser*, Simulation of Complex Transient Flow Patterns in the ESBWR Passive Containment Cooling System, in Proceedings of the 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, 2012.
- [4] *C. Adamsson, D. Papini, O. Zerkak, and H.-M. Prasser*, Simulation of International Standard Problem ISP-42, Phases A and B with the TRACE Code, in Proceedings of the 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, 2012.

References

- [5] *D. Paladino and J. Dreier*, PANDA: A Multi-purpose Integral Test Facility for LWR Safety Investigations, Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2012, no. ID 239319, 9 pp., 2012.
- [6] IAEA, Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency, IAEA-TECDOC-1624, 2009.
- [7] *J. Yang, S.-W. Choi, J. Lim, D.-Y. Lee, S. Rasmussen, T. Hibiki, and M. Ishii*, Assessment of performance of BWR passive safety systems in a small break LOCA with integral testing and code simulation, Nuclear Engineering and Design, vol. 247, pp. 128–135, 2012.
- [8] *F. Mascari, V. Giuseppe, and B.G. Woods*, TRACE Code Analyses for the IAEA ICSP on «Integral PWR Design Natural Circulation Flow Stability and Thermo-Hydraulic Cou-

- pling of Containment and Primary System During Accidents», in Proceedings of ASME 2011 Small Modular Reactors Symposium, Washington, DC, USA, September 28–30, 2011.
- [9] *M. Keco, N. Debrecin, and D. Grgić*, Applicability of Coupled Code RELAP5/GOTHIC to NPP Krško MSLB Calculation, in Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5–8, 2005.
- [10] *M. Hoffmann, U. Schitteck, U. Gall, and M.K. Koch*, Simulation of LOCA within a German BWR Containment with the Coupled Version of ATHLET-COCOSYS, in Proceedings of the 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics (NURETH-14), Toronto, Canada, September 25–30, 2011.
- [11] *S. Rouaix, L. Cantrel, Y. Armand, J.-M. Mattei, M. Liska, D. Galuskova, Y. Vicena and B. Soltez*, Precipitate formation contributing to sump screens clogging of a nuclear power plant during an accident, in Récents Progrès en Génie des Procédés – Numéro 96–2007 ISBN 2-910239-70-5, Ed. SFGP, Paris, France.
- [12] *J. Dreier, N. Aksan, C. Aubert, O. Fischer, S. Lomperski, M. Huggenberger, H.J. Strassberger, V. Faluomi, and G. Yadigaroglu*, PANDA test results and code assessment for investigations of passive decay heat removal from the core of a BWR, in Proceedings of the 6th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-6), San Diego, CA, USA, May 10–14, 1998.
- [13] *D. Gorenflo*, Pool Boiling in VDI-Heat Atlas, VDI-Verlag, Dusseldorf, Germany, 1993.
- [14] *J.C. Chen*, Correlation for Boiling Heat Transfer to Saturated Fluids in Convective Flow, I&EC Process Design and Development, vol. 5, no. 3, pp. 322–329, 1966.

Thin liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | D. Paladino, J. Dupont, W. Bissels, G. Mignot, R. Zboray, H.-M. Prasser |
| Institution | Paul Scherrer Institut (PSI) |
| Address | CH-5232 Villigen PSI |
| Tel., E-mail, Internet address | +41563104373, domenico.paladino@psi.ch |
| Duration of project | 2010–2013 |

ABSTRACT

Within the LINX projects liquid film dynamics under the effects of condensation and re-evaporation phenomena is investigated experimentally and analytically. The main activities performed in 2012 include: i) assessment, selection and purchasing of Near Infrared and Mid-Wave Infrared cameras for liquid film thickness measurements and temperature, respectively, and development of light source optics, ii) completing the design and purchasing of temperature controlled plate for liquid

film characterization, iii) development of thermal flux sensors for the temperature controlled plate; iv) upgrading LINX facility with new control modules; v) performing a measuring campaign for the characterization of film thickness by neutron radiography at ICON (PSI) for validation and benchmarking with the Infrared techniques. The research findings of the LINX project represent the content of a PhD thesis at ETHZ. The Ph.D. student is Julien Dupont and the Ph.D. supervisor is Prof. Horst-Michael Prasser.

Project goals

Steam condensation, thin liquid film formation, and re-evaporation are phenomena which take place during the evolution of postulated accidents in LWR containment. The research activities carried out in various projects devoted to the safety of nuclear power plants, e.g. OECD/NEA SETH, OECD/NEA SETH-2, EURATOM-ROSATOM ERCOSAM-SAMARA projects, etc. have shown that a correct prediction of these phenomena is of paramount importance for the prediction of temperature in the various regions of the containment during a LOCA scenario and gas mixture composition (hydrogen, air, steam) predictions and containment pressure evaluations during a severe accident scenario.

PSI, IRSN and ENSI have launched the LINX project, which combines theoretical and experimental inves-

tigations, with the main goal to advance the knowledge on liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment [1].

Work carried out and results obtained

The research activities carried out in 2012 in the frame of LINX project are threefold; first, the development of the film thickness measurement technique derived from infrared imagery and additional instrumentation such as heat flux sensor; second, the design and construction of the temperature controlled cooling plate and associated auxiliary cooling loop; third, the upgrading of the LINX facility control system.

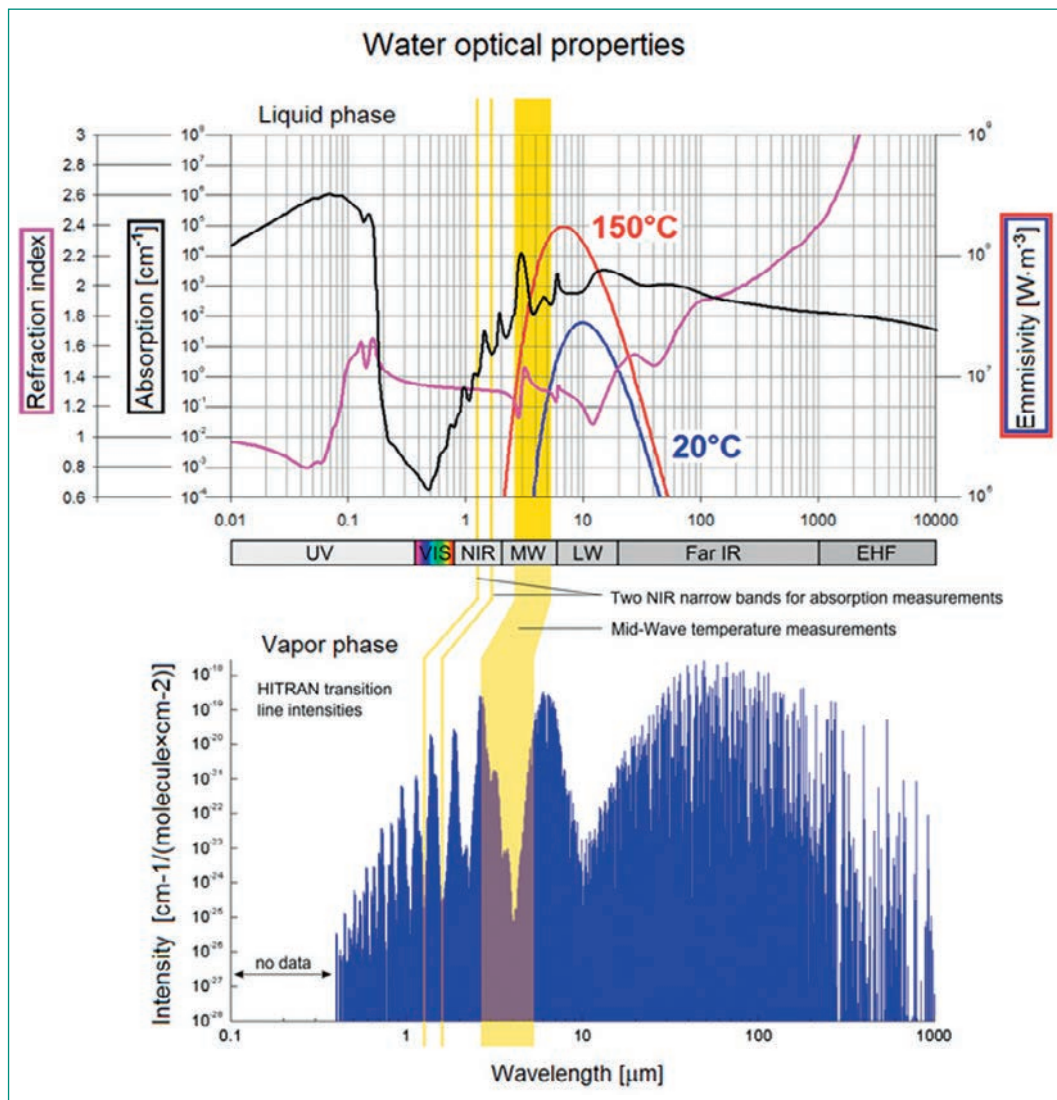


Figure 1: Water optical properties of interest for the liquid and vapor phases. The HITRAN data-base provides the necessary information for the water absorption calculations. The wavelength ranges for film thickness and temperature measurements are shown. The narrow bands in the Near Infrared (NIR) and one broad band in the Mid-Wave IR (MWIR) region are well suited for the desired measurements in accordance with the absorption, refraction and emmissivity values.

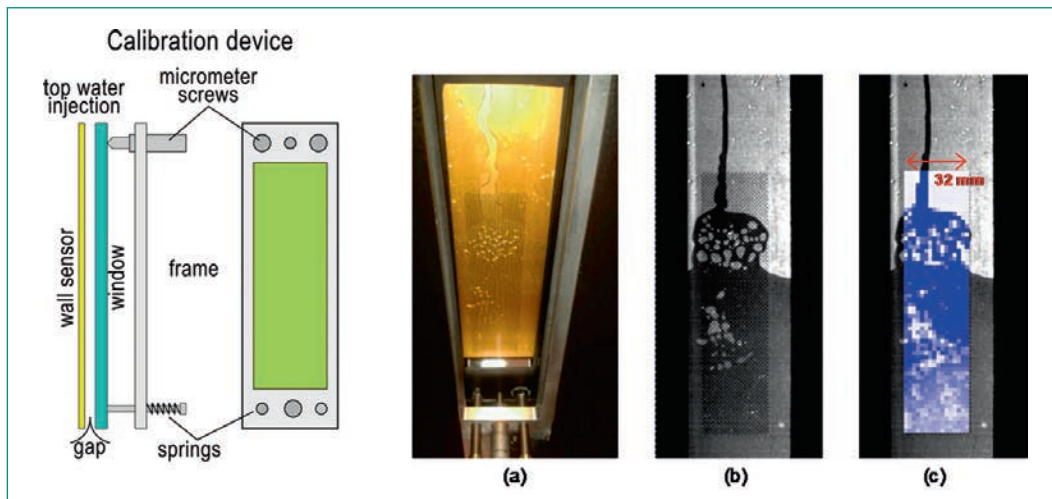


Figure 2: a) Calibration setup; one can see the water film and some trapped air bubble between the glass window and the wall mesh sensor. b) Wall mesh sensor front view obtained with the NIR camera; darker spot correspond to thicker film. c) Superposition of raw data obtained simultaneously with the wall sensor on NIR picture; one can see the improved spatial resolution obtained with the NIR camera.

Development of instrumentation for NIR and MWIR techniques for temperature and film thickness measurements

This section provides the reader with a summary of the measurement principles to be applied in the LINX facility. Due to the expected high steam concentration and considering the intrusiveness of most measurement techniques, the research focus for the LINX investigations has been to study the potential of infrared imagery on application such as 2-D spatially resolved film thickness measurement. Time resolved liquid film thickness point measurements based on infrared absorption techniques has already been successfully carried out [2]. Based on the same absorption principle a concept for spatially resolved measurements (2-D) is being developed.

Figure 1 shows the water optical properties of interest for infrared measurements. Liquid water has very low absorption properties in the visible spectrum of light whereas it possesses an adequate absorption for thin film thickness measurements in the near infrared (NIR) region. Using a halogen light source and IR detector allows for absorption measurement in pure water. Consequently, no additional bodies (such as dye or seeding) need to be mixed with the water, which is a necessary condition to measure condensing and re-evaporating films. Our first attempt to measure water absorption in a plane (2-D) was performed with a NIR camera at the FLIR ATS production centre in Paris. Results showed a good correspondence between film thickness and photon count acquired by the camera [1].

Associated with a near infrared (NIR) camera, a mid-wave infrared (MWIR) camera will be used 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 black-body emissions from the film surface are transmitted towards the detector. Thermal measurements should thus provide the temperature of the water film surface and the dry areas on the plate surface. Consequently, information on local heat transfer at the border between wet and dry areas would also be accessible. Particularly, when droplet or rivulet regimes are dominant, the non uniform heat transfer at the surface could be spatially and temporally evaluated.

Measurement campaign at ETHZ

As of today, cameras were purchased, the light source was designed and tested, and a first measurement campaign is ongoing in collaboration with ETHZ to validate the measurement and calibration technique as well as to assess the accuracy of the measurements. The Wall Mesh Sensor (WMS) with maximal time resolution of 10 kHz allows for a direct synchronized measurement comparison. The frame rate used in this experiment is coherent with the camera capabilities and the requirements for characterization of a condensate flow. At least 100 frames per second and an integration time below 1 ms ensure good tracking of the flow pattern evolution and sharp images.

In the calibration setup, the water is confined between a glass window and the wall mesh sensor plate, Figure 2a). The distance between the glass window and the wall sensor, meaning the thickness of the film, is controlled by means of three micro-

metric screws attached to the frame supporting the glass, Figure 2a). The gap between the WMS and the glass window can be adjusted from 0 to 3mm. The window is spring loaded against the micrometric screws in order to ensure the contact with the screws heads at any time. These experiments are done by measuring simultaneously the thickness of a falling film using the NIR absorption technique, Figure 2b), and the wall mesh sensor [4], Figure 2c). Such experiment should lead to the estimation of the accuracy and uncertainties associated with the IR absorption technique.

In addition to this validation and calibration test campaign, the opportunity of using a beam line at the ICON facility to measure falling film thickness using cold neutron radiography has been given and such experiment have been performed in August 2012. The following sections present in more details different tasks related to the optical measurement technique as well as to complementary instrumentation that will be installed in the cooling plate.

Light source

The design of the light source that is used in the film thickness measurement consists in collecting and concentrating the light of a powerful halogen lamp

into a spot whose opening angle matches the one of the NIR camera. The intensity of the light was estimated such that only 90% of the saturation of the camera detector is reached when the plate is dry. In addition, an adequate filter was chosen such that a 2 mm thick film leads to a 90% absorption. The intensity of the infrared light should be high enough to be measured with accuracy by the camera. The aligned optical setup is presented in Figure 3.

The proximity of the source and the camera is necessary to obtain nearly identical optical paths of incoming and outgoing light, which allows for a precise location measurement.

Optical access

To ensure proper transmission of the light in the mid-wave infra red region, from 2.5 to 5.1 micrometer, a sapphire window has been designed to replace one of the existing glass windows only suitable for visible light observation, Figure 4, left. The window has a thickness of 8 mm and is rated to 16 bar. For the Near Infrared region, regular borosilicate is used, Figure 4, right. The flange is designed with two openings to avoid the formation of possible flare on the camera sensor due to reflection of the light source on the window. The size of the windows is

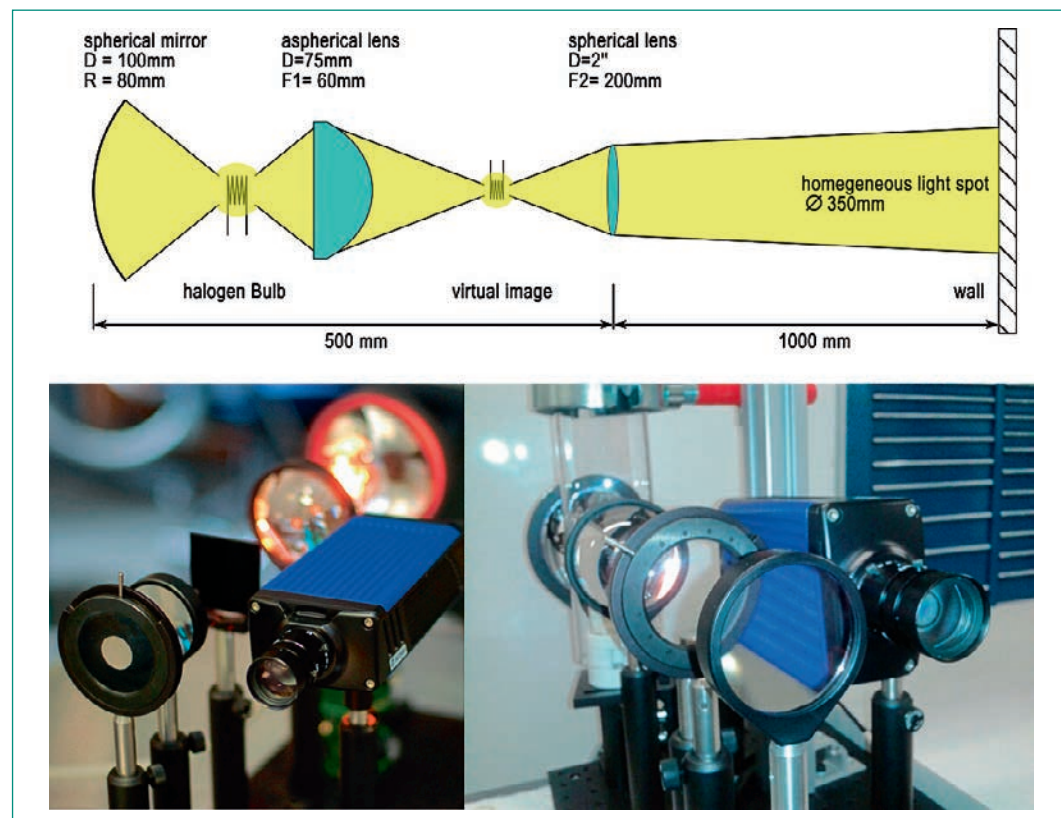


Figure 3: Picture representing the light source alignment setup. The light source itself consists of a power adjustable halogen light with a maximum output of 1000 W. The right combination of lenses and diaphragm ensures the correct opening angle of the light beam coming out of the system. The opening angle is such that it matches the one of the NIR camera.

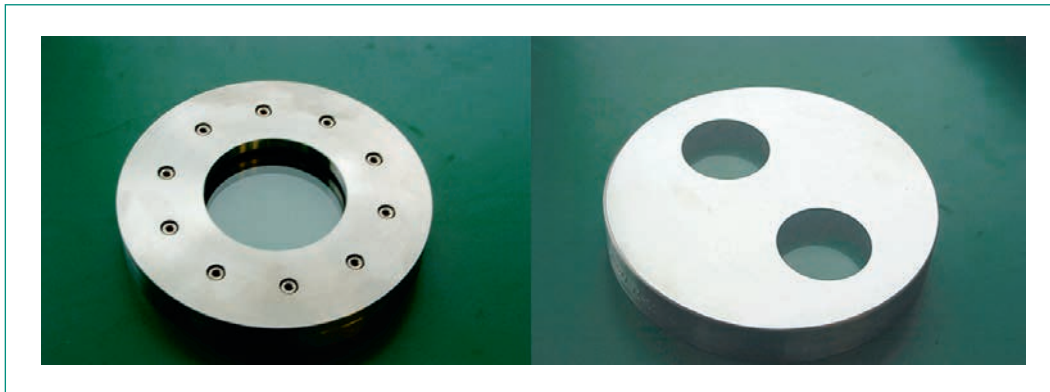


Figure 4: Optical access implemented in the LINX facility. (Left) Sapphire windows used for the film temperature measurement in the Mid-Wave Infra-Red (MWIR) region. (Right) Double opening borosilicate used for the light source and Near Infra-Red (NIR) camera setup.

such that they can easily replace the already existing windows installed in LINX.

Measurement campaign at ICON

This section presents tests performed for the characterization of film thickness by neutron radiography at ICON (PSI), which is useful for validation of the infrared techniques. The experimental setup is presented in Figure 5.

The setup consists of an aluminum plate with sand blasted surface for better wettability. A fine nozzle emits a water jet hitting the plate, running down and forming a water film. The nozzle is supplied with water through 1 to 3 parallel coupled syringe pumps assuring well-defined and controlled flow rates. A perforated flood/wetting line is spanned along the top edge of the plate and used to pre-wet the surface with a small amount of water. Pre-

wetting is necessary to obtain nicely distributed, repeatable liquid films below the nozzle. 2-D thickness mapping for three different flow rates with pre-wetted conditions with 1 to 4 frames per second and respectively 1000 and 250 ms integration time have been performed. Cold neutron imaging has a low time resolution down to 1 Hz, which allows only for a statistical comparison with the NIR method. On the other hand this measuring method offers a much better spatial resolution than the Wall Mesh Sensor and thus, forms a complementary validation for NIR measurements.

Without pre-wetting, rivulets are formed on the surface (see below) in a quite arbitrary manner. It characterizes this flow regime that the rivulets flow pattern does not repeat exactly from one experiment to another. The procedure for pre-wetting and film formation has been extensively tested prior to the neutron measurements to assure good repeatability. The measurements will be repeated with the same procedure using the infrared technique for benchmarking. Details on the optical settings, detector, image processing and calibration are reported in [5]. Selected results are presented in Figures 6–8. Experiments for visualization purposes were performed using either the nozzle or the pre-wetting line to create very dynamic, rivulet flows (not repeatable) on non-pre-wetted surfaces. In such cases the flow is constrained in a few, narrow rivulets resulting in much higher and strongly varying liquid film thickness as is shown in Figure 8 for 4 Hz acquisition rate. Such variation can be captured even with 250 ms integration time, however with a high uncertainty in the instantaneous values of about 20–25%. For the rivulets flow regime characteristic size and spacing can be derived from the measurements. The next step is to repeat the measurements using the NIR camera and to compare the results.

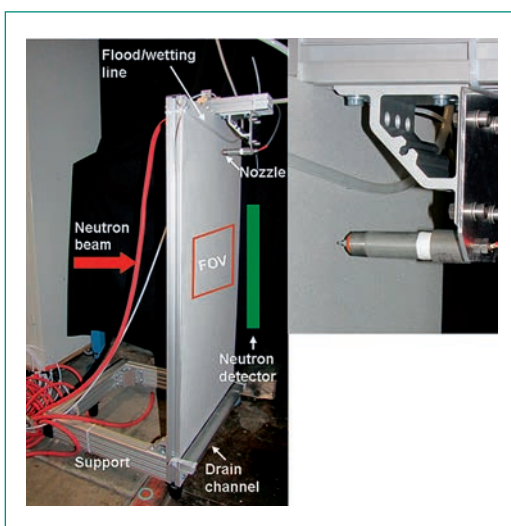


Figure 5: Water optical film thickness measurement setup tested at ICON and a close-up on the nozzle. Note that the flood/wetting line is loose on the picture, during the test it was spanned along the top edge of the plate. The size of the plate is about 50 cm x 100 cm.

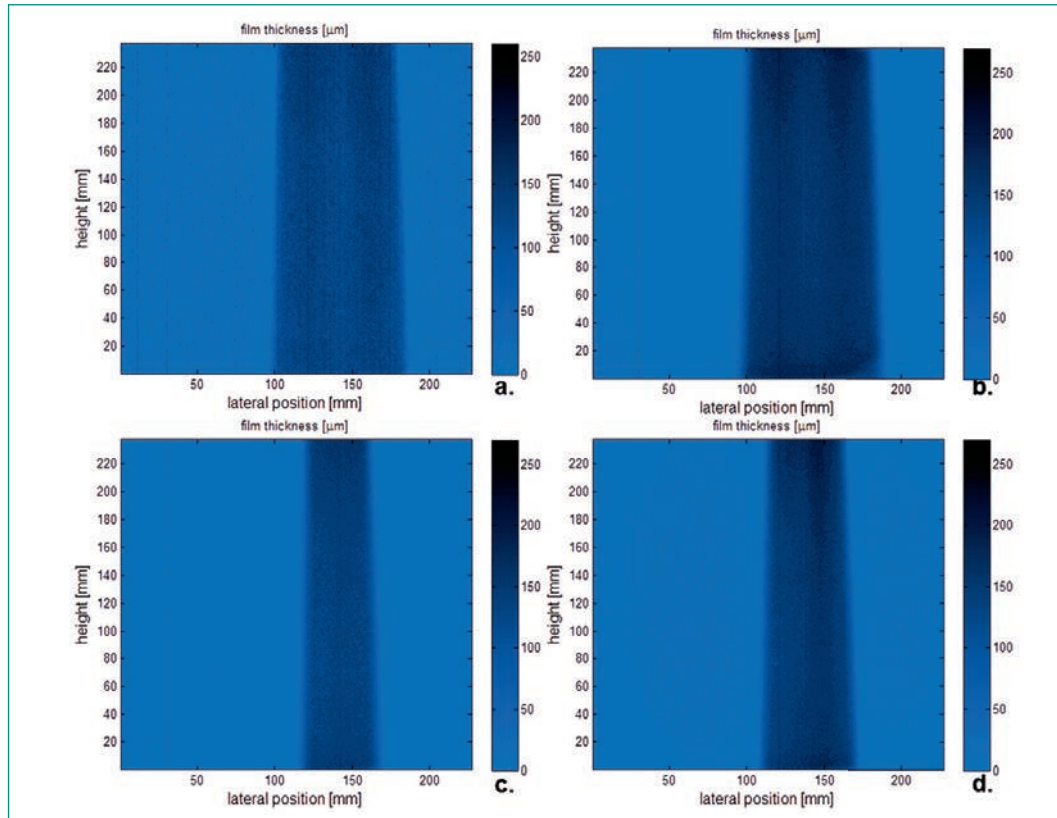


Figure 6: Time-averaged Liquid Film Thickness distribution in the Field of View (FOV) a) for «high flow» obtained at 250 ms exposure, b) for «high flow» obtained at 1 s exposure, c) for «low flow» at 1 s exposure, and d) for «mid-flow» at 1 s exposure. High, mid and low flow correspond to 8427, 5618 and 2809 ml/hr respectively.

Thermal flux sensors for the temperature controlled plate

The temperature controlled plates are instrumented with many thermocouples to estimate the heat transferred to the fluid during the condensation or re-evaporation process. One of the cooling blocks, the one on which the optical measurement will focus, has an extensive instrumentation with many additional thermocouples and heat flux sensors. These

latter sensors were designed and manufactured at PSI, specifically for the LINX project.

They consist of an array of micro-thermocouples (Figure 9a) that allows for the measurement of temperature gradient through the thickness of the plate. The small sensor size limits the intrusiveness of the sensor in the cooling plate. A prototype of thermocouple array sensor has been made and tested, Figure 9b. The manufacturing of the final design

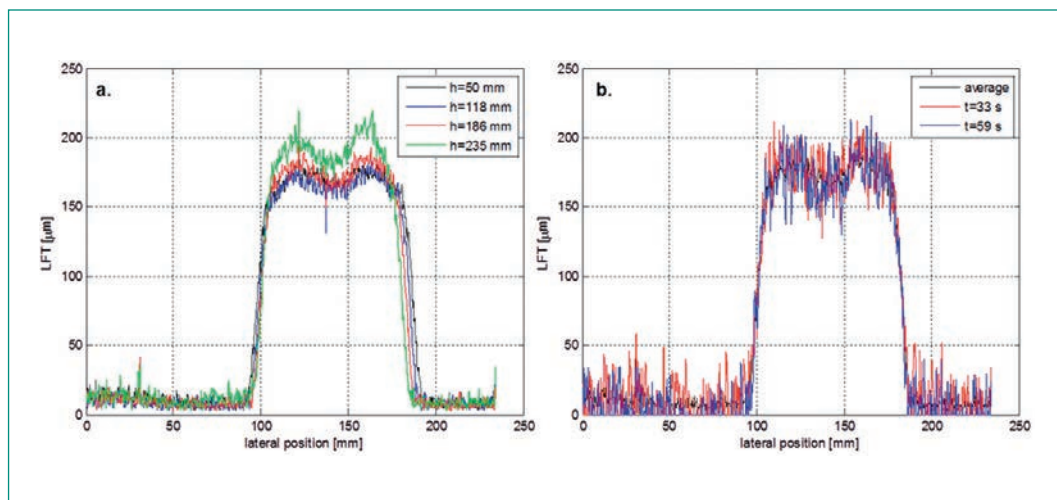


Figure 7: Horizontal profiles of the mean Liquid Film Thickness a) at different heights for high flow conditions. b) Time-averaged and instantaneous horizontal profiles of the Liquid Film Thickness. The images were taken at 1 s exposure time.

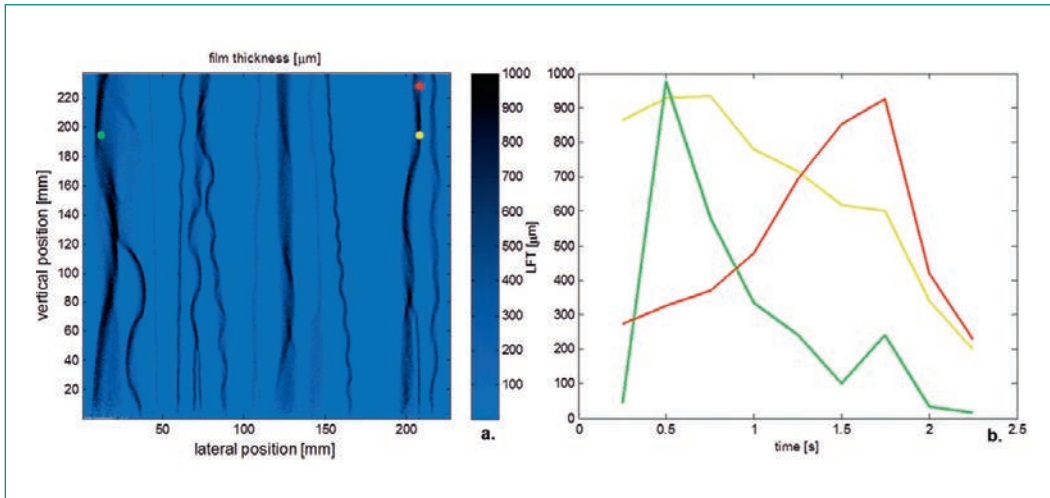


Figure 8: Rivulets formed and running down on non-pre-wetted surface. a) Contour plot of the instantaneous Liquid Film Thickness (LFT). b) The variation of the LFT in time in 3 points of the FOV measured with 4 frames per second. The color code identifies the position of the points on the FOV.

is ongoing, Figure 9c. Depending on the cabling configuration, differential or absolute temperature measurements can be considered.

Temperature controlled plate and auxiliary water loop

The experimental facility consists of a temperature controlled plate designed at PSI on which both condensation and re-evaporation can occur. The design of the plate consists of 9 geometrically identical

blocks through which horizontal channels were drilled. The path of the flow is dictated by the outside flexible pipe network that can ensure a snail shape through each block in order to maintain a well uniform temperature distribution. The water loop will be maintained at 10 bar pressure to guarantee the integrity of the in-vessel flexible pipes during pressurized tests. One of these blocks is extensively instrumented with temperature measurements in each channel and thermocouple arrays to estimate

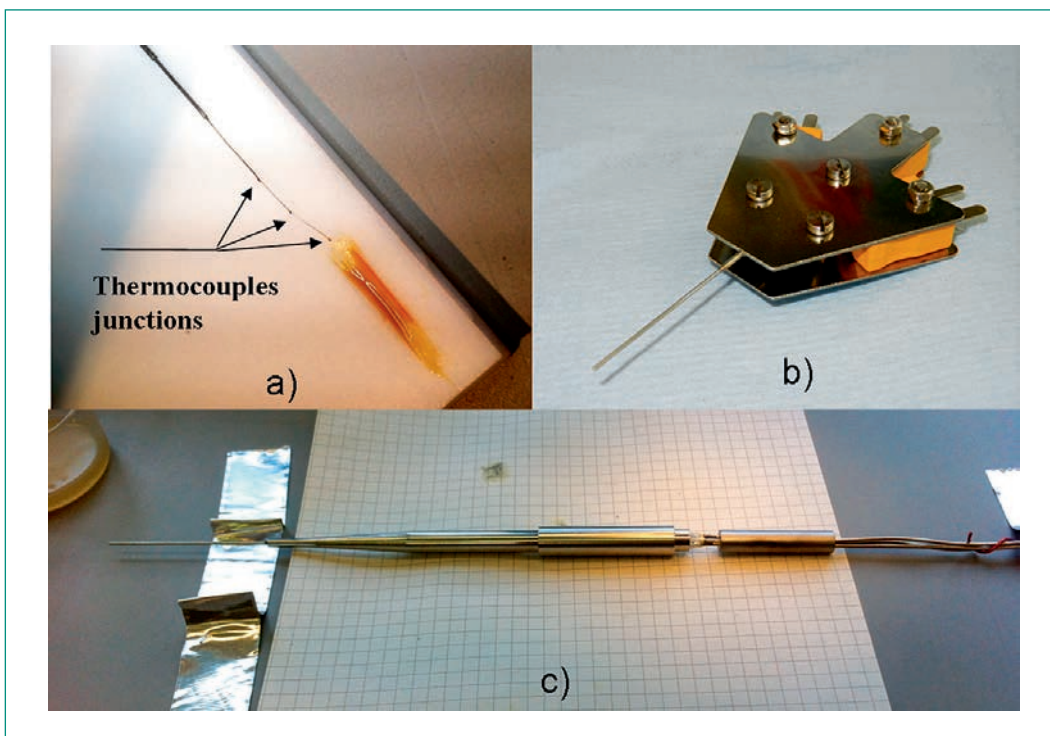


Figure 9: Thermocouple array used for heat flux measurement. a) The array consists of 3 K-type thermocouples of 25 microns wire diameter and spaced 6 mm from each other. The resulting array is then encased in a 0.8 mm cladding that can be easily installed in the cooling block. b) Prototype of the thermocouple array. c) Final design of the thermocouple array suitable for high temperature and steam environment.

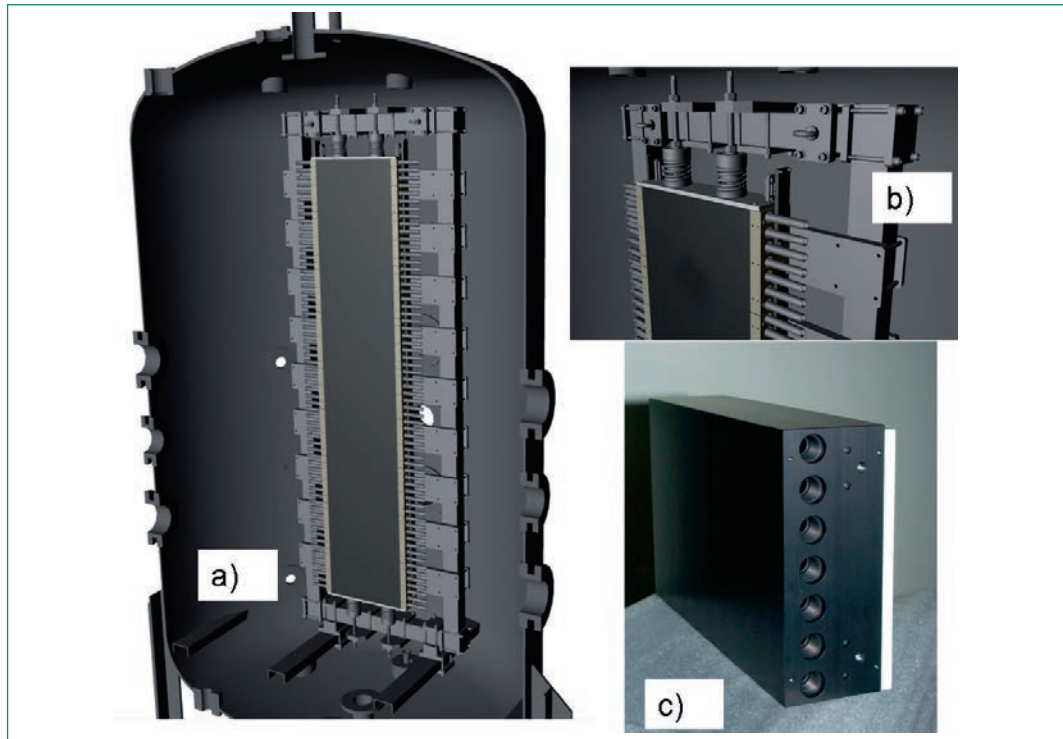


Figure 10: a) 3-D CAD of the cooling plate installed inside the 3.4 m high LINX vessel. The plate consists of a stack of 9 interchangeable blocks that are independently temperature controlled. b) A supporting frame ensures the support and alignment of the blocks with thermal expansion compensation. c) Picture of the Cooling/Heating block used for the temperature controlled plate.

the heat flux through the plate. These blocks are aligned and supported by a large metal frame. The insulation in each side is made of Teflon plate and PEEK material. The active height and width of the plate are 250 cm and 40 cm respectively. The temperature controlled blocks as well as the supporting frame and insulation material were ordered and received. A 3-D CAD view of the designed cooling plate setup into the LINX vessel and details of a unit block are presented in Figure 10.

As an important step the new design of the auxiliary cooling/heating loop has been performed. This loop will ensure the water supply (warm and/or cold) of the 9 blocks by controlling the temperature and the mass flow rate individual to each block. Deionized water will be used to prevent heat transfer and surface temperature homogeneity degradation due to calcite formation. An open loop concept allows for accurate feed water temperature control independent of the experimental conditions. The water loop design offers the possibility of having cold water injection in the upper part of the plate while the lower part is fed with warm water. Both condensation and re-evaporation processes should be observable in combination or individual. In order to decouple the re-evaporation phenomena in a pure re-evaporation case, the implementation of an artificial water film injector is planned.

The difficulty of the design resides in the wide range of thermal-hydraulics conditions that can be experimentally investigated in the facility.

On the one hand a large mass flow rate is necessary to avoid a too large temperature increase in the blocks when condensation conditions are expected. On the other hand, a small mass flow rate is necessary to measure accurately any change in temperature occurring under the re-evaporating conditions. The dynamic range of the mass flow rate easily reaches 1:50, a very high value which reduces drastically the number of mass flow meters and controllers that fulfill these specifications. The solution of oval gear Kobold sensor was chosen with possibility of changing the housing to increase the dynamic range. The design was therefore done in order to combine optimally the requirements on the ranges of the measurable flow rates and temperature increases expected in the blocks versus the measurement accuracy. As of today, all the main components of the auxiliary loop (i.e. flow meter, valves) have been assessed, purchased and should be received before the end of the year 2012.

Upgrading LINX facility and control system

During LINX reactivation, the main control board appeared to have failed. Also, dating from mid 90's, parts of the control system implemented in LINX

appeared obsolete and not to current PSI standard. The presence of such old control components mostly outdated, no more produced and seldom supported lead to the decision of upgrading the LINX control system to a state-of-the-art Programmable Logic Controller (PLC) system that allow for more flexibility, rapid support and easy user interface. The control system was selected to allow for a quick live transfer of the recorded data to a remote computer via Ethernet connection. Finally, the control of the additional components (valves, flow meters, pressure transducers, pumps) installed for the new auxiliary system will be directly implemented in the new LINX control system. The design of the new control cabinet and the associated electrical schema has been done. The assembly of the different components and the cabinet is currently ongoing. The new control system should be completed by January 2013.

National Cooperation

The LINX project is carried out with the national participation of ENSI. The ETHZ is the hosting institution for the PhD program and provide the supervision (Prof. Horst-Michael Prasser) as well as experimental infrastructures for specific tasks (assessment/calibration of IR technique using as reference ETHZ-developed 2-D liquid film sensors [4]).

International Cooperation

The LINX project benefits also from the participation of IRSN (France), which provides support/review to the overall project and in particular for the part related to the development of a module of the numerical ASTEC code for the modeling of condensation and re-evaporation in the containment.

Finally, the research investigations addressing condensation/evaporation in combination with liquid film transport phenomena in a containment have synergies with the ongoing EURATOM-ROSATOM ERCOSAM-SAMARA projects (2010–2014), which see the participation of several European, Russian, Canadian and American Organizations and for which PSI is the Project Coordinator, and with the OECD/NEA HYMERES project which is going to be conducted during the period 2013–2016. For the latter, PSI and CEA are the two Operating Agents and will perform ex-periments respectively in PANDA and MISTRA facilities.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

All the challenging research activities defined in the LINX project for 2012 have been successfully completed and therefore the project is progressing well. The key modules for the experimental campaign have been assessed and/or designed and purchased and/or constructed. These are the Temperature Controlled Plate, the related auxiliary system and instrumentation, the optical access glass windows for the NIR and MWIR measurements in LINX, the upgrading of LINX control system including the new modules for the TCP, the NIR and MIR cameras, the light sources, etc. A measurement campaign at the ICON facility at PSI using cold neutrons was also performed in order to benchmark the NIR technique for liquid film thickness measurements. This NIR technique was recently assessed and calibrated, applying the liquid film sensor technique developed recently at ETHZ [4]. The time resolved measurements using Wall Mesh Sensor and spatially resolved cold neutron imaging provide useful complementary data for validation of the novel NIR film thickness measurements technique. In addition to its advantage to be nearly non-intrusive, the NIR technique appears to be the best compromise between space and time resolution regarding characterization of thin films on a vertical wall with natural convection. The review of the module of the numerical ASTEC code for the treatment of condensation in containment is scheduled for the first trimester of 2013.

In 2013 an extended experimental campaign will be performed in the LINX facility for the liquid film characterization under the effect of condensation and re-evaporation phenomena and applying a broad range of initial and boundary conditions

It is also expected that the analysis of the results of the measurement campaign carried on in 2012 at ICON and ETHZ and those related to the experimental campaign in 2013, will lead the Ph.D. student to write further scientific publications.

Publications

An abstract entitled «Non intrusive near infrared liquid water film thickness measurement technique and 2-D Mapping» has been submitted to the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15) that will take place in Pisa in May 2013 [3]. A full description of the measurement technique, its calibration procedure

and a quantitative evaluation of its performance will be presented in the paper. The optical technique and its degree of intrusiveness will be discussed and first measurements for adiabatic conditions and a direct comparison with already validated conductance based wall mesh sensor technique will be performed. The NURETH-15 conference paper should be submitted by the end of 2012.

Acknowledgments

The authors gratefully acknowledge Dr. Ahmed Bentaib from IRSN and Dr. Werner Barten from ENSI for reviewing the research work reported in the present progress report.

References

- [1] *D. Paladino, J. Dupont, G. Mignot, M. Andreani, H.-M. Prasser*, «LINX Thin liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment», ENSI Research report 2011, ENSI-AN-7871, ISSN 1664-3151, pages 219–228.
- [2] *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 vapor-phase temperature», *Applied Physics B* (2011) 104:21–27.
- [3] *J. Dupont and H.-M. Prasser*, «Non intrusive near infrared liquid water film thickness measurement technique and 2-D mapping», to be submitted to NURETH-15, Pisa, Italy, May 12th–16th, 2013 (abstract).
- [4] *M. Damson and H.-M. Prasser*, «High-speed liquid film sensor for two-phase flow with high spatial resolution based on electrical conductance», *Flow measurement and instrumentation*, Vol. 20 (2009), 1–14.
- [5] *R. Zboray*, «Measuring water film thickness by neutron radiography at ICON for validation and comparison of the infrared technique», PSI memorandum, S.

Code Assessment Program for MELCOR1.8.6

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | Jon Birchley, Leticia Fernandez-Moguel, Adolf Rydl and Bernd Jaeckel |
| Institution | Paul Scherrer Institut |
| Address | 5232 Villigen PSI |
| Tel., E-mail, Internet address | 056 310 2724, jonathan.birchley@psi.ch, http://www.psi.ch/ |
| Duration of project | 1.1.2009–31.12.2012 (4 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. In order to address limitations in simulation of air ingress scenarios, a new oxidation model has been developed at PSI which captures the transition to linear (breakaway) kinetics. The model was already assessed against data from separate effects experiments, and underwent initial assessment against integral transient data from the PARAMETER and QUENCH air ingress experiments. The model is now successfully implemented into a special version of MELCOR 1.8.6 and has been shown to reproduce the intended oxidation behaviour. In particular it gives the same results as the standard MELCOR model when the new features are not enabled, while the breakaway model yields results consistent with the same model in SCDAP. In parallel, PSI is participating in the OECD Sandia Fuel Project (SFP), in which a series of experiments are being performed by SNL using prototypic materials and full-scale fuel assemblies are 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, recently implemented into MELCOR, is undergoing assessment against the SFP data. The PSI model has calculated very similar results to those obtained with the SANDIA breakaway model.

Das MELCOR Programm, entwickelt von den Sandia National Laboratories 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 wurde von SNL durchgeführt. Es lieferte qualitativ und quantitativ hervorragende Daten für die Verifizierung des am PSI entwickelten Oxidationsmodells. Nach der Implementierung des Modelles in MELCOR wurden diese Versuchsdaten zur Verifizierung herangezogen.

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, shut-down conditions with the upper head removed [1], 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. MELCOR is supported 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 recently completed four-year project from 2009-2012 comprises two complementary activities 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 provided 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 present PSI-ENSI collaboration [11], which concentrates mostly on its implementation in MELCOR and SCDAP/Sim, which thus enables validation against air ingress experiments PARAMETER-SF4, QUENCH-10 and -16, and the OECD Sandia Fuel Project (SFP). The second part presents an overview of the SFP project, the experiments therein and the sought-for results. Included in this part is comparison with the PSI and SNL models in MELCOR.

An indication is given of further work that could be carried out, including a possible extension to the zirconium-nitrogen reaction and also 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 status of air oxidation knowledge acquisition and modelling studies during the past several years has been regularly reported in the present series of annual progress statements. During the last two years further separate effects experiments have been performed at KIT [12, 13], concentrating on nitriding of homogenised alpha-Zr(O). Analysis has continued of the latest air ingress bundle transient experiment, QUENCH-16, which was performed in July 2011[14]. It comprised a comparatively minor degree of preoxidation 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. QUENCH-16 thus complemented the earlier experiments CODEX-AIT [15], QUENCH-10 [16] and PARAMETER-SF4 [17]. Collectively these experiments examine the effect of air covering the whole spectrum from very low to high levels of pre-oxidation. The QUENCH-10 and -16 experiments are the subject of a combined benchmark exercise (QUENCH-air) among several institutes. 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.

Current status of model development

As reported in the 2011 progress statement, full implementation in a developmental version of SCDAP/Sim was successfully completed jointly by PSI and Innovative Software Services (ISS). Mainstream release of the new version is imminent at the close of 2012. The model is now also successfully implemented in a trial version of MELCOR 1.8.6, as a preliminary to implementation by SNL into MELCOR 2.1.

Validation of the PSI model has continued. The new code version has been used for further post-test analyses of PARAMETER-SF4 [18, 19] and QUENCH-10, -16 [20, 21]. The new model successfully reproduced the oxygen consumption (figures 1, 2), the oxidation in the presences of both steam and air (figure 3) and the results are consistent with SCDAP and MELCOR (figure 4).

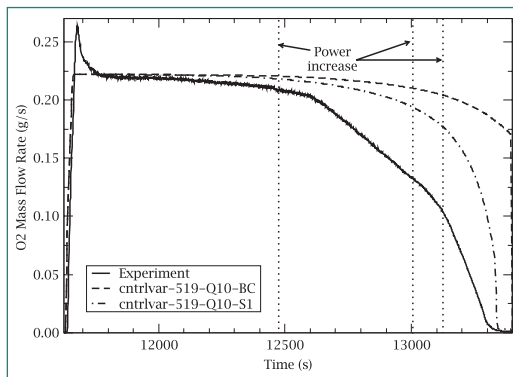


Figure 1: Oxygen consumption for QUENCH-10. Sample results of QUENCH-10 analysis show the impact of the pre-oxidation state on the PSI oxidation model during the air ingress phase. The base case used nominal power during the steam phase and the S1 case used adjusted kinetics in order to match as well as possible the state of the bundle at the end of pre-oxidation.

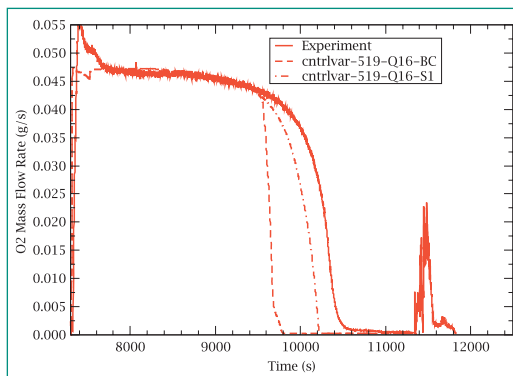


Figure 2: Sample results of QUENCH-16 analysis showing the effect of the PSI oxidation model during the air ingress phase. The base case calculates breakaway and in the S1 the breakaway model is disabled.

A feature of QUENCH-16 was the unexpected flow of steam during the nominally dry air phase. The

presence of air and steam together provided a fortuitous opportunity to exercise the model in conditions that would be representative of a reactor air ingress event. The model successfully captured the mixed oxidation with both MELCOR and SCDAP.

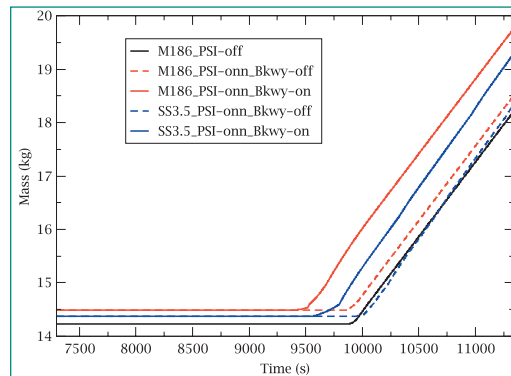


Figure 3: Simulation of QUENCH-16 mixture air and steam oxidation using SCDAP and MELCOR.

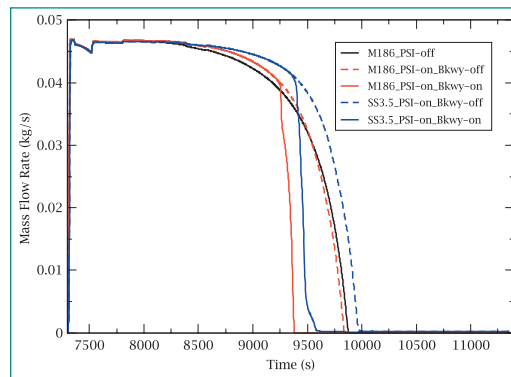


Figure 4: Comparison of results for oxygen consumption during QUENCH-16 using MELCOR 1.8.6 and SCDAP/Sim3.5 shows very good consistency.

Results of separate effect tests at KIT revealed a clear effect of oxygen concentration on reaction kinetics, particularly when the air is diluted by other gases. A trial empirical correlation was derived from the results and implemented in a local version of SCDAP in order to explore the influence of low oxygen concentration.

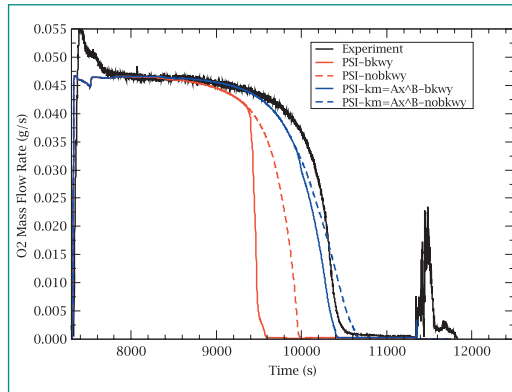


Figure 5: Effect of low oxygen concentration on rate of consumption in QUENCH-16.

The limited range of data on the effect of concentration means that the correlation should be regarded as rather heuristic. However, the improved agreement suggests that the topic should be further investigated with a view to including it in the model, especially since low concentrations are more likely in reactor or spent fuel sequences.

Potential model extensions

As mentioned in previous reports, the 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.

The results of both separate effects and bundle transients show a strong effect of nitriding under oxygen starved conditions. This may be particularly important as the Zr-nitrogen reaction is exothermic, albeit not as much as the oxidation. In addition ZrN appears to be susceptible to breakaway, and also reacts exothermically with steam during reflood. Finally, there is a case for including the effect of oxygen concentration on the kinetics.

Part 2: OECD SFP Project

The OECD SFP project comprises two large scale experiments (phase I and II) 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 PSI model implementation in MELCOR provides the opportunity to make comparison with both the data and SNL model. For phase I figure 6

shows very slight differences in the pre-breakaway temperatures due to the different oxidation kinetics but sufficient to delay the onset of breakaway-induced ignition compared with the SNL model. The pre-breakaway PSI air oxidation kinetics are based on transient oxidation rate data from KIT experiments while those of SNL were from integrated oxidation data from ANL. As well as pre-oxidation kinetics the treatment of breakaway is different in the two models. It is noted that although the SNL calculation gives better agreement with experiment for the timing of breakaway, the good agreement was achieved by SNL adjusting the breakaway parameters to fit the SFP data. The PSI breakaway parameters were as developed using the KIT data and not tuned to the SFP result.

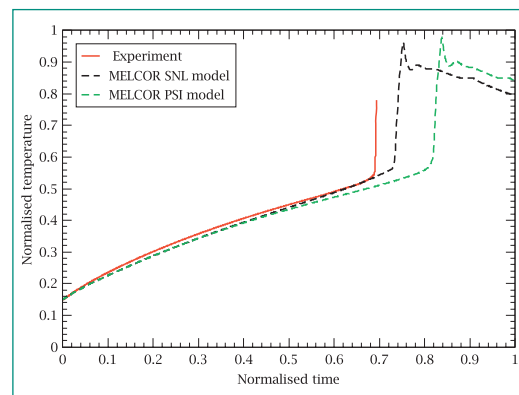


Figure 6: Measured and calculated cladding temperature at location of first ignition; data, SNL model, PSI model (phase I).

The SFP phase II full scale experiment was performed in June 2012, representing a spent fuel element with high heat load (Burnup of 45 MWd/kg and 3 month after shutdown) surrounded by 4 much older fuel elements which are represented by unheated assemblies. This geometry is known as cold neighbour configuration. The heat up in this experiment is much faster compared with phase I because of the increased power, despite the relatively high heat transfer to the cold neighbours. After a few hours the oxidation excursion started close to the top of the heated central bundle and like in phase I the oxygen was completely consumed.

The same modelling as in the above phase I calculations again show slightly slower thermal escalation using the PSI model, but the onset of ignition occurs at a similar time in both the PSI and SNL calculations, and also in agreement with the experiment.

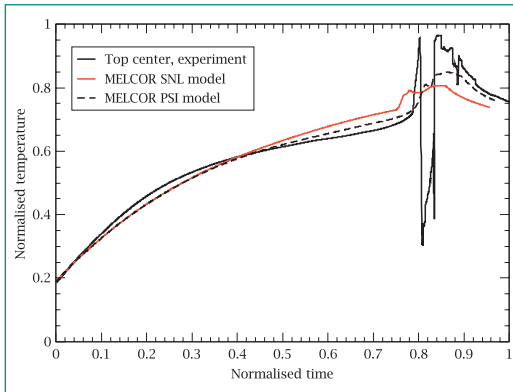


Figure 7: Comparison of phase II thermal response up to first ignition: Data, MELCOR, PSI model.

The phase II analyses are reported by Jaeckel [24]. The flame front slowly propagated downward, reaching the bottom of the bundle after about a further 6 hours (figure 8). A problem in the downward propagation of the zirconium fire is that a flat power profile along the heated fuel pins is assumed. The slight temperature-dependence of the heater wire resistance causes the power profile to be peaked at regions with higher temperatures. Due to limitations in MELCOR, qualitative assessment of the effect was made using a constant tilted power profile which resulted in closer agreement with the data.

The radial fire propagation into the peripheral fuel elements was also simulated with MELCOR (figure 9). There was insufficient oxygen to consume all the metallic cladding during this downward propagation, and like in the phase I experiment burning continued for about 4 days at a low air flow rate. As can be seen, the fire spread outwards from the centre at the same time as propagating downward. The first ignition at the radial locations occurred at progressively lower elevations during the the fire spreading.

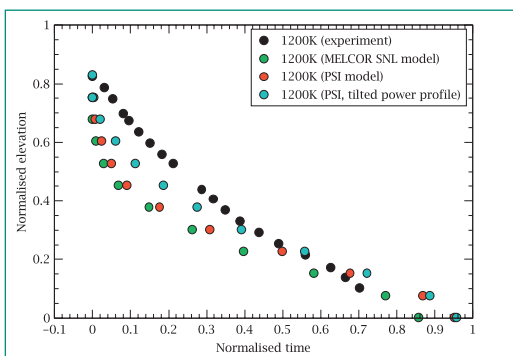


Figure 8: Calculated and measured downward propagation of flame front in fuel bundle in phase II experiment inclusive calculations with the PSI air oxidation model.

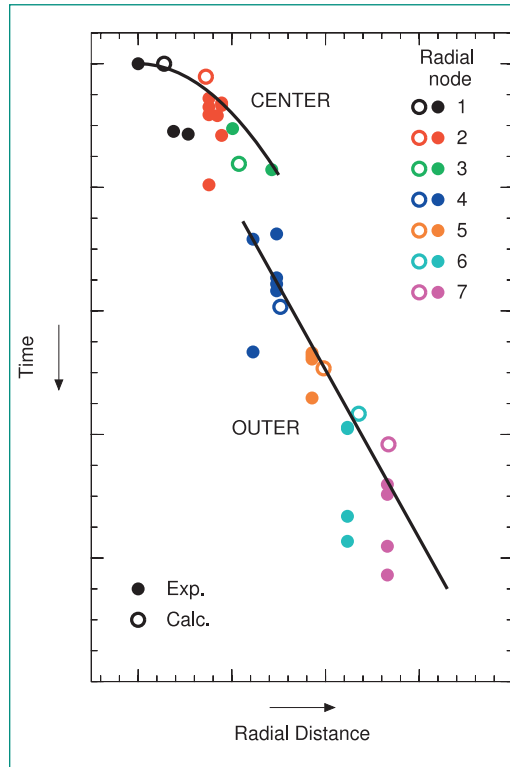


Figure 9: Radial fire propagation into the peripheral fuel elements. The colours indicate the radial node in the MELCOR model.

In phase II the gas composition at the fuel bundle outlet was measured during the entire experiment. A very important finding was the strong nitrogen consumption during the downward propagation of the fire, followed by release of nitrogen during the upward propagation as the zirconium nitride was reoxidised. The nitriding reaction of zirconium in the oxygen-starved region may deliver as much heat as the oxidation by oxygen. The reoxidation is also exothermic.

The final benchmark report of the SFP phase II experiment will be released in February 2013. The present analysis forms the basis of PSI contribution to the benchmark. Work continues on this topic.

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 until 2013. 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 (including application of the PSI model to MELCOR) 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 2012 and Perspectives for 2013

Progress has continued, with full implementation into MELCOR and further assessment using data from integral transient experiments with air ingress. Detailed assessment and refining of the model continues into 2013.

A benchmark has been conducted 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 outcome of the exercise will be reported at the final SARNET conference.

The second large scale test in the SFP project examined radial propagation of a flame across adjacent bundles and also the impact of rod pressurisation and the consequent cladding deformation on the flame propagation. Analysis of the SFP experiments will continue using MELCOR incorporating the PSI model. The new model, when fully assessed in MELCOR 1.8.6 will be implemented in a mainstream version of MELCOR 2.

Following the findings from SFP Phase II and QUENCH-16, there is a strong case for including a model for ZrN reactions. Possible further development is inclusion of the effect of low oxygen concentration.

As OECD SFP approaches completion, SNL have proposed a follow-on programme. There are clear prospects for ongoing experimentation in the area.

Publications

- *L. Fernandez-Moguel and J. Birchley*, Analysis of QUENCH-10 and -16 air ingress experiments with SCDAPSim3.5, *Ann. of Nuc. Energy*, 53, 202–212 (2013).
- *L. Fernandez-Moguel*, Preliminary analysis of air ingress experiment QUENCH-16 using RELAP/SCDAPSim3.5 and MELCOR 1.8.6, 21st International Conference Nuclear Energy for new Europe, Lyubljana, September 2012.
- *L. Fernandez-Moguel and P. Vryashkova (INRNE)*, SARNET-2 WP5 Benchmark on Air Ingress Experiments QUENCH-10, -16, 18th International QUENCH Workshop, Karlsruhe Institute of Technology, Germany, November, 2012.
- *P. Vryashkova (INRNE) and L. Fernandez-Moguel*, Modelling of air oxidation in QUENCH-16: effect of oxygen concentration, 18th International QUENCH Workshop, Karlsruhe Institute of Technology, Germany, November, 2012.
- *B. Jaeckel and A. Rydl*, MELCOR activities at PSI: SFP program, first results and air oxidation, CSARP Meeting, Bethesda, Maryland, USA, September 2012.
- *B. Jaeckel*, Analysis of SFP Phase 2 Experiment using MELCOR, TM-42-12-12, November 2012.

Nomenclature

| | |
|--------|---|
| AEKI | Atomergia Kutatotintezet |
| 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 |
| KIT | Karlsruhe Institute of Technology (formerly FZK) |
| 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. Brillant, 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 Ingress 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 F16O-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 and 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 Cavendon, MELCOR Further Development in the Area of Air Ingress und Beteiligung an den OECD NEA Projekt SFP, ENSI-PSI MELCOR Assessment Vertrag, December 2008.
- [12] 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

- [13] *M. Steinbrueck U. Gerhards, M. Grosse, H. Leiste, S. Prstel and U. Stegmaier*, Recent Results of KIT Sseparate Effects Tests on Zirconium Alloy Cladding, 17th International QUENCH Workshop, Karlsruhe, 22–24 November 2011. ISBN 978-3-923704-74-3.
- [14] *J. Birchley, L. Fernandez Moguel, C. Bals, E. Beuzet, Z. Hozer and J. Stuckert*, Conduct and Analytical Support to Air Ingress Experiment QUENCH-16, 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (ERMSAR-12), Cologne, Germany, March, 25–29, 2012
- [15] *Hózer, Z., et al.*, CODEX-AIT-1 Experiment: Core Degradation Test under Air Ingress, AEKI Budapest, KFKI-2002-02/G, 2002
- [16] *Schanz G., et al.*, Results of the QUENCH-10 Experiment on Air Ingress, Forschungszentrum Karlsruhe Report FZKA 7087, 2006.
- [17] *T. Yudina*, Pre- and post-test calculations of PARAMETER-SF4 test, 15th International QUENCH Workshop, Forschungszentrum Karlsruhe, 16–18 November, 2010.
- [18] *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, 2012.
- [19] *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, 2012.
- [20] *L Fernandez-Moguel and J. Birchley*, Analysis of QUENCH-10 and -16 Air Ingress Experiments with SCDAPSim3.5, *Ann. Nucl. Energy*, (in print)
- [21] *L Fernandez-Moguel*, Preliminary Analysis of Air Ingress Experiment QUENCH-16 using RELAP5/SCDAPSim3.5 and MELCOR 1.8.6, 21st Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe, Ljubljana, 5–7 September, 2012.
- [22] *B.Jaeckel, J.Birchley and A.Rýdl*, MELCOR activities at PSI: SFP program, first results and air oxidation, CSARP meeting, Bethesda, USA, September 10–14, 2012.
- [23] *B.Jaeckel*, SFP Phase II Zirconium oxidation, 5th PRG and MB meeting, Albuquerque, USA, October 16–17, 2012.
- [24] *B. Jaeckel*, Analysis of SFP Phase 2 Experiment using MELCOR, TM-42-12-12, November 2012.

Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | P. Kudinov, W.M. Ma, W. Villanueva, A. Goronovski, C. Torregrosa, C.T. Thanh, S. Yakush, N. Lubchenko, A. Konovalenko, S. Basso, S. Thakre, L.X. Li, L. Manickam, R.C. Hansson, A. Karbojian, S. Bechta |
| 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 project | January 1, 2012 ~ December 31, 2012 |

ABSTRACT

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to develop risk oriented accident analysis frameworks for quantifying conditional threats to containment integrity for a Nordic type BWR reference plant design. The research activities 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 provided by RES.

The report discusses substantial advances and insights which were achieved during 2012 for (i) vessel failure modes and timing and respective corium debris conditions which define melt ejection mode; (ii) confirmatory DEFOR tests on debris particle morphology, size distribution and agglomeration; (iii) particulate debris spreading; (iv) risk analysis of debris bed coolability; (v) experiment on thermal-hydraulics of various particulate beds; and (vi) analysis of steam explosion impact on containment structures and its sensitivity to melt release conditions.

Project goals

The issues of exvessel coolability and steam explosion in Nordic BWRs are intractable for only probabilistic or only deterministic analysis approach. There are complex interactions and feedbacks between scenarios of accident progression, and deterministic phenomenological processes. Therefore, Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM) that marries probabilistic and deterministic approaches is considered as an adequate tool for addressing these issues.

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to develop risk oriented accident analysis frameworks for quantifying conditional threats to containment integrity for a Nordic type BWR reference plant design.

The research activities 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).

Substantial progress has been achieved in each topic during 2012. 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 [1–19] supported by the MSWI project.

Work carried out and results obtained

1. Progress in MEM Activity

The goal of MEM (Melt Ejection Modes) is to develop deterministic models and probabilistic frameworks to connect PDFs of the plant damage states with PDFs of the melt ejection modes. Specifically, we study the timing and modes (IGT, CRGT, pump, and vessel wall) of vessel failure in Nordic BWRs as these will determine the melt ejection characteristics such as vessel breach size, melt superheat composition, flow rate and total amount of ejected melt ([1], [2], [3], [4]). Validation of the PECM model used for prediction of development of the melt pool and heat transfer is done in the

previous and in more recent work [5]. Also recently, we investigated the influence of melt properties and in-vessel pressure on the mode and timing of vessel wall failure. The approach is similar to our previous studies (e.g. see [1]) where a PECM model for melt pool heat transfer is one-way coupled to an ANSYS thermo-structural mechanics.

For the influence of pressure, we found that for a melt pool of about 30 tons the global vessel failure is delayed by about 46 min if pressure is reduced from 60 bars to 3 bars. For a melt pool of about 200 tons, the global vessel failure is delayed by about 25 min if the pressure is reduced from 60 bars to 3 bars. The failure mode is determined by the mass of melt and remains the same at all considered pressures (3, 10, 30, and 60 bars). It is a localized creep (mainly attributed to the activation of CRGT cooling) and a ballooning mode of global vessel failure for 200 and 30 tons of melt respectively.

For the influence of melt properties, we found that the thermal conductivity of solid debris is the most influential parameter in terms of the global vessel wall failure time. Given a solid debris thermal conductivity, an increase in T_{solidus} or T_{liquidus} generally leads to a decrease in melt mass and its corresponding melt superheat at the moment of vessel wall failure. If the solid debris thermal conductivity is below $1 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$, almost all the debris is expected to remelt before the time of failure. On the other hand, if the thermal conductivity is above $6 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$, no liquid melt is expected at the time of the wall failure. If vessel wall breach is the dominant failure mode for melt release, then it is important to clarify thermal conductivity of solid debris in different scenarios of core degradation. We found that at any melt properties, IGT failure is expected before formation of liquid melt. Thus understanding of possibility of IGT ejection and melt release through the open IGT nozzles is important for further reduction of uncertainties.

We studied Instrumentation Guide Tube (IGT) failure, in particular, the possibility of clamping in the flow limiter area as a result of thermal expansion and global vessel deformation. Previously [2], we have considered the maximum melt pool depth of 1.9 m (about 200 tons) and one location of the IGT that is closest to the center of the lower plenum. With the implementation of CRGT and top cooling, we have found that the IGT casing is not clamped in the flow limiter gap the entire time. Since the IGT nozzle weld fails at least 1 hour before the global vessel wall does, the IGT failure is

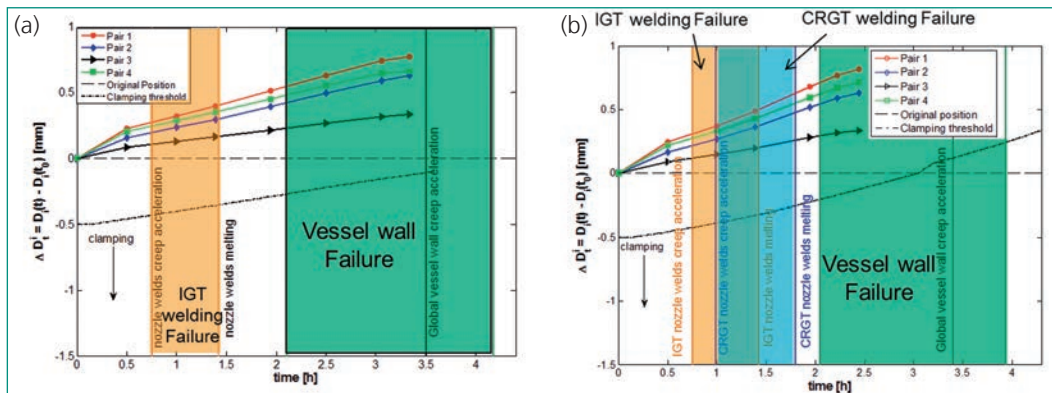


Figure 1: Non-clamping of the IGT located closest to the bottom center (a) With CRGT and top cooling, and (b) Without CRGT and top cooling.

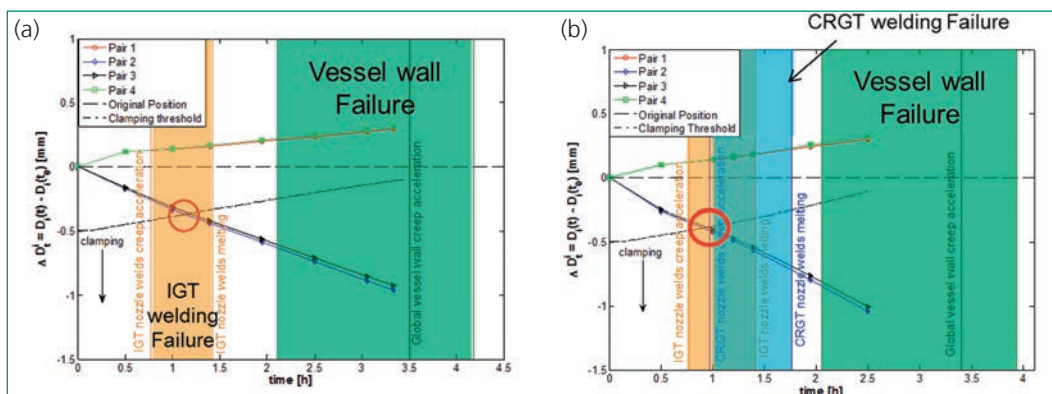


Figure 2: Clamping of the IGT located farthest from the bottom center (a) With CRGT and top cooling, and (b) Without CRGT and top cooling.

considered as the dominant vessel failure mode. At the expected time of IGT failure, the debris bed is still solid. In the continuation study, an IGT located farthest from the bottom center is considered as well as the influence of CRGT and top cooling (as SAM measure). In Fig. 1, the non-clamping of the IGT located closest to the bottom center is shown for both cases with and without CRGT and top cooling. All the clamping pairs are greater than the clamping threshold which also takes into account the expansion of the IGT housing. The uncertainty range of the global vessel failure time is obtained by considering the influence of the melt properties. Clamping of the IGT is possible, as shown in Fig. 2, for the IGT located farthest from the bottom center for both cooling and non-cooling cases. However, it happens in the time window where IGT can still fail due to weld failure. Further study is necessary to identify the time of IGT failure due to weld failure. Also for future work, we need to identify locations of non-clamped IGTs as this will determine the region where melt can be available for ejection. Lastly, it should be mentioned that a design of a new facility to perform experiments for debris remelting and melt interactions with vessel structures is being developed. The key physical phenomena to be addressed in the experiment are (i) remelting of debris which consist of components with

significantly different melting temperatures (simulants of oxidic and metallic corium debris) at different conditions (heat-up rate, debris composition, size distribution, porosity, etc.), (ii) melt interaction with IGT mock-up, (iii) possible melt leak through the IGT, and (iv) flow, ablation and freezing of the melt containing solid particles through an open IGT/CRGT nozzles in case of IGT/CRGT ejection.

3. Progress in DECO Activity

Melt fragmentation, quenching and long term coolability of porous debris bed in a deep pool of water under reactor vessel is employed as a severe accident (SA) mitigation strategy in several designs of light water reactors (LWR). Properties of the debris bed such as particle size distribution, porosity, fraction of agglomerated debris and geometrical configuration of the debris bed are the factors which define if the decay heat can be removed from the debris bed by natural circulation. DECO goal is to develop deterministic (data and mechanistic models) and probabilistic frameworks for assessment of the risk associated with formation of non-coolable debris bed.

3.1 Progress in DEFOR-A Experiments

A series of confirmatory DEFOR-A tests has been carried out with a binary mixture of heavy oxides ZrO₂-WO₃ as a corium melt simulant material.

The melt has high melting temperature (1231 °C) which reduces the gap between the test and plant accident conditions. It also provides better visualization of the melt-coolant interaction details because, and it has one element of the prototypic corium component ZrO_2 . Dependencies of the agglomerated debris fraction on the pool depth were measured in four tests (A10, A11, A12, A14) with about 20 kg of melt at about 60–200 °C superheat. Similar results and tendency of increasing fraction of agglomerated debris in case of higher melt superheat were confirmed in comparison to those obtained in the previous DEFOR-A tests with another melt simulant ($Bi_2O_3-WO_3$) [6]. Results of the tests generally confirm that data produced in the DEFOR-A experiment are not sensitive to variations of melt material, at least for binary oxidic type of melt.

The effect of jet free fall height on the particle size distribution was also assessed in the new series of tests. A range between 0.7 m (A11), and 0.0 m (A12, A14 with release of melt under water) was investigated. Remarkably, we found no big difference between the particle size distributions and morphologies obtained in case of melt release above water level (jet free fall height more than 0.2 m). In case of melt release under water the size of the debris increases and morphology of the debris changes from spheroid to flap-like particle. This suggests that there is a change in the hydrodynamic breakup regime. In general obtained in the new series of the tests size distributions are similar to those observed in the previous DEFOR-A test with $Bi_2O_3-WO_3$ melt and agree with the data from FARO experiments with prototypic corium melt mixtures, larger jet diameters and jet free fall heights. These findings are quite encouraging with respect to possibility of using DEFOR-A data for validation of particle formation and agglomeration models and further work in this direction is reported in [7], [8].

3.2 Progress in DEFOR-MISTEE Tests

This work is motivated by the insights from Debris Bed Formation tests (DEFOR-S and DEFOR-A) carried out with $WO_3-Bi_2O_3$ as corium simulant material. Analysis of DEFOR debris revealed strong influence of water subcooling on particle morphology (round shape or sharp edges), which was apparently created in different fragmentation modes (hydrodynamic breakup and solid fracture) [9]. The changes in particle morphology from mostly round shape to mostly sharp edges (fractured) at

relatively small changes (~10–20 K) of water subcooling were explained [10] by the effect of transition from film to nucleate boiling on the particle thermal stress. Experimental observations [9] and predictions [10] also suggested that smaller particles (below 1 mm) have higher chances to avoid fracturing.

A series of confirmatory DEFOR-S type experiments was carried out in a small scale MISTEE (micro interactions in steam explosion energetic) facility. DEFOR-MISTEE tests [11] were performed by quenching small scale jets of different binary oxide melt simulants ($WO_3-Bi_2O_3$ and WO_3-ZrO_2 eutectic compositions) in water. The analysis of debris generally confirmed a transition in particle size distribution between low and high water subcooling. The transition occurs at ~50 K water subcooling for $WO_3-Bi_2O_3$ and ~60 to 70 K for WO_3-ZrO_2 . The average particle size increases with decrease in subcooling. $WO_3-Bi_2O_3$ material had a tendency to produce more round shaped particles with low water subcooling i.e. less than ~40 K while the presence of round shaped particles was limited to ~0.3 mm at higher water subcooling i.e. above ~40 K. Mass fraction of fractured particles increases along with subcooling in all the tests.

Particle sizes and fraction of round shape WO_3-ZrO_2 particles were consistently larger than those of $WO_3-Bi_2O_3$ particles, suggesting that there are considerable differences in thermo-mechanical properties important for the fragmentation modes. In general results of the small scale tests carried out in MISTEE facility is in good agreement with previous experimental data obtained in a larger scale facility (DEFOR) with $WO_3-Bi_2O_3$ [9] and with results of simulations [10]. Further experiments and analysis are necessary to develop quantitative particle size distribution and morphology maps.

3.3 Progress in PDS Activity

Boiling and two-phase flow inside the bed serves as a source of mechanical energy which can reduce the height of the debris bed by so called «self-leveling» phenomenon. However, to be effective in providing a coolable geometrical configuration, self-leveling time scale has to be smaller than the time scale for drying out and onset of re-melting of the bed. The goal of this work is to assess characteristic time scale of particulate debris spreading. The PDS activity covers experimental and analytical studies concerning the self-leveling phenomenon. The experimental studies provides valuable data in terms of empirical closure dependence of the par-

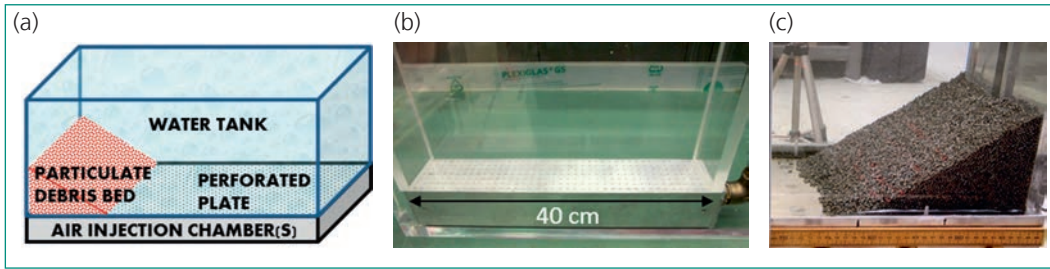


Figure 3:
PDS facilities: a) General schematics; b) PDS-C facility; c) PDS-2 facility.

| Group | Tests | Effect studied |
|-------|---------------|--|
| A. | E2–E3; E7–E8; | Injected gas (air) flow rate influence |
| B. | E2–E4 | Particle density and size |
| C. | E5–E6; E7–E9 | Leading edge gas injection (turned on/off) influence |
| D. | E10–E12 | Roughness of the spreading surface with help of friction net |
| E. | E12–E14 | Influence of the water presence |
| F. | E12–E15 | Mixture of particles with dissimilar morphology |
| G. | E18–E23 | Influence of inclined spreading surface (0°–15°) |
| H. | E10–E11 | Reproducibility tests |
| I. | C1–C17 | Tests on PDS-C facility at high (up to 2.1 m/s) superficial velocities |

Table 1:
List of the PDS tests divided into several groups according to the studied effects.

ticle flux on the local debris bed slope angle, gas flow rate and other characteristic properties of the bed. In the experiments on the particulate debris spreading air injection at the bottom of the bed is used to simulate steam flow through the porous debris bed. There were built three (PDS-1, PDS-2 and PDS-C) experimental facilities (Fig. 3) allowing gas injection fluxes up to 60 L/s corresponding to a maximum superficial velocity of 2.1 m/s. From our preliminary scaling analysis it follows that this gas flux covers the decay heat induced steam production rates in the prototypic conditions for the fragmented debris bed of up to 3 m tall. There are about 40 experiments performed in PDS experimental facilities. The goal of experiments was to (i) identify parameters and conditions (Table 1) which influence most the time scale of the debris bed spreading and (ii) create a database of experimental closures (dependence of the particle flux on

experimental conditions) necessary for modeling of the self-leveling phenomenon.

The most important experimental finding from PDS-2 and PDS-C is that the bulk of the debris bed volume is immobile most of the time. Only the topmost layer of the debris is responsible for the spreading of the bed. The moving layer thickness is order of few diameters of the particles. This qualitative behavior does not depend on the facility scale and mass of the debris. It doesn't change when the gas flux is increased until the bed is suddenly fluidized and put into motion. It means that experimental data obtained on particulate debris spreading in reduced scale (such as PDS) facilities can be directly applicable to the prototypic accident conditions if particle properties (such as size distribution, morphology, density etc.) are similar to those of corium debris and gas flow rate is properly scaled. The post-processing of experimental

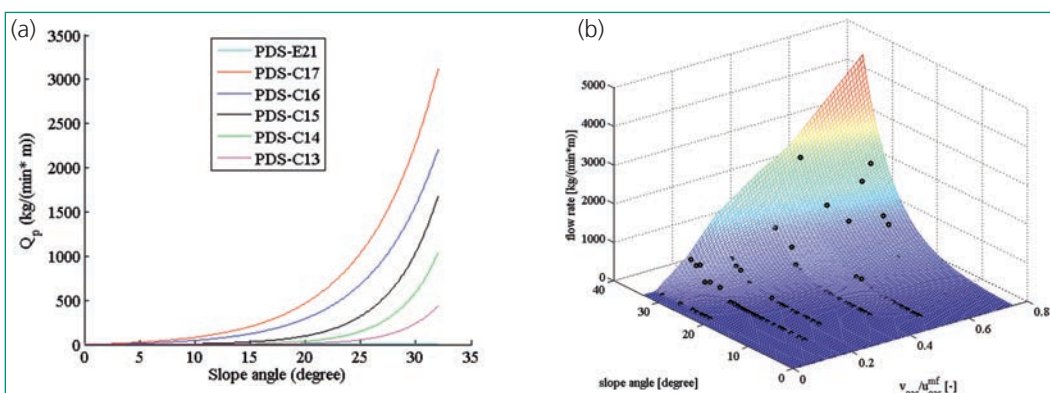
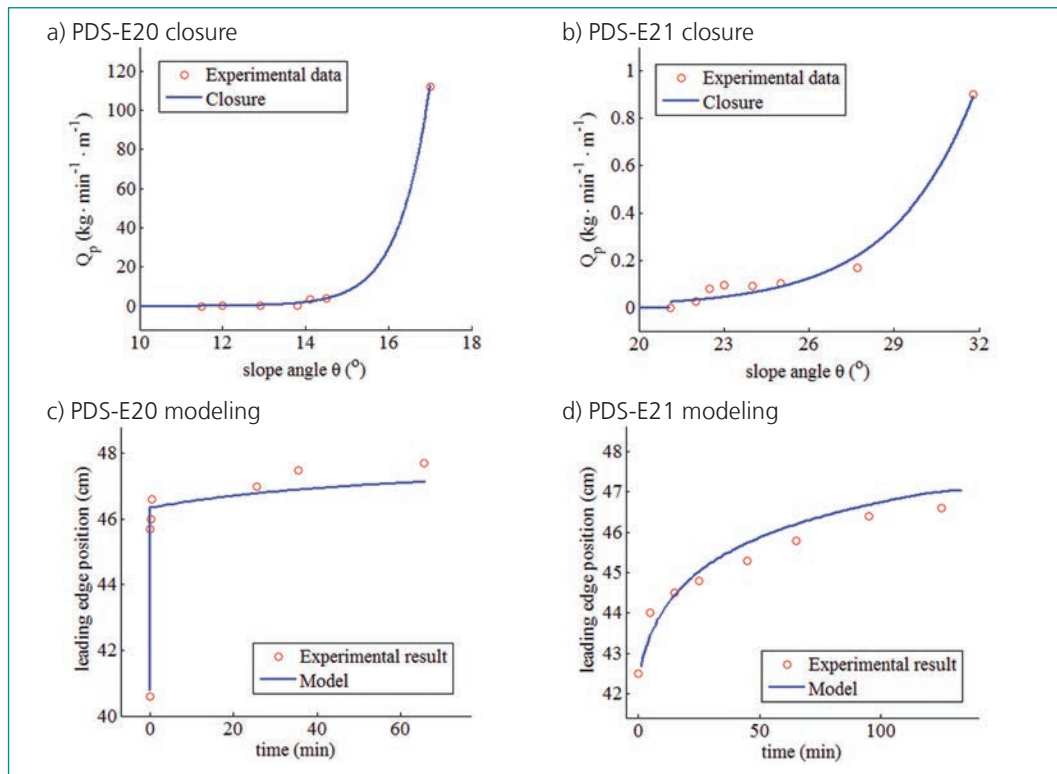


Figure 4:
Closure for dependence of the particle mass flux on the local slope angle and ratio of the gas superficial velocity to the minimum bed fluidization velocity: a) fit to experimental data with 3 x 3mm stainless steel particles; b) interpolated closure 3D surface with some experimental points.

Figure 5: Experimental data (red circles) and corresponding fit (blue curves) (a-b) and modeling results (blue curves) compared vs. experimental points (red circles) (c-d) for selected PDS tests.



data allows us to build the experimental closure in a form of a map used in the model. The model is based on semi-empirical approach where the mass-balance equation for the debris bed is solved with provided experimental closure of the particle mass flux (see above). The details on our analytical approach are reported in [12]. As demonstrated in Fig. 5, the model of the particulate debris spreading has been successfully validated against experimental results obtained in PDS tests.

The modeling of the particulate debris spreading showed that a good agreement between the simulation and experimental results is achieved regardless of the fit method used to interpolate closures (Fig. 5). In order to apply the model for assessment of the efficacy of particulate debris spreading in SA conditions further work is necessary on development of experimental closures covering wide range of gas injection rates, physical properties of particles, their morphologies, size distributions etc.

3.4 Progress in DECOSIM Code Development and Risk Assessment of Debris Coolability

Focus of the work in this task was on development of approaches to assessment of uncertainties and risks related to debris bed coolability [13], [14], [15]. Coolability of heat-releasing debris bed is an important issue in the severe accident analysis and management. Traditionally, theoretical studies of top or bottom-fed debris bed coolability have been focused on obtaining a «best estimate»

value for the Dryout Heat Flux (DHF) as a function of debris bed parameters (mean particle diameter and porosity). However, an important question for safety analysis is the quantification of uncertainties inherent in the problem. A one-dimensional coolability problem was considered in [13], with the aim of analyzing the influence of aleatory uncertainties in input physical parameters and modeling (epistemic) uncertainties on the prediction of DHF. Global sensitivity analysis is applied to rank the aleatory and epistemic parameters according to their effects on DHF and average pressure drop. The most influential model parameters are then calibrated to achieve the best fit to experimental data available. On the one hand, we demonstrate that model calibration is instrumental in achieving considerable improvement of quantitative agreement between the experimental and simulation data. On the other hand, experience of model calibration also suggested that (i) optimization of model parameters with respect to available experimental data on DHF is an ill-posed problem, and (ii) model calibration with respect to one-dimensional pressure drop experiments does not automatically improve the prediction of DHF and in some cases can even worsen it. Based on these insights, one can speculate that further analytical and experimental efforts are necessary to establish a better consistency between model form and experimental data on pressure drop and DHF. One-dimensional coolability problem for a flat

homogeneous heat-releasing debris bed is considered in [14], with the critical conditions for steady-state cooling characterized by the Dryout Heat Flux (DHF). DHF is determined for top-fed and bottom-fed debris beds from several two-phase models differing by the treatment of porous and interphase drag. Aleatory uncertainties due to randomness of the debris bed formation scenario and respective physical parameters (particle diameter, porosity) are quantified. It is shown that the «model-to-model» differences are noticeable on the cumulative distribution functions, however, the lower coolability boundary, corresponding to 5% of cumulative distribution function of DHF, is predicted by all models in quite narrow range. The effects of the ranges and distributions of the input parameters on the DHF and CDF are investigated. We show that qualitative behavior of the CDF and conclusions about the relative importance of uncertainties in different input parameters do not change if different probability distributions are used. However, the lowest DHF values corresponding to 5% CDF can be increased by about 25–30% due to the elimination of, or making less probable, the most prone to dryout combinations of parameters. Narrowing of the uncertainty ranges of the input parameters decreases the total uncertainty

of the DHF prediction, while the lower DHF boundary (at 5% CDF) can either increase or decrease. The latter depends on the variation of the mean value which the changes in the ranges and distribution function can entail.

The concept of «load versus capacity» is employed in [15] to quantify the probability of failure (local dryout). Possible choices of «load» and «capacity» in terms of heat fluxes, thermal power or melt mass as well as the results of Monte Carlo simulations of distribution functions for the local heat flux and the dryout heat flux at the debris bed top point (defined as the extensions of one-dimensional counterparts) are discussed in [15]. A surrogate model for the dryout heat flux is developed by the generalization of two-dimensional simulation results. Dryout probabilities are obtained under the conservative assumptions (neglecting the coolability improvement due to side ingress of water into a non-flat debris bed), and from the surrogate model (see Table 2).

3.5 Progress in POMEKO Experiment

The objective of the POMEKO experiments is to provide data for validation of the codes which can assess the coolability of a debris bed formed in fuel coolant interactions (FCI) during a postulated

| Slope angle α | Dryout probability P, [%] | | | |
|----------------------|---------------------------|----------|-----------------------|----------|
| | M = 200 t, Q = 3 GW | | M = 256 t, Q = 3.9 GW | |
| | 2D model | Conserv. | 2D model | Conserv. |
| 0 | <0.01 | | <0.01 | |
| 0–20° | 1.1 | 4.7 | 1.6 | 6.2 |
| 0–35° | 4.4 | 15.3 | 5.9 | 18.9 |

Table 2: Probabilities of debris bed dryout

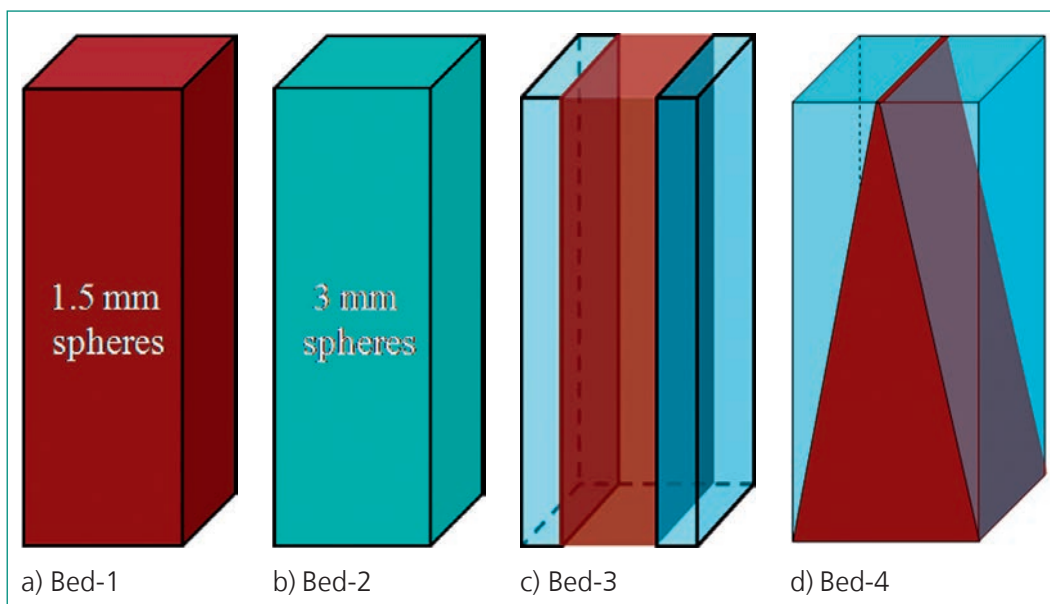


Figure 6: Schematic Diagram of various test Beds

severe accident of LWRs. The debris bed may be multidimensional and inhomogeneous. The experiments are carried out for the beds with triangular stratification and radial stratification [16–17] in order to study the effect of multidimensionality and inhomogeneity on coolability of the debris bed.

The two test facilities, POMEKO-FL and POMEKO-HT, were used for the determination of friction laws and dryout heat flux of the particulate beds, respectively. Experiments with 1D homogeneous bed (20 cm × 20 cm in cross section and 60 cm high) are carried out and followed by the experiments with triangular stratification and radial stratification. It is carried out to compare the coolability of multidimensional bed with that of homogeneous bed. Stainless steel sphere particles of diameter 1.5 mm and 3 mm were used. The shapes of various beds are as shown in Fig. 6. Bed-1 and Bed-2 are homogeneous beds, whereas Bed-3 and Bed-4 are radial stratified and triangular shape.

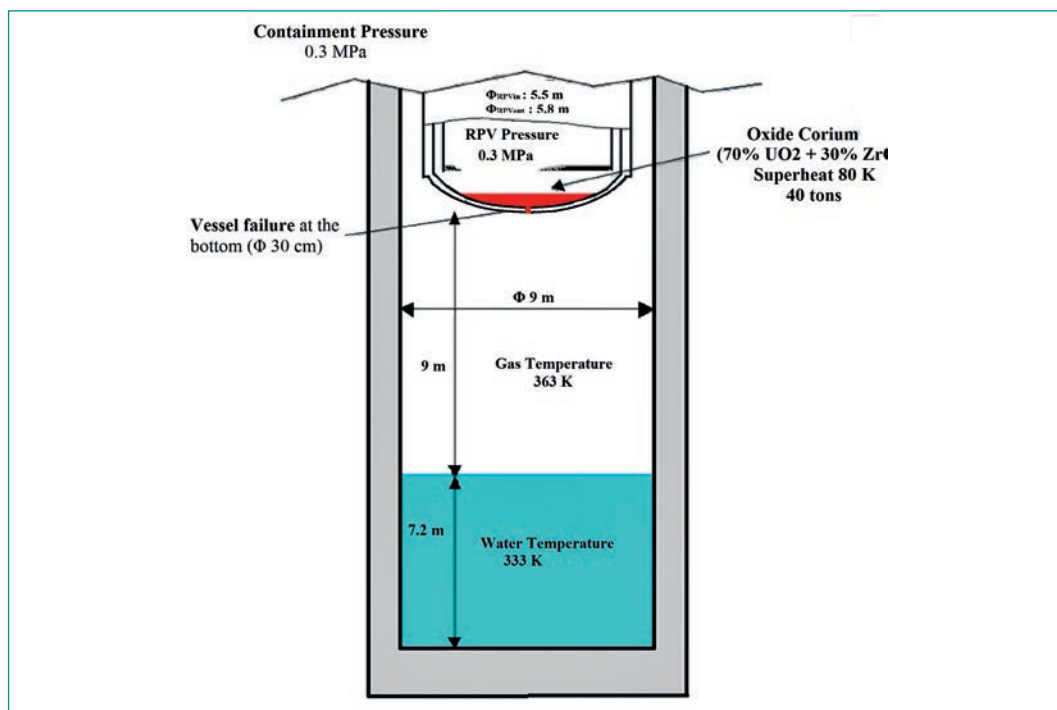
Along with top-flooding conditions, bottom-fed cases are also carried out for each of the test bed configurations to obtain dryout heat fluxes/dryout power densities. To study the effectiveness of natural circulation driven coolability (NCDC), a downcomer was employed with the test section. Some important conclusions are deduced from the study of different test beds under various conditions which shows that the dryout heat fluxes in case of homogeneous beds under top-flooding conditions are comparable with the prediction of

the Reed model. The coolability of all the beds is enhanced by the natural circulation induced by the downcomer and the forced injection of coolant from bottom. It is observed from the homogeneous bed study that the effect of downcomer becomes more predominant for the particulate bed of smaller size particles (comparing the percentage of increase in the dryout heat flux). In case of radially stratified bed, it is found that the dryout heat flux is dominated by the bigger size of particle layer, and the dryout mostly occurred initially in the boundary of two layers. The enhancement in the dryout heat flux by the downcomer is found to be comparable to homogeneous bed. For the triangular bed, the dryout power density under top-flooding condition is increased by around 69% as compared to the homogeneous bed which have the same volume, due to the multi-dimensional ingress of coolant in heap-like bed.

4. Progress in SEIM Activity

The goal of SEIM activity is to develop deterministic models and probabilistic frameworks for assessment of steam explosion risk. The tasks include i) development of deterministic tools to bound steam explosion loads and to quantify fragilities of containment structures which are critical for ex-vessel melt coolability; and ii) development of probabilistic framework for quantification of scenario dependent aleatory uncertainties in loads and fragilities for the ex-vessel steam explosion. As a part of the task #i), numerical analysis is carried

Figure 7:
Geometry of the
flooded cavity.



out for the assessment of loading on containment walls. The present study deals with the premixing and explosion phase calculations of a Nordic BWR dry cavity, using MC3D, a multiphase CFD code for fuel coolant interactions. The main goal of the study is to calculate the pressure in the cavity and the impulses on the side wall. The conditions for the calculations are used from the SERENA-II BWR case exercise (the geometry is shown in Fig. 7). The other objective is to do the sensitivity analysis of the parameters in modeling of fuel coolant interactions, which can help to reduce uncertainty in assessment of steam explosion energetics.

The obtained results [18] show that the amount of liquid melt droplets in the water (the region of void<0.6) is maximum prior to reaching the jet at the bottom. In the explosion phase, maximum pressure is attained at the bottom and the maximum impulse is at the bottom of the side wall. The analysis is carried out using two different triggers, but there is little effect of trigger timing found on the impulses on wall. Moreover, the parametric study is carried out using different jet diameters, droplet sizes and subcoolings. The pressure attained and impulses on the wall are higher for bigger jet diameters, though there is little variation found between 30 cm and 40 cm jets. The amount of liquid melt droplets in water is higher for bigger droplet size and thus, the pressure attained and impulses on the wall are higher. For higher subcoolings the more liquid droplets are in contact with the coolant causing high pressure and impulses on the wall. The three times higher subcooling caused around 20 percent higher impulse on the wall.

Moreover, to understand the physics of single-droplet steam explosion, the molten droplet preconditioning (deformation/pre-fragmentation) during the initial phase of the fuel coolant interaction (FCI) by using the CFD code FLUENT through the Volume of Fluid (VOF) method. The MISTEE experimental data was used as a benchmark for the validation of the performed calculations, and the results of the separate-effect study quantitatively demonstrate the importance of droplet velocity and melt properties on the melt droplet preconditioning [19].

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 2012 and Perspectives for 2013

In summary, substantial progress has been achieved in the project to help quantify severe accident risks in light water reactors (LWRs). The MEM study advanced understanding of the importance of different factors, such as internal vessel pressure and melt properties, on modes and timing of failure of a BWR lower head to quantify the melt discharge characteristics (jet size, melt mass, compositions and superheat). The DECO study is focused on (i) obtaining experimental data and development of deterministic modeling tools for prediction of the debris bed properties (size distribution and morphology of debris particles, porosity of the bed and fraction of agglomerated debris), (ii) development and validation of the DECOSIM code for investigation of feedbacks and self-organization processes in the debris bed formation and coolability, and (iii) uncertainty and risk assessment in coolability of the debris bed in prototypic accident conditions. The SEIM study is assessing the impact of steam explosion on containment structures and provides sensitivity analysis of the impact to the conditions of melt release.

Publications

- [1] Villanueva W., Tran C.-T., Kudinov P., «Coupled thermo-mechanical creep analysis for boiling water reactor pressure vessel lower head,» *Nuclear Engineering and Design*, 249, 2012, 146–153.
- [2] Villanueva W., Tran C.-T., and Kudinov P., «Analysis of Instrumentation Guide Tube Failure in a BWR Lower Head,» *Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9)*, Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, , N9P0268, 2012.
- [3] Tran C.-T., Villanueva W., and Kudinov P., «A Study on the Integral Effect of Corium Material Properties on Melt Pool Heat Transfer in a Boiling Water Reactor,» *Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear*

- Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, , N9P0289, 2012.
- [4] Villanueva W., Tran C.-T., and Kudinov P., «Effect of CRGT Cooling on Modes of Global Vessel Failure of a BWR Lower Head,» Proceedings of the 20th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-20), Anaheim, CA, USA, July 30 – August 3, Paper 54955, 2012.
- [5] Palagin A., Miassoedov A., Gaus-Liu X., Muscher H., Buck M., Tran C.T., Kudinov P., Carenini L., Koellein C., Luther W., Chudanov V., «Analysis and interpretation of the LIVE-L6 experiment,» 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012), Cologne (Germany), March 21–23, 2012.
- [6] Kudinov P., Karbojian A., Tran C.-T., Villanueva W., «The DEFOR-A Experiment on Fraction of Agglomerated Debris as a Function of Water Pool Depth,» The 8th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, October 10–14, N8P0296, 2010.
- [7] Kudinov P., Davydov M.V., «Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris,» Nuclear Engineering and Design, submitted, 2012.
- [8] Kudinov P., Davydov M., Pohlner G., Bürger M., Buck M., Meignen R., «Validation of the FCI codes against DEFOR-A data on the mass fraction of agglomerated debris,» 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012) Cologne (Germany), March 21–23, 2012.
- [9] Kudinov P., Karbojian A., Ma W., and Dinh T.-N. «The DEFOR-S Experimental Study of Debris Formation with Corium Simulant Materials,» Nuclear Technology, 170(1), April 2010, pp. 219–230.
- [10] Kudinov P., Kudinova V., and Dinh T.-N., «Molten Oxidic Particle Fracture during Quenching in Water,» 7th International Conference on Multiphase Flow ICMF 2010, Tampa, FL USA, May 30–June 4, 2010.
- [11] Manickam L., Hansson R., Kudinov P, Bechta S., «On the Influence of Water Subcooling and Melt Jet Parameters on Debris Formation,» 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.
- [12] Konovalenko A., Basso S., Karbojian A., and Kudinov P., «Experimental and Analytical Study of the Particulate Debris Bed Self-leveling,» Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, , N9P0305, 2012.
- [13] Yakush S., Kudinov P., and Lubchenko N., «Coolability of heat-releasing debris bed. Part 1: Sensitivity analysis and model calibration,» Annals of Nuclear Energy, Vol.52, pp.59–71, February 2013.
- [14] Yakush S., Kudinov P., and Lubchenko N., «Coolability of heat-releasing debris bed. Part 2: Uncertainty of dryout heat flux,» Annals of Nuclear Energy, Vol.52, pp.72–79, 2012, February 2013.
- [15] Yakush S., Lubchenko N., and Kudinov P., «Risk-Informed Approach to Debris Bed Coolability Issue,» Proceedings of the 20th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-20), Anaheim, CA, USA, July 30 – August 3, Paper 55186, 2012.
- [16] Liangxing Li, Weimin Ma and Sachin Thakre, «An Experimental study on pressure drop and dryout heat flux of two-phase flow in packed beds of multi-sized and irregular particles,» Nuclear Engineering and Design, Vol.242, pp. 369–378, 2012.
- [17] Liangxing Li, Sachin Thakre, Weimin Ma, «Experimental study on coolability of debris beds with cuboidal and triangular shapes,» Proc. of NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, 2012.
- [18] Sachin Thakre, Weimin Ma, «Numerical analysis of reactor scale exvessel fuel coolant interactions phenomena using MC3D code,» 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.
- [19] Sachin Thakre, Weimin Ma and Liangxing Li, «A numerical analysis on hydrodynamic deformation of molten droplets in a water pool,» Annals of Nuclear Energy, Vol.53, pp.228–237, 2013.

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 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:

Im Zuge der Fachbegleitung der innerhalb der Sektion Messwesen durchgeführten Dissertation wurden drei Messstationen an verschiedenen Orten auf dem PSI-Gelände platziert. Die kontrollierten und bilanzierten Abgaben von gasförmigen Positronenstrahlern der zentralen Fortluft PSI-West werden als Tracer eingesetzt und deren Photonenstrahlung von den Messstationen gammaspektrometrisch gemessen. Auf diese Weise lassen sich innerhalb der Dissertation erarbeitete Simulationen validieren.

Von einer IAESTE-Studentin analysierte Messwerte der NADAM- und MADUK-Sonden sowie die Rohdaten der Aeroradiometrie aus den Jahren 1994–2012 wurden benützt, um neue radiologische Karten der Schweiz zu erstellen. Die Daten wurden im geografischen Informationssystem ARCGIS gespeichert und in eine Karte integriert.

Experten der Sektion Messwesen wirkten aktiv in verschiedenen internationalen Arbeitsgruppen der Technischen Kommission 85 der Internationalen Standardorganisation ISO und EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») mit. Dabei wurde sowohl an wesentlichen Revisionen der Normenwerke als auch an der Erstellung von internationalen Berichten gearbeitet.

Im Berichtsjahr nahm die Radioanalytik wiederum an verschiedenen nationalen und internationalen Ringvergleichen teil (BfS-Berlin, PROCORAD-Paris, IAEA-Wien, IRA-Lausanne, BfG-Koblenz), wobei alle PSI-Messresultate der bisher publizierten Ringvergleiche innerhalb der Toleranzintervalle lagen. Beim Projekt «Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software» nahm die Radioanalytik an Schulungen seitens der Firma Canberra teil, installierte die neusten Spektrometrie Softwarepakete und kalibrierte ein charakterisiertes Gamma-Spektrometer mit zertifizierten Referenzstandards.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung wurden für 2012 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(12/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

(12/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit

(12/3) Dokumentation zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen

(12/4) Erstellung neuer radiologischer Karten der Schweiz

(12/5) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

(12/6) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

(12/7) Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software für Dichte-, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie

(12/8) Absolutmessungen reiner β -Strahler mit der TDCR-Methode für Halbwertszeitbestimmungen langlebiger Nuklide (^{10}Be , ^{32}Si , ^{63}Ni , ^{93}Zr , ^{129}I)

(12/9) Dokumentation der Studien in n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

(12/10) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

(12/11) Ad-hoc-Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

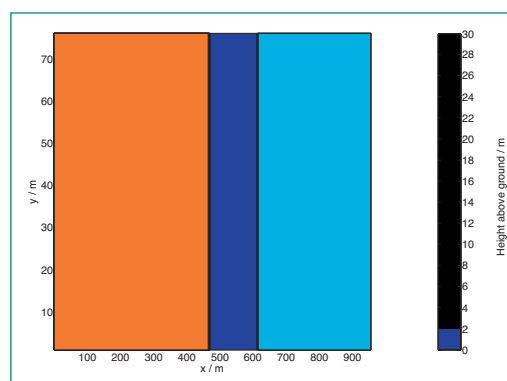
Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(12/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung

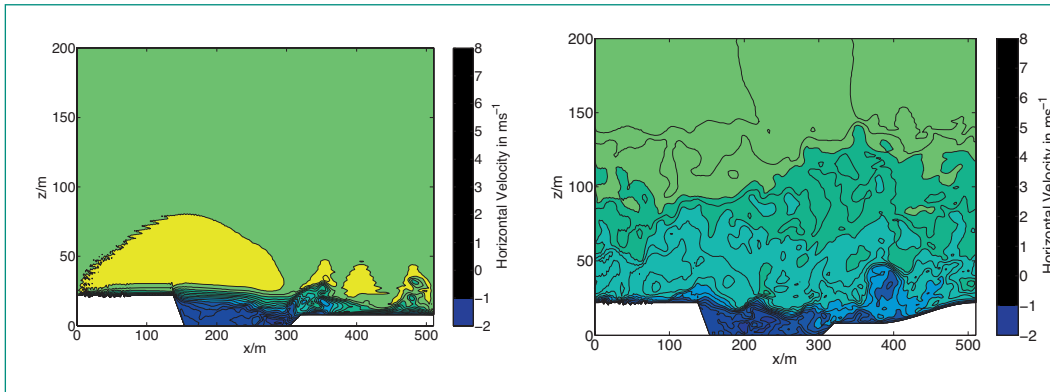
Im Jahr 2012 wurden verstärkt die turbulenten Einströmbedingungen für LES (Large Eddy Simulations) untersucht, da die Ergebnisse der Simulationen von den Anfangs- und Randbedingungen abhängig sind. Im Gegensatz zu RANS (Reynolds Averaged Navier Stokes)-Simulationen, die zu Beginn der Doktorarbeit durchgeführt wurden, muss die Turbulenz explizit vorgegeben oder im Modell erzeugt werden.

Zunächst erfolgten Testsimulationen in einem leeren Gebiet mit fünf verschiedenen Einströmprofilen, danach wurde ein zusätzlicher Block eingebaut. Bei der Darstellung der turbulenten Momente $\langle uw \rangle$, σ_u und σ_w fiel auf, dass insbesondere die Standardabweichung der horizontalen Geschwindigkeit σ_u nicht mit den Referenzwerten der Literatur übereinstimmt. Grund hierfür war eine fehlende Entwicklung der turbulenten Grenzschicht. Die Ergebnisse wurden beim 3. Internationalen EULAG Workshop in Loughborough Ende Juni präsentiert und diskutiert.

Weitere Simulationen in einem Gebiet mit Aare (s. Figur 1) zeigten, dass der Einströmbereich sehr lang sein muss, damit sich eine Grenzschicht ausbildet. Die Rechenzeit würde sich in diesem Fall verlängern, daher erfolgte der Umstieg von offenen zu zyklischen Randbedingungen. Da das Gebiet westlich der Aare höher ist als das Gebiet im Osten, wurde ein künstlicher Hügel eingebaut, so dass die beiden Ebenen im Aus- und Einströmbereich auf einer Höhe liegen. Die künstliche Erhebung hat keinen Einfluss auf die Ergebnisse, weil lediglich der Bereich vor dem Hügel von Interesse ist.



Figur 1:
Leeres Gebiet mit unterschiedlichen Höhen westlich und östlich der Aare.



Figur 2: Horizontale Windgeschwindigkeit simuliert mit offenen (links) und zyklischen (rechts) Randbedingungen

Die Simulationsergebnisse bei Verwendung offener und zyklischer Randbedingungen sind in Figur 2 dargestellt. Ein Vergleich der Resultate zeigt, dass bei Anwendung von zyklischen Randbedingungen eine turbulente Durchmischung entsteht, während sich im anderen Fall nur einzelne Wirbelungen und numerische Artefakte ausbilden.

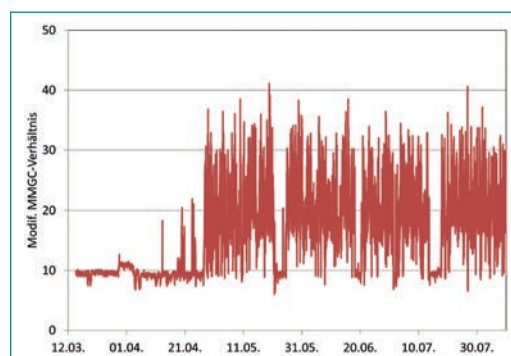
(12/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit

Eines der Ziele der Fachbegleitung ist die Bereitstellung von Messdaten zur Verifikation der Modellrechnungen. Hierzu werden die kontrollierten und bilanzierten Abgaben von gasförmigen Positronenstrahlern der zentralen Fortluft PSI-West als Tracer eingesetzt. Die abgegebenen Positronenstrahler ^{15}O (67%), ^{11}C (16%), ^{13}N (16%) und ^{18}F (1%) lassen sich über die mit der Annihilationsreaktion verbundene Aussendung zweier Photonen mit einer Energie von 511 keV gammaspektrometrisch messen. Drei Aluminiumkisten mit einem 3 x 3 Zoll NaI(Tl)-Detektor, Gammaskpektrometer und einem Industrie-PC zur Datenerfassung und -übermittlung wurden konstruiert und an den geplanten Standorten in Betrieb genommen. Zur Unterscheidung der Annihilationsstrahlung vom schwankenden Untergrund aufgrund der natürlich vorkommenden Radon-Zerfallsprodukte wird als Kenngröße in Anlehnung an das in der Aeroradiometrie verwendete Man-Made-Gross-Counts (MMGC)-Verhältnis das Verhältnis der Zählraten in den Energiefenstern unter- und oberhalb von 550 keV verwendet.

Der zeitliche Verlauf des modifizierten MMGC-Verhältnisses (Figur 3) zeigt einen deutlichen Unterschied zwischen der Zeit des Shutdown des Protonenbeschleunigers und der Zeit nach dessen Wiederinbetriebnahme am 18. April 12. Aus dem am Hochkamin des PSI in 70 m Höhe gemessenen Windvektor wurde der um 180° gedrehte Ausbreitungsvektor berechnet. Alle 10-Mi-

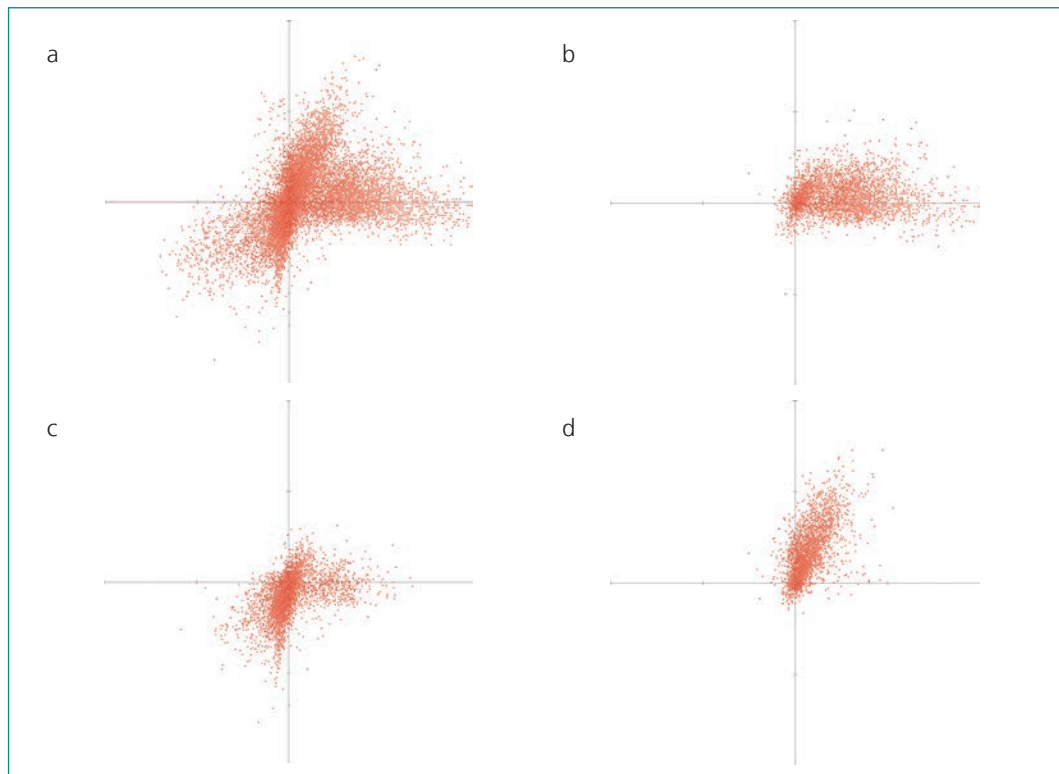
nuten-Messwerte aus dem Zeitraum vom 24.4.–31.8.2012 sind in Figur 4a dargestellt. Die Vorzugsrichtungen entlang des Aaretals nach Nord-Nordost und Süd-Südwest sind klar erkennbar. Zusätzlich gibt es noch Wetterlagen mit östlicher Ausbreitung. Ausbreitungen in nordwestlicher, beziehungsweise südöstlicher Richtung treten nur selten auf.

Die Ausbreitungsvektoren wurden nun anhand der Messwerte der gammaspektrometrischen Messstationen sortiert. Hierzu wurden alle Ausbreitungsvektoren eliminiert, bei welchen das modifizierte MMGC-Verhältnis unter dem Durchschnittswert liegt. Es zeigt sich wie erwartet für die östlich des Abgabepunkts (Kamin der zentralen Fortluftanlage PSI-West) gelegene Messstation 1, dass überdurchschnittlich hohe modifizierte MMGC-Verhältnisse gehäuft bei östlichen Ausbreitungsrichtungen auftreten (Figur 4b). Für die südöstlich gelegene Messstation 2 (Figur 4c) treten überdurchschnittliche MMGC-Verhältnisse vermehrt bei südwestlichen Ausbreitungsrichtungen auf. Grund hierfür ist das praktisch vollständige Fehlen von Ausbreitungsvektoren in der erwarteten südöstlichen Richtung aufgrund der Vorzugsrichtungen der Windrichtung. Der gleiche Effekt ist bei der nördlich gelegenen Messstation 3 (Figur 4d) zu beobachten, bei welcher die überdurchschnitt-



Figur 3: Zeitlicher Verlauf des modifizierten MMGC-Verhältnisses auf dem Dach der Neutronenleiterhalle WNL (Messstelle 2)

Abbildung 4:
 Ausbreitungsvektoren
 im Zeitraum vom 24.4–
 31.8.2012. Die Länge
 der Achsen beträgt
 10 m/s. a: Gesamt;
 MMGC-Verhältnis über
 Durchschnitt bei b:
 Messstation 1 (Son-
 dengarten OA-SE), c:
 Messstation 2 (Dach
 Neutronenleiterhalle)
 und d: Messstation 3
 (Parkplatz WGHA)



lichen modifizierten MMGC-Verhältnisse vermehrt bei nord-nordöstlichen Ausbreitungsrichtungen auftreten.

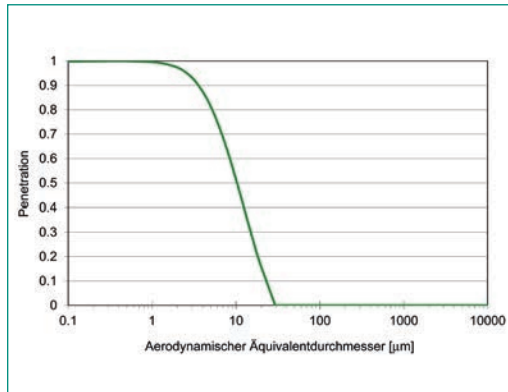
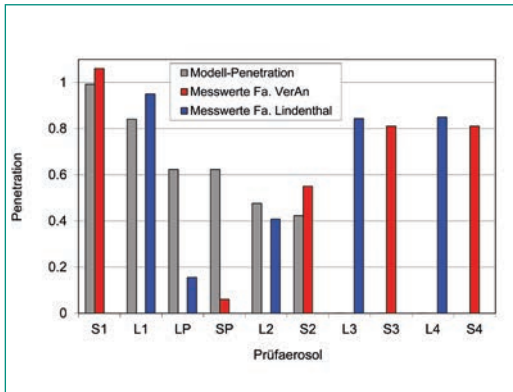
(12/3) Dokumentation zur Bestimmung von Aerosolverlusten in komplexen Leitungssystemen

Wie bereits im vergangenen Jahresbericht beschrieben, wurden in 2011 durch zwei Spezialfirmen Messungen der Aerosolpenetration an einem Testaufbau für ein neues Probenahmesystem für den Hochkamin PSI-Ost durchgeführt. In einer weiteren Analyse wurden die für verschiedene Prüfaerosole gemessenen Penetrationen mit den Ergebnissen aus verschiedenen Penetrationsmodellen verglichen. Figur 5 zeigt den bereits im vergangenen Jahr berichteten Vergleich der Messwerte mit Modellrechnungen eines von der A&M-Universität Texas zur Verfügung gestellten Programms DEPO2001a (Figur 6).

Das im Programm DEPO2001a enthaltene Modell berücksichtigt keine etwaige Resuspension von Partikeln, was in der Vorhersage einer verschwindenden Penetration für Partikel mit Durchmessern grösser als 30 Mikrometer mündet. Diese Vorhersage steht im klaren Widerspruch zu den gemessenen Penetrationen der Prüfaerosole S3, L3, S4 und L4. Diese Prüfaerosole weisen praktisch identische Messwerte der Penetration mit einem Mittelwert von 0.83 ± 0.02 auf.

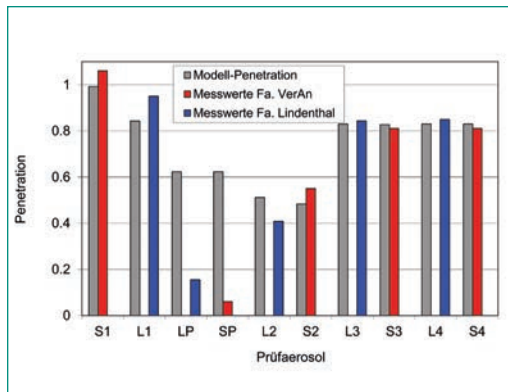
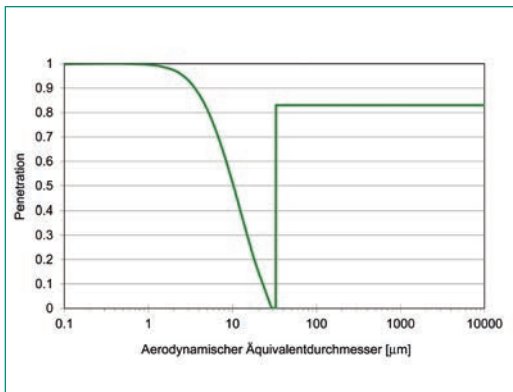
Die einfachste Möglichkeit, die Resuspension in das Modell zu integrieren liegt in der Annahme einer konstanten Penetration oberhalb eines Grenzdurchmessers (Figur 7). Wird dieser Grenzdurchmesser zu 33 Mikrometer gewählt, ist die Summe der quadratischen Abweichungen zwischen Modell und Messwerten über alle Prüfaerosole am niedrigsten. Dieses Modell kann die gemessenen Penetrationen für alle Prüfaerosole mit Ausnahme der Polystyren-Partikel LP und SP zufriedenstellend reproduzieren (Figur 8). Eine mögliche Erklärung für die unerwartet geringen Penetrationen könnte in einem zusätzlichen Abscheidemechanismus durch elektrostatische Kräfte (Elektrodeposition) liegen.

Die Frage, ob eine zusätzliche Abscheidung durch Elektrodeposition zwingend für die Erklärung der Abweichung zwischen Modellrechnung und Messwerten der Penetration der Polystyren-Prüfpartikel erforderlich ist, wird mit einem vereinfachten Penetrationsmodell weiter untersucht. Hierzu wird anstelle der Modelldeposition aus dem Programm DEPO2001a analog zum Einbezug der Resuspension ein konstanter Wert von 100% unterhalb eines Grenzdurchmessers gesetzt. Dieser Grenzdurchmesser, wie auch der Grenzdurchmesser für die Resuspension, wird durch die Minimierung der Summe der quadratischen Abweichungen zwischen Modellpenetration und Messwerten festgelegt. Ohne Einbezug der Messwerte für die mono-



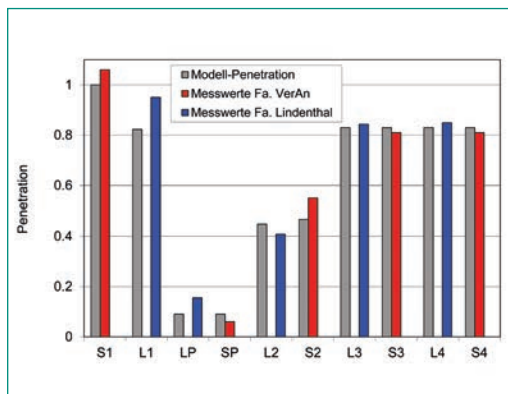
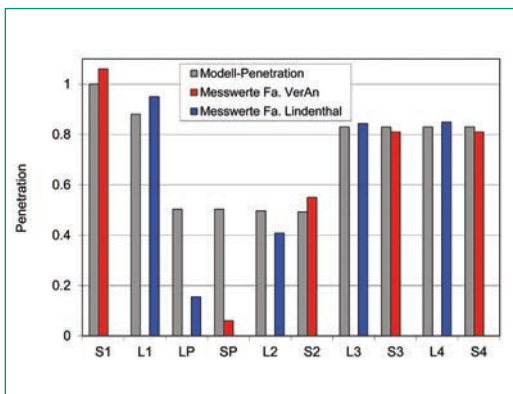
Figur 5 (links): Vergleich der gemessenen Penetration der verschiedenen Prüfaerosole mit den durch das Programm DEPO2001a vorhergesagten Penetrationen.

Figur 6 (rechts): Vorhersage der Penetration mittels des Programms DEPO2001a.



Figur 7 (Links): Vorhersage der Penetration mittels des Programms DEPO2001a, ergänzt durch einen konstanten Anteil zur Berücksichtigung der Resuspension.

Figur 8 (rechts): Vergleich der gemessenen Penetration der verschiedenen Prüfaerosole mit den durch das mit einem konstanten Resuspensionsanteil ergänzte Programm DEPO2001a vorhergesagten Penetrationen.



Figur 9 (links): Vergleich der gemessenen Penetration der verschiedenen Prüfaerosole mit den durch das vereinfachte Penetrationsmodell ohne Einbezug der Polystyrenpartikel SP und LP vorhergesagten Penetrationen.

Figur 10 (rechts): Vergleich der gemessenen Penetration der verschiedenen Prüfaerosole mit den durch das vereinfachte Penetrationsmodell mit Einbezug der Polystyrenpartikel SP und LP vorhergesagten Penetrationen.

dispersen Polystyren-Prüfpartikel ergab sich ein unterer Grenzdurchmesser von 8 Mikrometern und ein Grenzdurchmesser der Resuspension von 19 Mikrometern. Auch mit diesem vereinfachten Penetrationsmodell können die gemessenen Penetrationen der Prüfaerosole zufriedenstellend reproduziert werden (Figur 9) und sind den Ergebnissen der physikalisch fundierteren Modellrechnung mit DE-PO2001a (Figur 8) recht ähnlich. Wird auch die Abweichung zwischen Modell und Messwerten für die Polystyren-Partikel berücksichtigt, verändern sich die beiden Grenzdurchmesser zu 6.4 Mikrometer und 16 Mikrometer. Der Durchmesserbereich mit verschwindender Penetration verschiebt sich also geringfügig zu kleineren Durchmessern. Die Penetrationen aller Prüfaerosole können nun zufriedenstellend reproduziert werden (Figur 10). Ein zusätzlicher Abschei-

dungsprozess ist demnach nicht zwingend zur Interpretation der Messergebnisse erforderlich. Zusätzliche Messungen mit Partikeln gleicher Grösse mit anderer Materialzusammensetzung können hier zur Klärung beitragen.

(12/4) Erstellung neuer radiologischer Karten der Schweiz

IAESTE-Studentin M. Grauzynite analysierte Messwerte der NADAM- und MADUK-Sonden sowie die Rohdaten der Aeroradiometrie aus den Jahren 1994–2012. Die Daten wurden im geografischen Informationssystem ARCGIS als Punkt-Shape-Datei gespeichert und in eine Karte (Figur 11) integriert. Die Nachauswertung der Rohdaten vor 1994 machen eine Anpassung der Auswertesoftware und ihrer Parametrierung erforderlich. Hierfür ist die Expertise und langjährige Erfahrung von

B. Bucher (ENSI) erforderlich. Messdaten des Bundesamtes für Gesundheit (BAG) wurden über die Fachgruppe Aeroradiometrie (FAR) angefragt und wurden für 2013 in Aussicht gestellt.

Anhand der Messdaten der kontinuierlich messenden NADAM- und MADUK-Stationen wurden jahreszeitliche Einflüsse auf die Ortsdosisleistung untersucht. Es zeigte sich, dass im Flachland die Ortsdosisleistung im Winter bis zu 30% niedrigere Werte aufweisen kann, was auf die Abschirmung der terrestrischen Strahlung durch Schnee zurückgeführt werden kann (Figur 12). Am hochalpinen Standort Jungfrauoch zeigt sich dagegen ein umgekehrter Jahresgang mit niedrigen Werten der Ortsdosisleistung in den Sommermonaten. Es zeigte sich, dass an diesem Standort die Ortsdosisleistung entgegengesetzt zu Veränderungen im Luftdruck verläuft (Figur 13). Durch eine Änderung im Luftdruck wird die in grosser Höhe dominierende kosmische Strahlung unterschiedlich stark abgeschirmt. Es erscheint daher sinnvoll, keine Messdaten aus den Wintermonaten in die Datensammlung aufzunehmen. Hierdurch ist aber nur ein kleiner Prozentsatz der Messwerte betroffen, da im Winter kaum Messkampagnen im Feld durchgeführt wurden.

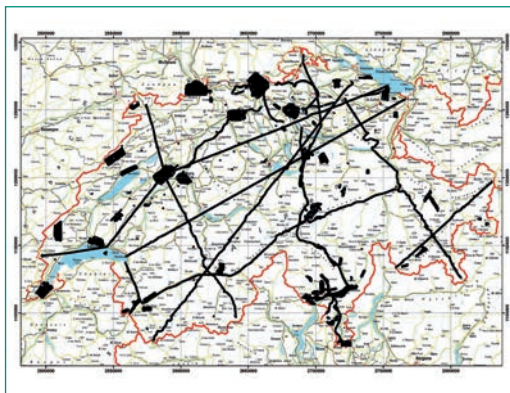
Eine zweite Frage, ob Messwerte aus verschiedenen Jahren problemlos miteinander kombiniert werden können, wird anhand der wiederkeh-

renden Messgebiete der Aeroradiometrie in der Nähe von Kernanlagen untersucht. Es zeigte sich, dass die Häufigkeitsverteilungen der aeroradiometrisch gemessenen Ortsdosisleistungen in der Umgebung der Kernkraftwerke in den meisten Jahren gut übereinstimmen (Figur 3). Im Jahr 1999 wurden jedoch deutlich niedrigere Ortsdosisleistungen gemessen (Figur 4). In diesem Jahr wurden die Messflüge in der Zeit vom 21.–24.6.1999 durchgeführt. Die monatlichen Niederschlagsmengen im Mai und Juni 1999 waren mit 287 mm und 202 mm aussergewöhnlich hoch. An der Station Zürich wurde seit der Aufzeichnung lediglich im Juni 1876 ein höherer Wert als 287 mm gemessen. Die hohe Niederschlagsmenge führt zu einem erhöhten Porenwassergehalt im Boden, wodurch wiederum die Photonenstrahlung der im Boden befindlichen Radionuklide stärker abgeschwächt wird und so zu einer Erniedrigung der gemessenen Ortsdosisleistung führt.

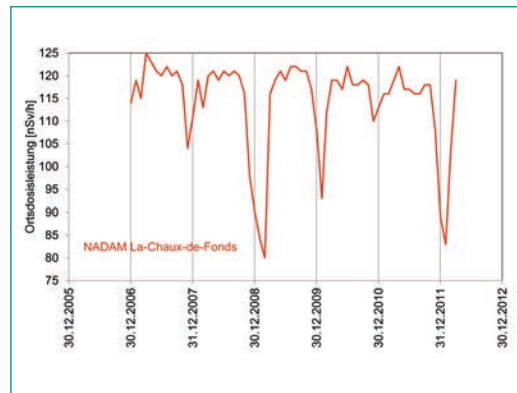
(12/5) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik

Nach ausgiebiger Diskussion in der Sitzung der Arbeitsgruppe WG17 des ISO TC85/SC2 in Paris (4.–6.6.12) konnten die drei revidierten Teile der Norm ISO 7503, Teil 1 «Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination – Part 1: General principles», Teil 2

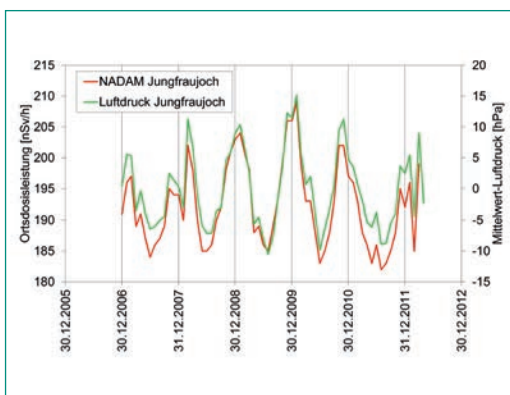
Figur 11 (links):
Bisher aufgenommene Datenpunkte für die Erstellung einer radiologischen Karte der Schweiz.



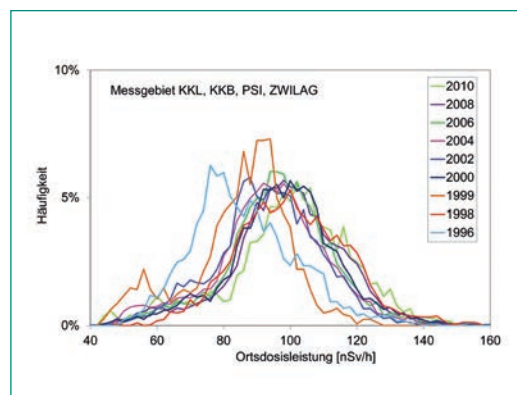
Figur 12 (rechts):
Monatsmittelwerte der Ortsdosisleistung in La Chaux-de-Fonds.



Figur 13 (Links):
Monatsmittelwerte der Ortsdosisleistung und der Abweichung vom mittleren Luftdruck über alle Werte auf dem Jungfrauoch.



Figur 14 (rechts):
Häufigkeit der gemessenen Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernkraftwerk Beznau (KKB) und Leibstadt (KKL), sowie des Paul Scherrer Instituts (PSI) und der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG).

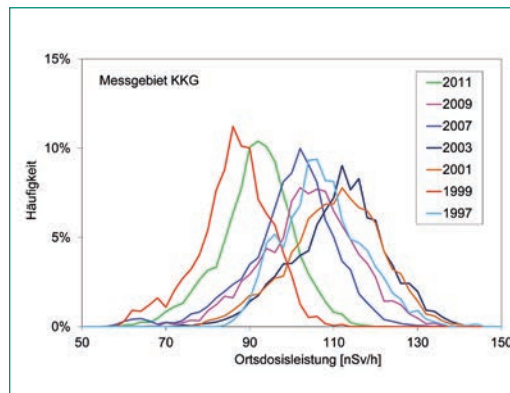


«Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination – Part 2: Test method using wipe-test samples» und Teil 3 «Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of radioactive surface contamination – Part 3: Apparatus calibration» beim ISO-Sekretariat als Committee-Draft eingereicht werden. Die drei Monate dauernde Länderabstimmung begann am 23.9.12.

Der Vorschlag eines neuen Normenprojekts zu Raumluftüberwachung in Kernanlagen (NWIP ISO 16639) wurde mit 15 «Ja»-Stimmen und 9 Enthaltungen angenommen. So konnte die Arbeitsgruppe 14 während des TC85-Treffens vom 4.–6. Juni 2012 in Paris bereits mit der Einbindung der abgegebenen Kommentare beginnen. Es ist geplant, einen Committee Draft (CD) von ISO 16639 bis Ende 2012 fertigzustellen und zur Abstimmung zu stellen.

Das zurückgestellte Projekt der Raum- und Fortluftüberwachung an Beschleunigern zur Herstellung von PET-Radionukliden (Task Leader J. Rivers (Lablmpex, UK)) soll als NWIP ebenfalls bis Ende 2012 vorliegen und zur Abstimmung gestellt werden.

Die Anfrage der französischen Kollegen zur Erstellung von speziellen Normen zur Fortluftüberwachung von einzelnen Radionukliden, bei welchen die gesamte Kette von der Probenahme bis hin zur Radioanalytik einbezogen ist, wurde von H. Maubert (CEA) anhand erster Entwürfe von nationalen Normen vorgestellt. Es zeigten sich deutliche Unterschiede der Ansichten einzelner Delegierter zu diesem Thema. Daher wurde eine Gruppe bestehend aus H. Maubert (CEA, Frankreich), K. Vogl (Bfs, Deutschland) und J. Ford (Sellafield, UK) beauftragt, einen ersten Textentwurf anzufertigen. Dieser Textentwurf soll als Grundlage für die weitere Diskussion anlässlich des TC85/SC2-Treffens in 2013 dienen.



Figur 15: Häufigkeit der gemessenen Ortsdosisleistung in der Umgebung des Kernkraftwerks Gösgen (KKG).

(12/6) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)

Im Jahr 2012 nahm die Radioanalytik an folgenden Vergleichsmessungen teil: (1) BFS-Ringvergleich ^3H und ^{14}C in Urin, (2) Aktiniden in Stuhl 2012, PROCORAD (CEA), Frankreich (α -Strahler, Pu, Am, U). Diese Resultate sind nachstehenden Tabellen zu entnehmen. Der Ringvergleich ergab innerhalb der Messunsicherheiten eine zufriedenstellende Übereinstimmung mit den Mittelwerten der Teilnehmer und den Referenzwerten des Veranstalters (Tab. 1 und Tab. 2). Bei Probe B handelt es sich um einen Blank (d.h. die Stuhlasche enthält nur natürliches Uran).

Des Weiteren wurde noch an folgenden Ringvergleichen teilgenommen: (3) Uran und Radium in Wasser 2012, BFS-Berlin, (4) Gamma-Strahler und ^{90}Sr in Spinatpulver MRI-Kiel, (5) Gamma-Strahler in einem Referenzstrahler IRA, Lausanne (^{152}Eu). Bei allen bisher publizierten Ringvergleichen waren alle Messwerte innerhalb der Messunsicherheiten identisch zu den Labormittel- und Referenzwerten.

| Probe | ^{234}U [mBq] | PSI / L.-M. | ^{238}U [mBq] | PSI / L.-M. | ^{238}Pu [mBq] | PSI / L.-M. | ^{239}Pu [mBq] | PSI / L.-M. | ^{244}Cm [mBq] | PSI / L.-M. |
|-------|---------------------------|----------------|---------------------------|----------------|----------------------------|----------------|----------------------------|----------------|----------------------------|----------------|
| A | 20 ± 2 | 1.09 | 17 ± 2 | 1.03 | 10.4 ± 1.5 | 1.05 | 138 ± 9 | 0.98 | < 1 | |
| B | 19 ± 2 | 1.00 | 18 ± 2 | 1.08 | < 1 | | < 1 | | < 1 | |
| C | 17 ± 2 | 0.90 | 15 ± 2 | 0.90 | < 1 | | 146 ± 10 | 1.03 | 16 ± 3 | 0.89 |

Tabelle 1: 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 2 σ).

| Probe | ^{238}Pu [mBq] | PSI / Referenzwert | ^{239}Pu [mBq] | PSI / Referenzwert | ^{244}Cm [mBq] | PSI / Referenzwert |
|-------|----------------------------|-----------------------|----------------------------|-----------------------|----------------------------|-----------------------|
| A | 9.7 ± 0.4 | 1.07 | 142 ± 6 | 0.97 | < 1 | |
| C | < 1 | | 142 ± 6 | 1.03 | 18.5 ± 0.8 | 0.89 |

Tabelle 2: Aktiniden in Stuhlasche: Referenzwerte und Vergleich PSI/Referenzwerte. Die Aktivitäten beziehen sich auf die gesamte Probe von 2.5 g (Messunsicherheiten 2 σ).

(12/7) Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software für Dichte-, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie

In diesem Projekt sollen Gamma-Kalibrierstandards und Referenzquellen zwischen dem ENSI und dem PSI gemessen und verglichen werden. Darüber hinaus sollen Efficiency-Kurven durch Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software an beiden Institutionen durchgeführt und somit die Aktivitäten der Kalibrierstandards mathematisch berechnet und anschliessend verglichen werden. Im Berichtsjahr wurde daher am PSI bei einem zur Verfügung stehenden charakterisierten Gamma-Spektrometer die neuste Spektrometrie-Software der Firma Canberra installiert (GENIE2000 inklusive ISOCS/LABSOCS-Lizenz zur automatischen Efficiency-Berechnung rotations-symmetrischer Körper). Mit dieser Software lassen sich auch Summationskorrekturen berechnen (DOE-validiertes Softwarepaket). In einem nächsten Schritt wurden zwei Mitarbeiter der PSI-Radioanalytik von der Firma Canberra für die fachgerechte Bedienung der Spektrometrie-Software GENIE2000 und ISOCS/LABSOCS geschult. Um auch Probenmessungen mit der GENIE-Software auf dem charakterisierten Detektor durchführen zu können, wurde zusätzlich die zugehörige Kompaktelektronik der Firma Canberra bestellt. Nach der Installation der Hardware wird dann im folgenden Jahr mit den Vergleichsmessungen begonnen und nach Abschluss aller Messungen ein Bericht erstellt. Für die Validierung der durch ISOCS/LABSOCS berechneten Efficiencykurven wurden im Berichtsjahr für häufig verwendete Probengeometrien (1 l, 500 ml, 50 ml, 5 cm Flächenquelle) bereits klassische Efficiency-Kurven mit zertifizierten Referenzlösungen (NIST-Referenzlösungen) aufgenommen.

(12/8) Absolutmessungen reiner β -Strahler mit der TDCR-Methode für Halbwertszeitbestimmungen langlebiger Nuklide

(^{10}Be , ^{32}Si , ^{63}Ni , ^{93}Zr , ^{129}I)

Als Vorstudie für die Halbwertszeitbestimmungen langlebiger Nuklide wurde der Zusammenhang zwischen aktueller Zähleffizienz und des TDCR-Wertes ermittelt (TDCR = triple to double coincidence ratio). Die TDCR-Theorie sagt voraus, dass für hohe β -Emissionsenergien (bei geringem Quench) das Verhältnis von registrierten Dreifachkoinzidenzen zu Zweifachkoinzidenzen gleich eins ist (d.h. alle registrierten Events werden sowohl

dreifach wie auch zweifachkoinzident erkannt). Mit sinkender β -Emissionsenergie bzw. mit steigendem Farbquench soll das Triple/Double-Verhältnis dann kontinuierlich absinken. Mit zertifizierten Tracerlösungen reiner β -Strahler (^{90}Sr , ^{36}Cl , ^{14}C , ^{63}Ni und ^3H) wurde der Zusammenhang zwischen Zähleffizienz und TDCR für Quenchsets von jeweils 6 Proben mit unterschiedlicher Beimischung eines Farbindikators (Methylorange) ermittelt. Für diejenigen Proben, bei denen keine Indikatorlösung hinzugegeben wurde, konnte ein linearer Zusammenhang zwischen der aus den Messergebnissen ermittelten Zähleffizienz und dem gemessenen TDCR-Wert mit der Steigung 1 über einen grossen Energiebereich (2 MeV – 50 keV) festgestellt werden (d.h. der TDCR-Werte entspricht direkt der Detektor-Efficiency). Mit steigendem Quench sinken beide Parameter dann kontinuierlich ab; der Zusammenhang zwischen beiden Parametern wird dann aber zunehmend nichtlinear. Bei diesen Proben ist zu vermerken, dass der TDCR-Wert deutlich stärker als die Zähleffizienz abnimmt, weil für die sekundär in der Szintillationsflüssigkeit durch Quenching erzeugten Niederenergiephotonen die Lichtausbeute so stark abnimmt, dass die Wahrscheinlichkeit für die Registrierung von Dreifachkoinzidenz-Events sehr gering wird. Ein Bericht mit Bedienungsanleitung des HIDEX 300 und TDCR-Efficiency-Tabelle ist derzeit in Bearbeitung.

(12/9) Dokumentation der Studien in n-Dosimetrie mit neuer Auswertetechnik für CR-39-Detektoren

Die Ergebnisse einer durchgeführten Studie mit CR-39-Detektor-Materialien von drei verschiedenen Herstellern (Thermo Electron, TASL und Chiyoda Technol Corporation) wurden auf dem 13. Internationalen Kongress der IRPA in Glasgow im Mai als Poster vorgestellt («Study of different PADC materials with regard to sensitivity and background»).

In der Berichtsperiode wurden die Ergebnisse einer Studie zur Vergleichbarkeit und Reproduzierbarkeit von CR-39-Auswertungen zusammengestellt. Im Rahmen der Studie wurden CR-39-Detektoren der Hersteller TASL und Thermo Electron über einen Zeitraum von drei Wochen täglich mit den beiden verfügbaren TASLImage-Auswertegeräten ausgewertet. Bezüglich Vergleichbarkeit der beiden Auswertegeräte hat die systematische Analyse gezeigt, dass die Ergebnisse mit beiden Auswertegeräten innerhalb der Messunsicherheiten von ca.

10–15% liegen. Bezüglich Reproduzierbarkeit zeigen die Analysen, dass die Mittelwerte der Ergebnisse für beide Materialien und beide Auswertegeräte über den Zeitraum von drei Wochen jeweils innerhalb von $\pm 10\%$ liegen.

(12/10) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») hat in ihr Arbeitsprogramm die Durchführung internationaler Vergleichsmessungen aufgenommen. Die Dosimetrie beteiligte sich mit zwei Systemen (TLD- und DIS-Dosimeter) an der Vergleichsmessung (IC2012) für Personen-Photonendosimeter und mit dem Neutronendosimeter an der Vergleichsmessung für Personen-Neutronendosimeter (IC2012n). Die Interpretation der Vergleichsmessung wird von EURADOS in 2013 durchgeführt.

Im Rahmen der Arbeitsgruppe WG11 («High-energy radiation fields») wurde eine Messkampagne in einem gepulsten n-Feld in Berlin organisiert. Das Ziel der Messkampagne war, die Leistungsfähigkeit verschiedener n-Detektoren in einem gepulsten n-Feld mit n-Energien bis 40 MeV zu testen und miteinander zu vergleichen. Die Ergebnisse wurden in der Publikation «Intercomparison of radiation protection instrumentation in a pulsed neutron field» dokumentiert und bei einem Journal eingereicht.

(12/11) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Im Bestreben, den Strahlenschutz in den einzelnen Mitgliedsländern auf qualitativ hohem Stand zu nivellieren, ist die Europäische Union daran, die Anforderungen an den Strahlenschutz in der European Basic Safety Standards Directive (BSSD) [1] zu formulieren. In der Richtlinie werden auch Ausschluss- und Freigabekriterien, basierend auf nuklidspezifischen Freigabewerten für die spezifische Aktivität (Clearance levels, CL) [2], enthalten sein. Da gegenwärtig die schweizerische Strahlenschutzverordnung (StSV) revidiert wird, drängt sich auf, die Übernahme dieser BSSD-Freigabewerte für die spezifische Aktivität in die StSV zu diskutieren. Das Ad-hoc-Teilprojekt befasste sich mit den Konsequenzen dieser potentiellen Übernahme der CL für die Strahlenmesstechnik. Es wurden Dosisleistungen, berechnet für LE- und CL-Freigrenzen einer Radionuklidstichprobe, einander gegenübergestellt. Da die aus den CL-Werten berechneten

Dosisleistungen wesentlich niedriger ausfallen als die aus den LE-Werten berechneten und folglich das Dosisleistungskriterium des Anhangs 2 der StSV angepasst werden müsste, wurden für spezifische Messeinrichtungen – eine Messkette mit NaI-Detektor und ein Messinstrument mit NaI-Detektor – die minimalen Messzeiten abgeleitet, die für die Messung dieser Dosisleistungen notwendig sind. Diese Messzeiten liegen in der Grössenordnung von mehreren Minuten, so dass bei Übernahme dieser BSSD-Freigabewerte für die spezifische Aktivität in die StSV bei Freimessungen nach Anhang 2, StSV, von einer kurz dauernden Überprüfung der Dosisleistung mittels eines tragbaren Instruments Abstand genommen werden muss [3].

Nationale Zusammenarbeit

Ein reger wissenschaftlicher Austausch findet mit dem Institut de Radiophysique (IRA) und dem CERN statt. Daraus ist zum Beispiel die Publikation «Intercomparison of the response of different photon and neutron detectors around a spent fuel cask» entstanden.

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 Wien, bei der alle Arbeitsgruppen zusammen kommen. Während des Jahres tagen die einzelnen Arbeitsgruppen an unterschiedlichen Orten. Erstmals auf europäischer Ebene wird die Vergleichsmessung für Personen-Neutronendosimeter (IC2012n) durchgeführt, in deren Organisationskomitee die Sektionsleitung vertreten ist.

Nachwuchsförderung

Die Sektion Messwesen engagiert sich sehr für die Ausbildung von jungen Nachwuchstalenten. Im Sommer 2012 wurden zwei Studenten im Rahmen der International Association for the Exchange of Students for Technical Experience (IAESTE) betreut. Migle Grauzynite von der University of Edinburgh

arbeitete auf dem Gebiet der Aeroradiometrie (siehe Arbeitspunkt 12/4) und Martin Felle von der University of Oxford half in der Eichstelle bei der Charakterisierung der Bestrahlungsanlagen der Kalibrierstelle mittels Messung und Simulation. Im Weiteren wurde in diesem Jahr die Matura-Arbeit von Loreen Gavillet und Hagena Thuraisingam von der Kantonsschule Aarau begleitet. Die Matura-Arbeit beschrieb die Messung von Radongas und Radonzerfallsprodukten in der Wohnraumluft. Speziell wurde der Einfluss der Aerosolpartikelkonzentration auf die Konzentration der Radonzerfallsprodukte näher untersucht.

Bewertung 2012 und Ausblick 2013

Die Projektziele 2012 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der generischen Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Für das Jahr 2013 ist die Erneuerung der Verträge zu den ENSI-PSI-Vereinbarungen geplant. Im Rahmen dieser Verträge sind die Weiterführung der Doktorarbeit und deren Fachbegleitung, teils Weiterführungen von bereits bestehenden Projekten und teils neue mit dem ENSI definierte Projekte vorgesehen.

Publikationen

- Mayer, S., Boschung, M., Hoedlmoser, H., Buchillier, Th., Bailat, C. and Bitterli, B. Intercomparison of the response of different photon and neutron detectors around a spent fuel cask. *Radiation Measurements*, Vol. 47, Issue 8, 634–639, 2012.

Referenzen

- [1] European Union, Draft Euratom Basic Safety Standards Directive, Version 24 February 2010 (final)
http://ec.europa.eu/energy/nuclear/radiation_protection/doc/art31/2010_02_24_draft_euratom_basic_safety_standards_directive.pdf
- [2] IAEA Safety Standards Series, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web.pdf
- [3] Ch. Schuler, G. Butterweck, A. Fuchs und H. Hödlmoser, Konsequenzen der Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk in die Strahlenschutzverordnung, PSI TM-96-12-12, 2012.

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 |
| Tel., E-Mail, Internetadresse | +41 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 mit Labortests und einem Feldtest umfangreiche Evaluation eines neuen aktiven Personen-Photonendosimeters für die Abt. Strahlenschutz und Sicherheit führte zu einem Produkt, welches auch in der Typenprüfung nach internationalen Normen mit sehr guten Resultaten abschloss.

Die zur Sektion Messwesen gehörige Eichstelle konnte zusammen mit der IRA unter der Leitung des METAS aktiv an der am 1.1.2013 in Kraft tretenden neuen Verordnung für Strahlmessmittel (StMmV) mitarbeiten. Sie wird auch die nächstes Jahr anstehende Umsetzung der Verordnung in die Praxis begleiten.

Überlegungen zum Thema «Konsequenzen der

Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk für die maschinelle Freimessung» führten zur Erkenntnis, dass das maschinelle Freimessen bei Übernahme der Clearance-Werte in die Strahlenschutzverordnung durch die relativ tieferen Freigrenzen massive Beeinträchtigungen erfahren wird.

In der Radioanalytik wurden im Berichtsjahr folgende Projekte bearbeitet und abgeschlossen: (a) Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben des «EAWAG-Klingnau-Projekts», welches im Jahr 2013 mit einem neuen Bohrkern fortgesetzt wird, und (b) Optimierung extraktionschromatischer Trennungen von Am und Cm aus Bodenproben mittels DGA-Resin. Für das Projekt (c) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target M wurde ebenfalls die Analytik erfolgreich getestet; weitere Proben werden im nächsten Beschleuniger-Shut-Down erhoben.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung wurden für 2012 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(12/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

(12/2) Charakterisierung der n-Bestrahlungseinrichtungen (Messung und Simulation)

(12/3) Evaluierung von aktiven Personendosimetern

(12/4) Messungen zum Thema «Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk für die maschinelle Freimessung»

(12/5) Mitarbeit bei metrologischen und legalen Fragestellungen des METAS

(12/6) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

(12/7) Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben «EAWAG-Klingnau-Projekt»

(12/8) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»

(12/9) Optimierung extraktionschromatischer Trennungen von Am und Cm aus Bodenproben mittels DGA-Resin

(12/10) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(12/1) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

Der wissenschaftliche Bericht über die Aeroradiometrieübung ARM11 wurde als PSI-Bericht 12-04 veröffentlicht.

Wegen der kurzfristigen Absage der gemeinsamen Übung mit den deutschen und französischen Teams in Frankreich wurde die diesjährige Aeroradiometrieübung ARM12 auf eine Dauer von einer Woche

reduziert. Sie fand in der Zeit vom 25. bis 28. Juni 2012 statt. Im wiederkehrenden Messprogramm wurde die Umgebung von KKB, KKL, PSI und ZWILAG untersucht. Ferner wurden das Stadtgebiet Zürich, der Rangierbahnhof Spreitenbach sowie Gebiete am Lac Emosson und am Limmersee und Mutsee aeroradiometrisch vermessen. In keinem der Messgebiete wurden ungewöhnliche Werte registriert. Eine Transversale von Bischofszell (TG) zum Grand St. Bernard (VS) verdichtete das Netz der Aeroradiometriemesswerte der Schweiz (Figur 1).

Während der Übung ARM12 wurden erste Tests mit einem mobilen HPGe-Gammaspektrometer (Canberra Falcon 5000) durchgeführt. Es zeigte sich, dass dieses Gerät bereits mit einfachen Massnahmen zur Schwingungsdämpfung während des Fluges betrieben werden kann. Jedoch erwies sich die Empfindlichkeit des im Helikopter montierten Monitors aufgrund der im Vergleich zum NaI(Tl)-Hauptdetektor (16 l) geringen Kristallgrösse (0.5 l) und durch die Abschwächung durch die Tanks des Helikopters als zu gering, um in noch vertretbaren Messzeiten (300 s) bei normalen radiologischen Bedingungen Zusatzinformationen gewinnen zu können. Dies führt zum Schluss, dass die Ausrüstung des Aeroradiometriesystems mit einem hochauflösenden Detektor unter normalen Bedingungen keinen Zusatznutzen bringt. Alternativ könnte der Ansatz der französischen Kollegen mit dem Parallelbetrieb von zwei grösseren HPGe-Kristallen ausserhalb des Helikopters bei geringer Flughöhe weiterverfolgt werden.

Zum anderen können aber im Einsatzfall mit signifikant erhöhten Dosisleistungen, bei welchen das NaI(Tl)-System wegen Sättigungseffekten unbrauchbar wird, mit Hilfe des improvisierten Einsatzes eines mobilen Gammaspektrometers weiterhin Messungen durchgeführt werden. Hier erweist sich die geringe Empfindlichkeit als Vorteil.

(12/2) Charakterisierung der n-Bestrahlungseinrichtungen (Messung und Simulation)

Über diesen Themenbereich wurde bereits 2011 ausführlich berichtet und die Arbeiten auf diesem Thema wurden 2012 fortgesetzt. Auf dem 13. Internationalen Kongress der IRPA in Glasgow wurden im Mai die folgenden drei Arbeiten aus diesem Themenbereich als Poster vorgestellt:

- «Stability of a Berthold LB6111 neutron probe»
- «Photons from 252Cf and 241Am-Be neutron sources»
- «The ISO water slab phantom in a neutron reference field»

Die erste Arbeit wurde darüber hinaus im Journal «Radiation Protection Dosimetry» veröffentlicht, die zweite Arbeit erschien in «Radiation Measurements». In 2012 wurde auch die Dokumentation von Schattenkegelmessungen und Simulationen solcher Messungen mittels MCNPX fertiggestellt [1]. Zur Charakterisierung des Streuteils der Neutronenfelder wurde in diesen Untersuchungen einerseits durch die Simulation der Unterschied zwischen ungestörtem Streufeld und Streufeld in Anwesenheit des Schattenkegels herausgearbeitet und andererseits der Einfluss der Energie- und Winkelabhängigkeit dreier verschiedener Messgeräte (Berthold LB6411, Thermo Wendi-2, MGP DMC2000GN) auf die Messung des Streufeldes hinter dem Schattenkegel gezeigt. Im Zuge der Analyse der Schattenkegelmessungen mit dem von der Eichstelle als Sekundärstandard verwendeten LB6411 stellte sich auch heraus, dass die von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB), Braunschweig, gelieferten Feldkorrekturfaktoren für Streustrahlung nicht vollständig mit den theoretischen Vorhersagen übereinstimmen, die man aus den PTB-Spektren und dem publiziertem Energieansprechvermögen des LB6411 rechnerisch ableiten kann.

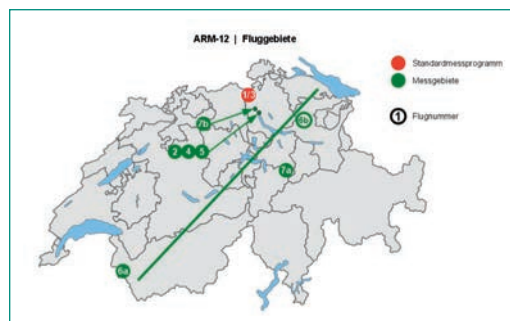
Um etwaige Auswirkungen auf die Kalibrierung der Felder zu überprüfen, wurde daher eine weitere Neutronensonde, ein Thermo Wendi-2, bei der PTB kalibriert. Im Rahmen der jährlichen Qualitätsprüfung der Neutronenbestrahlungsanlagen wurden dann durch den IAESTE-Studenten Martin Felle Messungen der verschiedenen Neutronenfelder sowohl mit dem LB6411 als auch mit dem Wendi-2 durchgeführt und unter Berücksichtigung der Messunsicherheiten miteinander verglichen. Dabei wurde für das Wendi-2 eine Prozedur zur Ermittlung der Stabilitätskorrektur etabliert. Näherungen für Geometriekorrekturen bei kleinen Abständen mussten numerisch berechnet werden, da sie nicht wie für das LB6411 den Normen entnommen werden konnten. Stellvertretend für die

Ergebnisse, die bereits in [2] vorgestellt wurden, wird in Figur 2 der Vergleich der Messergebnisse der beiden Detektoren im Feld der Am-Be-Quelle mit der in der letztjährigen Kalibrierung ermittelten Modellfunktion des Feldes dargestellt. Die Messwerte des Wendi-2 stimmen im Rahmen der Unsicherheiten mit der durch das LB6411 bestimmten Modellfunktion überein. Grössere Abweichungen im Bereich von 10% findet man vor allem für sehr geringe Abstände von der Quelle, wobei die berechneten Geometriekorrekturen eine Rolle spielen könnten, da sie nur näherungsweise gültig sind und ihr Beitrag zu den Messunsicherheiten nicht quantifiziert werden konnte.

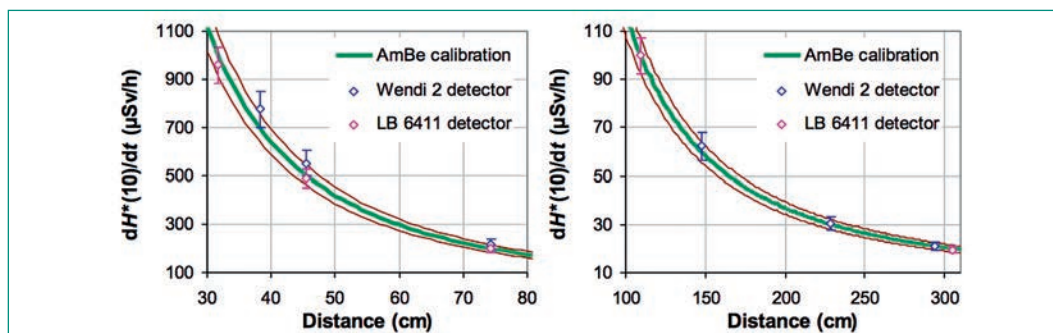
(12/3) Evaluierung von aktiven Personendosimetern

Im Rahmen einer Evaluierung von elektronischen Dosimetern wurden sieben Dosimeter der Hersteller Mirion (FR), RAESystems (US), Thermo Scientific (US) und Polimaster (BY) näher auf ihre radiologischen Eigenschaften und Praxistauglichkeit untersucht. Dabei erzielte das Dosimeter Polimaster PM1610 aufgrund der menuegeführten Bedienung und des geringen Gewichts im Praxistest das beste Resultat.

Dagegen konnte das in 2012 neu auf den Markt gekommene Dosimeter Mirion/MGP DMC 3000 durch hervorragende radiologische Eigenschaften überzeugen (Figur 3). Im Praxistest dieses Dosimeters wurde es nur unwesentlich schlechter als das Polimaster PM1610 beurteilt. Die sehr guten radi-

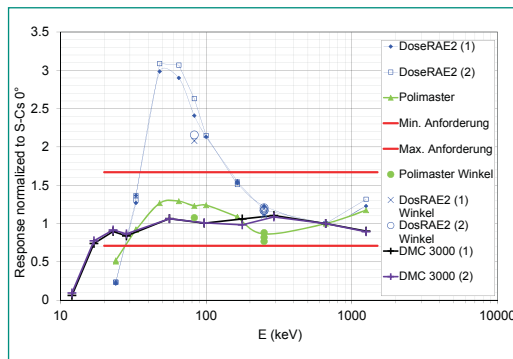


Figur 1: Messaufgaben der Aeroradiometrie-Messübung 2012

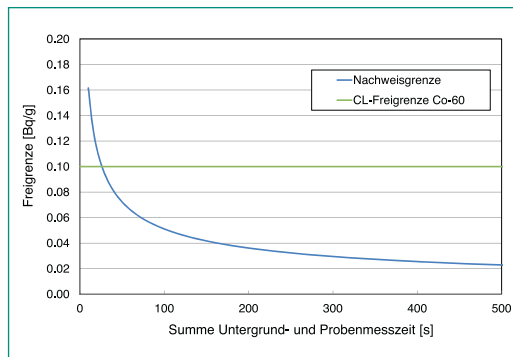


Figur 2: Vergleich der LB6411- und Wendi-2-Messungen mit der Modellfunktion des Am-Be-Feldes. Die Modellfunktion ist grün dargestellt und das dazugehörige 95%-Konfidenzintervall in Braun. Die Messwerte des LB6411 stimmen sehr gut mit dem Modell überein und auch die Messwerte des Wendi-2 zeigen eine Übereinstimmung im Rahmen der Unsicherheiten.

Figur 3:
Energie- und Winkelabhängigkeit der geprüften Dosimeter.



Figur 4:
Summe Untergrund- und Probenmesszeit für die CL-Freigrenze von ⁶⁰Co.



ologischen Eigenschaften führten zur Entscheidung des PSI, das Mirion/MGP DMC 3000 als neues elektronisches Standarddosimeter am PSI einzuführen.

(12/4) Messungen zum Thema «Übernahme der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk für die maschinelle Freimessung»

Im Bestreben, den Strahlenschutz in den einzelnen Mitgliedsländern auf qualitativ hohem Stand zu nivellieren, ist die Europäische Union daran, die Anforderungen an den Strahlenschutz in der European Basic Safety Standards Directive (BSSD) [3] zu formulieren. In der Richtlinie werden auch Ausschluss- und Freigabekriterien, basierend auf nuklidspezifischen Freigabewerten für die spezifische Aktivität (Clearance levels, CL) [4], enthalten sein. Da gegenwärtig die schweizerische Strahlenschutzverordnung (StSV) revidiert wird, drängt sich auf, die Übernahme dieser BSSD-Freigabewerte für die spezifische Aktivität in die StSV zu diskutieren. Dieses Teilprojekt befasste sich mit den Conse-

quenzen dieser potentiellen Übernahme der CL für die maschinelle Freimessung [5].

Die in ISO-Normen für die Berechnung der Nachweisgrenze angegebene Formel kann nach der Probenmesszeit t_s aufgelöst werden [6]:

$$t_s = \frac{t_0}{t_0 \left[\frac{2}{(k_{1-\alpha} + k_{1-\beta})} (\sqrt{R_{E0} + R_{Es}}) - \sqrt{R_{E0}} \right]^2 - 1},$$

wobei

- $k_{1-\alpha}, k_{1-\beta}$ = Statistische Parameter,
- R_{E0} = Erwartungswert der Untergrund-Zählrate,
- R_{Es} = Erwartungswert der Probenzählrate, und
- t_0 = Messzeit des Untergrundes.

Als Erwartungswert der Probenzählrate R_{Es} wird bei der maschinellen Freimessung mit RADOS-Freimessanlagen das Produkt von Summenfreigrenze für den entsprechenden Nuklidvektor, Messgutmasse und Detektorwirkungsgrad in Prozent eingesetzt und die Probenmesszeit t_s nach der oben angegebenen Gleichung berechnet. Damit wird gewährleistet, dass die Messzeit so gewählt wird, dass die spezifische Grenzwertaktivität mit der Sicherheit der angewandten statistischen Parameter nachgewiesen werden kann [6].

Der Detektorwirkungsgrad ist dabei abhängig vom angewandten Nuklidvektor. Für den Nuklidvektor «100% ⁶⁰Co» lässt sich gemäss Figur 4 die CL-Freigrenze von 0.1 Bq/g mit nur 25 s Messzeit für Untergrund und Probe nachweisen (Berechnung der Nachweisgrenze mit $k_{1-\alpha} = k_{1-\beta} = 1.96$, $t_0 = 10$ s, $R_0 = 1720$ lps, Messgutmasse = 300 kg und Detektorwirkungsgrad = 0.15%).

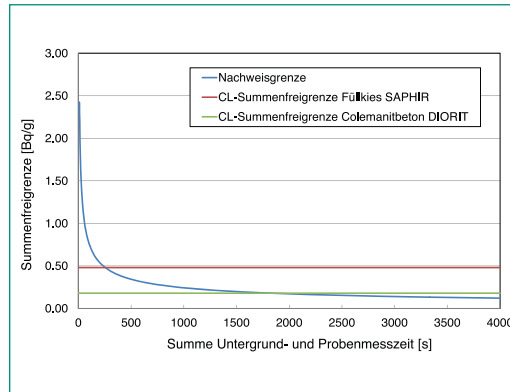
Wird nun aber z.B. für den für die damalige PSI-Freimesskampagne «Füllkies SAPHIR» gültigen Nuklidvektor «12% ¹³⁷Cs + 77% ⁹⁹Tc + 11% ⁹⁰Sr» (Tab. 1) kalibriert, so wird im Algorithmus der Freimessanlage wegen der beiden nicht messbaren Betastrahler eine Hochrechnung durchgeführt [7], welche den Detektorwirkungsgrad verschlechtert. Für die aus den entsprechenden Nuklidvektoren abgeleiteten CL-Summenfreigrenzen von 0.48 Bq/g für den Füllkies SAPHIR (Tab. 1) bzw. 0.18 Bq/g für den Colemanitbeton DIORIT und einem in-

Tabelle 1:
Nuklidvektor für den Füllkies SAPHIR.

| Nuklid | Spez. Aktivität [Bq/kg] | CL [Bq/g] | Anteile NV | Anteil NV/CL [g/Bq] |
|-------------------|------------------------------|-----------|------------|---------------------|
| ¹³⁷ Cs | 5.00E+00 | 0.1 | 0.12 | 1.21 |
| ⁹⁹ Tc | 3.20E+01 | 1.0 | 0.77 | 0.77 |
| ⁹⁰ Sr | 4.40E+00 | 1.0 | 0.11 | 0.11 |
| Total | 4.14E+01 | | 1.00 | 2.09 |
| | CL-Summenfreigrenze in Bq/g: | | | 0.48 |

folge nicht messbarer Nuklide reduzierten Wirkungsgrad ergeben sich gemäss Figur 5 Messzeiten für Untergrund und Probe von 255 s bzw. 1810 s (Berechnung der Nachweisgrenze mit $k_{1-\alpha} = k_{1-\beta} = 1.96$, $t_0 = 180$ s, $R_0 = 1720$ Ips, Messgutmasse = 300 kg und Detektorwirkungsgrad = 0.01%).

Wären also bei den oben erwähnten PSI-Freimesskampagnen die LE-Summenfreigrenze durch die entsprechende CL-Summenfreigrenze ersetzt worden, so hätten sehr lange, für die rationelle Abwicklung der Kampagnen nicht mehr tragbare Messzeiten resultiert.

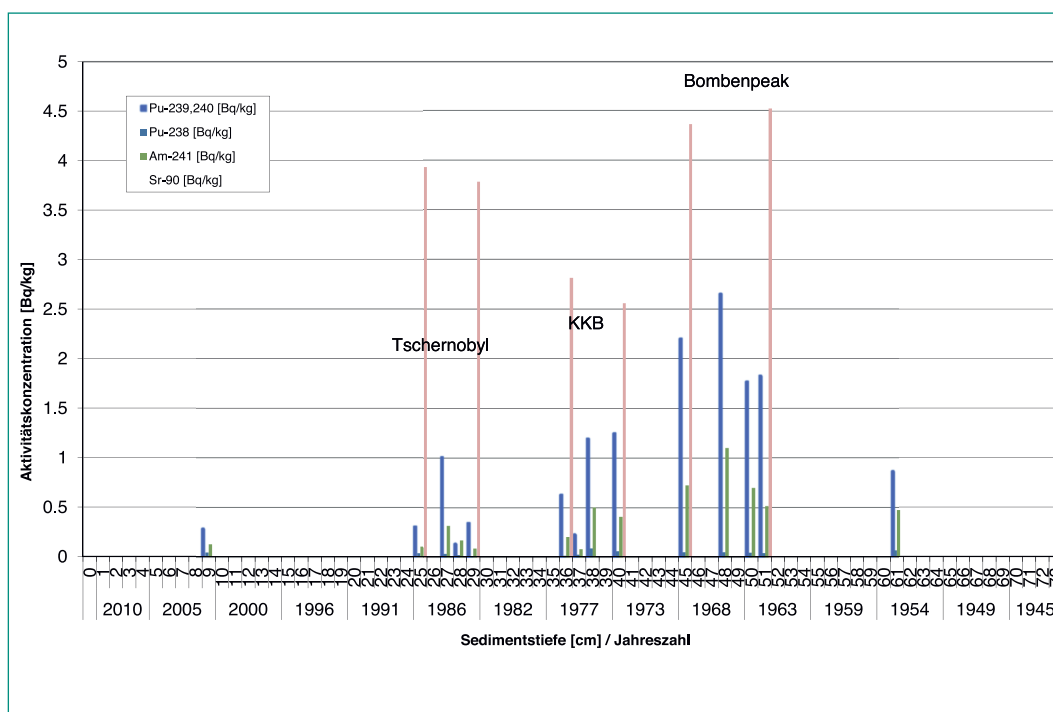


Figur 5: Summe Untergrund- und Probenmesszeit für die CL-Summenfreigrenzen für Füllkies SAPHIR und Colemanitbeton DIORIT.

(12/5) Mitarbeit bei metrologischen und legalen Fragestellungen des METAS

Das Bundesamt für Metrologie, METAS, hat 2012 die existierenden METAS-Weisungen zur Eichung von Strahlungsmessmitteln in eine Verordnung des EJPD über Messmittel für ionisierende Strahlung zusammengefasst. Diese Verordnung tritt am 1.1.2013 in Kraft. Im Rahmen der Ämtervernehmlassung wurde auch das PSI eingeladen, einen Entwurf der neuen Strahlungsmittelverordnung (StMmV) zu beurteilen und zu kommentieren. Die ausführlichen Kommentare der Abt. Strahlenschutz und Sicherheit wurden an das METAS übermittelt. Im Zuge einer Arbeitssitzung beim METAS hatte die Eichstelle des PSI zusammen mit Kollegen der Eichstelle des IRA Gelegenheit, sämtliche Einwände, Korrekturen und Vorschläge zu diskutieren, die im Zuge der Ämterkonsultation eingegangen waren. Der Entwurf der Verordnung wurde weitgehend

bereinigt, wengleich auch das METAS aufgrund des engen Terminplans in einigen Punkten auf eine zeitnahe Revision der Verordnung verweisen musste. Ein Erfolg für die Eichstelle war eine Änderung im Eichverfahren im Bezug auf die Begutachtung von Prüfquellen. Das Verfahren nach der alten Regelung war praktisch nicht durchführbar und hatte in der Vergangenheit wiederholt zu Auflagen der Akkreditierungsbehörde SAS geführt. Die neue StMmV bringt in manchen Bereichen Änderungen der Eichpflicht für gewisse Geräteklassen bzw. Anwendungsbereiche. Im kommenden Jahr wird sich die PSI-Eichstelle mit der Umsetzung dieser Änderungen beschäftigen und das METAS weiter beraten bei der Einführung einer Datenbank zur Registrierung der Eichungen sowie bei der Definition von Bauarten und der Einführung von Zulassungen.



Figur 6: ^{238}Pu -, $^{239,240}\text{Pu}$ - und ^{241}Am -Aktivitätskonzentrationen für 14 Sedimentproben und ^{90}Sr -Aktivitätskonzentrationen für 6 Sedimentproben (^{90}Sr -Proben 25, 29, 36 und 40 liegen nahe der Nachweisgrenze).

Figur 7:
Katharina Domnanich
bei der Elektrolyse von
Aktiniden.



(12/6) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

Das Optimierungspotential eingeführter Messmethoden in KKW wird von der akkreditierten PSI-Kalibrierstelle im Zuge von Kalibrieraufträgen der KKW abgeschätzt.

Im KKM dient die Freimessanlage RTM615 als Durchgangsmonteur zur Freimessung von Materialien, welche aus der Zone ausgeschleust werden sollen. Das Material wird auf der Zonenseite in die Messkammer gestellt und die Türe geschlossen. Gemäss dem gemessenen Gewicht wird dann von der Anlage der Kalibrierfaktor gewählt und die Aktivität des Materials gemessen. Ist das Material gemäss StSV «frei», so kann der Besitzer nach Verlassen der Zone im Zonenausgang die Türe der Freimessanlage öffnen und sein Material entnehmen. Wenn die Anlage eine Grenzwertüberschreitung feststellt, lässt sich die Türe nur vom Betriebsstrahlenschutz öffnen, welcher anschliessend eine Handfreimessung vornimmt. Die Freimessanlage wurde auf Wunsch des Betreibers KKM einer Neukalibrierung und ausgiebigen Überprüfung unterzogen. Die mit diesem Monitor angewendete Freimessmethodik hat sich in jahrelangem Einsatz bewährt und bedarf keiner Optimierung.

Weiter wurden Kalibrierungen von Thorax-Triagemonitoren des Werks Beznau und der ZWILAG durchgeführt. Dieser weitverbreitete Monitor (Ausnahme: KKG) wird gemäss Empfehlungen der Expertengruppe Dosimetrie der KSR seit Jahren im Fünfjahresabstand für die Thorax-Inkorporation

von ^{60}Co , ^{137}Cs und ^{131}I sowie die ^{131}I -Schilddrüsen-Inkorporation kalibriert und das Schwellenansprechvermögen überprüft. Zudem wird die werkseitig gelieferte «Wiederkehrende Prüfung (WKP)» von der Kalibrierstelle eingerichtet und überprüft. Aus Sicht der Kalibrierstelle entsprechen die in der Schweiz operationellen Thorax-Triagemonitore dem Stand der Technik und bedürfen zur Zeit keiner Optimierung der bestehenden Messmethode.

(12/7) Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben «EAWAG-Klingnau-Projekt»

Die Aktiniden und ^{90}Sr der Sedimentproben wurden mit der gleichen Methode bestimmt wie bei den Bodenproben. Neu bei der Methode ist die Vorkonzentration über das Harz «DGA normal» (N,N,N',N'-tetra-n-octyldiglycolamide) und die Parallelbestimmung von ^{90}Sr , $^{238,239,240}\text{Pu}$ und ^{241}Am an derselben Probe. Für 14 gemessene Sedimentproben war die Ausbeute für $^{238,239,240}\text{Pu}$ $76\% \pm 6.5\%$ und für ^{241}Am $90\% \pm 13\%$ (ein Ausreisser von 35% wurde nicht berücksichtigt). Für ^{90}Sr wurden 6 Proben gemessen mit einer Ausbeute von $81\% \pm 3\%$. Die generell hohen Ausbeuten bestätigen, dass diese neue Trennmethode auch bei Sedimenten angewendet werden kann. Alle Proben für den Klingnauer Stausee zusammengenommen zeigen folgendes Bild (Figur 6):

Die höchsten $^{239,240}\text{Pu}$ -Aktivitäten liegen deutlich in der Zeit der 60er-Jahre. Das Verhältnis von ^{241}Am und $^{239,240}\text{Pu}$ liegt für 13 Proben bei 0.39 ± 0.06 (ein Ausreisser liegt über 1). Dieser Wert deutet zusätzlich darauf hin, dass vermutlich alle Plutonium-Werte auf die A-Bombenversuche zurückzuführen sind. Die ^{90}Sr -Werte für die 60er-Jahre mit ca. 4–4.5 Bq/kg wurden vom Labor Spiez bestätigt, welches in Proben von anderen Schweizer Seen ^{90}Sr -Werte in der gleichen Gröszenordnung gemessen hatte. Im Januar 2013 werden für ein Folgeprojekt nochmals Kerne gestochen und die Aktivitäten des Kerns vollständig gemessen. Die Verhältnisse von ^{239}Pu zu ^{240}Pu und die ^{241}Pu -Aktivität können zusätzlich in einer Zusammenarbeit mit dem Labor Spiez mittels ICP-MS bestimmt werden. Die Arbeiten am PSI werden von einer Praktikantin aus Österreich ausgeführt.

(12/8) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»

Die Bestimmung der Aktiniden aus Strahlkomponenten des Target «M» muss auf die nächste Shutdownperiode (2013) verschoben werden. In einem zweiten Projekt sollten die Aktiniden

^{239,240}Pu und ²⁴¹Am einer Betonprobe aus dem p-Kanal, bei der eine Neutronenaktivierung wahrscheinlich ist, bestimmt werden. Mittels Mikrowelle konnte die Probe total aufgeschlossen werden. Die Ausbeuten der einmaligen Bestimmung lagen für ^{239,240}Pu bei 100%, für ²⁴¹Am bei 33%, für ²³⁴U und ²³⁸U bei 88% und bei ²³⁰Th und ²³²Th bei 50%, die Aktivitäten von ^{239,240}Pu und ²⁴¹Am bei 23 mBq/g, respektive 28 mBq/g und damit deutlich höher (ca. einen Faktor 100) als bei Messungen anderer aktivierter Betonproben. Eine Querkontamination beim Pulverisieren der Probe kann nicht ausgeschlossen werden. Im März 2013 ist es erneut möglich, Proben aus dem p-Kanal zu sammeln und die Analysen zu wiederholen.

(12/9) Optimierung extraktionschromatischer Trennungen von Am und Cm aus Bodenproben mittels DGA-Resin

Wie bereits unter Punkt 12/7 gezeigt, kann die neue Aktiniden/⁹⁰Sr-Trennmethode für Sediment- und Bodenproben angewandt werden. Wichtigste Neuerungen dieser Methode sind das Leachen mit 6 M HCl anstelle von 8 M HNO₃ und die Vorkonzentration der Aktiniden mittels «DGA normal offen» anstelle der Oxalatfällung. Im Vergleich zu der alten Trennmethode wurden für 6 Bodenproben rund um das Zwiilag, PSI und KKW-Beznau Ausbeuten für ²⁴¹Am von 81% ± 21% anstelle von 76% ± 16%, für ²³⁸Pu und ^{239,240}Pu von 80% ± 2% anstelle von 64% ± 7% erreicht. Für ⁹⁰Sr sind die Ausbeuten für beide Methoden vergleichbar (alt: 89% ± 1%; neu: 87% ± 3%). Mit der neuen Methode wurden auch zwei IAEA-Proben gemessen und die Resultate in der folgenden Tabelle zusammengestellt:

Tabelle 2 zeigt, dass IAEA-375 nicht nur eine gute Übereinstimmung mit den Referenzwerten aufweist, sondern dass auch die Ausbeuten sehr hoch sind. Bei der IAEA-6-Probe, die zu ca. 14% aus Cal-

cium besteht, sind zwar die Aktivitätskonzentrationen gut übereinstimmend mit den Referenzwerten, aber die Ausbeuten von ^{239,240}Pu und ⁹⁰Sr nicht zufriedenstellend. Aus diesem Grunde werden noch weitere Versuche gemacht, um die Ca-Mengen in den Proben zu reduzieren, z.B. durch Ca(OH)₂-Fällung.

(12/10) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Aufgrund einer Anfrage des ENSI wurde an der letzten Quartalsitzung ENSI-PSI im November 2012 zu den generischen und praktischen Forschungsvereinbarungen mündlich über die Problematik der Mikrophonie bei Strahlenmessgeräten informiert. Es wurde dabei detailliert beschrieben, welche internationalen Normen in welchem Umfang mechanische Prüfungen eines Messinstruments und damit des Mikrophonieverhaltens verlangen. Elektronische Dosimeter sind meist mit einem Sensor am Gehäuse ausgerüstet, welcher zuverlässig verhindert, dass Mikrophonie von elektronischen Bauteilen zu registrierten Messsignalen führt.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fanden eine intensive Kollaboration in mehreren Teilprojekten mit dem Institut de Radiophysique (IRA) und fachliche Beratungen für das METAS statt.

Bewertung 2012 und Ausblick 2013

Die Projektziele 2012 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der praktischen Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI er-

| | IAEA-375 (PSI-Resultat) N = 6 | IAEA-375 (Referenzwert) | IAEA-6 (PSI-Resultat) | IAEA-6 (Referenzwert) N = 2 |
|---|-------------------------------------|----------------------------|---------------------------|-----------------------------------|
| ²⁴¹ Am [Bq/kg] Ausbeute [%] | *0.15 ± 0.03 95.8 ± 11 | 0.13 (0.11–0.15) | 0.29 ± 0.01 62.1 ± 7.2 | |
| ^{239,240} Pu [Bq/kg] | 0.30 ± 0.03 72.8 ± 13.3 | 0.30 (0.26–0.34) | 1.04 ± 0.06 38.8 ± 4.1 | 1.04 (0.96 – 1.11) |
| ²³⁸ Pu [Bq/kg] Ausbeute [%] | 0.074 ± 0.020 72.8 ± 13.3 | 0.071 (0.056–0.085) | 0.04 ± 0.02 38.8 ± 4.1 | |
| ⁹⁰ Sr [Bq/kg] Ausbeute [%] | 106 ± 2.43 88.2 ± 0.2 | 108 (101–114) | 30.0 ± 0.66 19.1 ± 0.3 | 30.34 (24.2 – 31.67) |

*²⁴¹Pu wurde von den 6 IAEA-375-Proben je einzeln bestimmt und das eingewachsene ²⁴¹Am seit 31.01.1991 berechnet. Diese ²⁴¹Am-Aktivität wurde dann pro Probe abgezogen und der Mittelwert berechnet.

Tabelle 2:
IAEA-375- und IAEA-6-
Aktivitätskonzentrationen im Vergleich mit
den Referenzwerten.

reicht. Für das Jahr 2013 ist die Erneuerung der Verträge zu den ENSI-PSI-Vereinbarungen geplant. Im Rahmen dieser Verträge sind teils Weiterführungen von bereits bestehenden Projekten und teils neue mit dem ENSI definierte Projekte vorgesehen.

Publikationen

- *Hoedlmoser, H., Boschung, M., Meier, K., Stadtmann, H., Hranitzky, C., Figel, M., Mayer, S.*, Photon contributions from the Cf-252 and Am-241-Be neutron sources at the PSI Calibration Laboratory, *Radiation Measurements* 47, 567–570, 2012.
- *Hoedlmoser, H., Butterweck, G., Schuler, Ch., Mayer, S.*, Investigation of the stability of commercial neutron probes, *Radiation Protection Dosimetry*, doi: 10.1093/rpd/ncs060, 2012.
- *Bucher, B., Butterweck, G. Rybach, L., Schwarz, G. and Mayer, S.* Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM11, PSI-Report Nr. 12-04, ISSN 1019-0643, 2012
- *Jäggi, M., Ehrlicher, U., Eikenberg, J.* Determination of the nuclide vector for decommissioning projects at PSI (Paul Scherrer Institute, Switzerland), *Kerntechnik* Nr. 77/3, 168–172, 2012

Referenzen

- [1] *H. Hoedlmoser, G. Butterweck, Ch. Schuler, S. Mayer*, Shadow cone measurements and simulations with a Cf-252 neutron source, PSI TM-96-11–29, 2011.
- [2] *H. Hoedlmoser, M. Felle, Ch. Schuler*, Comparison of a Wendi-2 and a LB6411 neutron probe used as secondary standards, PSI TM-96-12-11, 2012.
- [3] European Union, Draft Euratom Basic Safety Standards Directive, Version 24 February 2010 (final)
http://ec.europa.eu/energy/nuclear/radiation_protection/doc/art31/2010_02_24_draft_euratom_basic_safety_standards_directive.pdf.
- [4] IAEA Safety Standards Series, Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7, IAEA, Vienna, 2004
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web.pdf.
- [5] *Ch. Schuler, G. Butterweck, A. Fuchs und H. Hödlmoser*, Konsequenzen der Übernahme

der Clearance-Werte aus dem zukünftigen europäischen Regelwerk in die Strahlenschutzverordnung, PSI TM-96-12-12, 2012.

- [6] *W. Goedrich*, Beschreibung RTM644Inc, Version D1.00.03.0, Rados Technology GmbH, Hamburg.
- [7] *Ch. Schuler, T. Schange und G. Butterweck*, Kalibriersystematik für das automatische Freimessen von Schüttgut mit natürlicher Aktivität aus dem Reaktor-Rückbau, Fachverband für Strahlenschutz: Publikationsreihe FORTSCHRITTE IM STRAHLENSCHUTZ, FS-05-139-T, ISSN 1013-4506; TÜV-Verlag GmbH Köln, 2005.

RC Experiment Rock Mass Characterization

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | R. Thoeny, F. Amann, 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

In 2012 a series of laboratory tests were conducted to investigate the water retention curve of the clayey facies at the Mont Terri underground research laboratory, and to establish the relationship between the tensile and compressive strength and total suction. The water retention curve obtained in this study is based on 49 data points and is consistent with published results. Systematic strength tests utilizing specimens with a uniform pre-defined total suction revealed that the tensile strength for P- and S-specimens increases linearly up to a total suction of 50 to 60 MPa. With further increase in total suction the tensile strength drops as a consequence of shrinkage upon drying. Test specimens for compressive strength tests are currently under investigation.

Structural und geophysical characterization of the natural fracture network around the Gallery 08 at the Mont Terri rock laboratory revealed important characteristics of multi-scale tectonic faults and fault zones that are relevant for the mechanical behavior of tectonically disturbed Opalinus Clay. It could be shown that fault characteristics such as fault thickness, tectonic disturbance, persistence and fault frequency vary considerably along the RC experiment and that these variations significantly alter the homogeneity of the rock mass in strength, stress and deformability. It could be demonstrated that these variations have a substantial impact on the spatial distribution and the radial extent of the excavation damaged zone (EDZ) along the Gallery 08. Systematic analysis of the fracture network along

the tunnel invert between GM 40 and GM 127 revealed that failure mechanisms and EDZ fracture frequencies are significantly influenced by the pervasive bedding and the occurrence of pre-existing shear fractures or fault zones in the surrounding rock mass.

Based on a rigorous review of all laboratory strength and deformability test data conducted in the past 10 years on samples taken at the Mont Terri underground research laboratory, a peak failure envelope was established for numerical modeling of the RC experiment. Excavation procedure, monitoring setup, and support measures were modeled as built. Modeling of the rock mass response as consequence of the step-wise excavation of the RC experiment is based on a total stress approach, assuming that the short-term behaviour is basically undrained. First model results indicate a heterogeneous depth distribution of the EDZ along the RC experiment which ranges between 0.5 and 3 m within the intact rock mass. Within the more compliant fault zones the model suggests a significant larger EDZ depth up to 12 m. An increased EDZ depth in the intact rock mass adjacent to the fault zones suggests localized stress concentrations; as a consequence the EDZ propagates deeper into the rock mass. The model results are consistent with both, the magnitude of the measured displacements and the depth of the EDZ obtained from seismic tomography.

Laboratory testing and numerical modeling will continue in 2013. Final results of these studies are expected in June 2013.

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 faults or fault zones and their influence on the stress redistribution in the near-field of the excavation. In 2008, a 5 m high, horseshoe-shaped tunnel section located between GM 94.5 and GM 127 of Gallery 08 was used to characterize the rock mass behavior 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 long- and short-term excavation-induced rock mechanical processes in the near-field of an excavation 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

Rock-water characteristic curve

In 2012 a series of laboratory tests (Zimmer 2012) were conducted to quantify the influence of total suction on the mechanical properties of Opalinus Clay. Eight desiccators were built to dry samples under controlled environmental conditions. The temperature in the laboratory was held constant at 22 °C, and the relative humidity in the desiccators was controlled by supersaturated salt solutions (Table 1). Samples were dried under these environmental conditions to constant weight. After drying

Table 1:
Supersaturated salt solution used to establish constant relative humidity/surface suction in the desiccators.

| Salt Solution (-) | Relative Humidity (%) | Suction (MPa) |
|--|-----------------------|---------------|
| K ₂ SO ₄ | 97 | 4 |
| KCl | 85 | 22 |
| NaCl | 75 | 39 |
| NaNO ₂ | 66 | 56 |
| Ca(NO ₃) ₂ ·(4H ₂ O) | 52 | 89 |
| K ₂ CO ₃ | 43 | 115 |
| CaCl ₂ | 31 | 159 |
| LiCl | 19 | 226 |

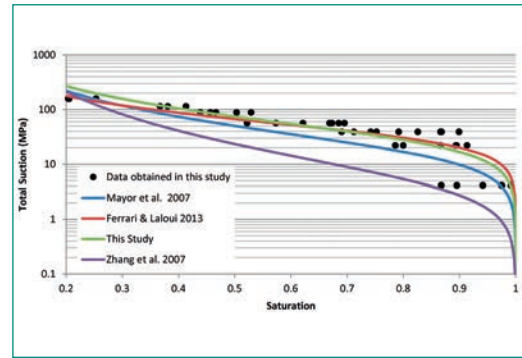


Figure 1:
Rock water characteristic curve obtained in this study (Zimmer 2012). For comparison the water retention curves obtained by Ferrari and Laloui (2013), Zhang et al. (2007) and Major et al. 2007 are shown.

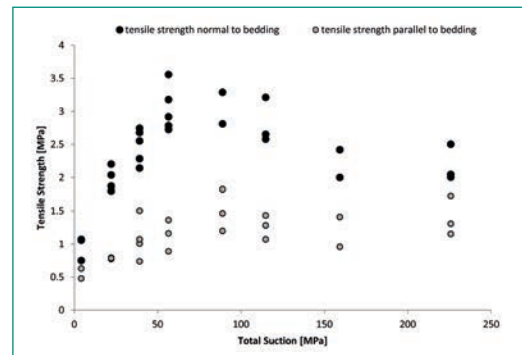


Figure 2:
Relationship between Brazilian Tensile Strength and total suction parallel and perpendicular to the bedding orientation (Zimmer 2012).

it was assumed that the total suction in the samples is uniform and equal to the values given in Table 1. The data obtained for water loss and the total water content were used to calculate the total porosity and saturation degree. Based on these results the rock water characteristic curve for the shaly facies (drying path) was established according to Van Genuchten (1980). Figure 1 shows the relationship between saturation degree and total suction. For comparison the water retention curves obtained by Ferrari and Laloui (2013), Zhang et al. (2007) and Major et al. 2007 are shown. The rock water characteristic curve obtained in this study is consistent with those obtained by Ferrari and Laloui (2013).

The influence of suction on the tensile strength of Opalinus Clay

Subsequently to drying, the test specimens were used to obtain the relationship between the Brazilian Tensile Strength (BTS) and the total suction. The tests were performed at the rock mechanical laboratory at the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich. A modified 2000 kN Walter and Bai servo-hydraulic rock testing device with digital feedback

control was utilized. A constant axial loading rate was used as the controlling feedback signal. The selected rate was 0.1 kN/min.

Two different specimen geometries (P- and S-specimen) were used to obtain the BTS parallel and perpendicular to bedding. The results of this systematic analysis are shown in Figure 2. It can be seen that the tensile strength increases rapidly with increasing suction. Parallel to bedding the average BTS at a total suction of 4 MPa was approximately 0.55 MPa and increases linearly to a value of approximately 1.5 MPa at a total suction of 66 MPa. The average BTS normal to bedding was 0.8 MPa at 4 MPa suction and increased linearly to a BTS of 3 MPa at a total suction of 52 MPa. With further increase in total suction the BTS for both specimen geometries showed no further increase but dropped to a value of 1.25 MPa parallel to bedding, and 2.2 MPa normal to bedding. The drop in tensile strength beyond a suction of 52 MPa or 66 MPa is most probably associated with the development of shrinkage cracks during drying at increasingly lower relative humidity. Even though, the BTS at high suction is substantially higher than the BTS at little suction (e.g. 4 MPa)

The influence of suction on the laterally unconfined strength of Opalinus Clay – first results

In addition to tensile strength tests a series of 48 specimens with a diameter of 63 mm, and a height-to-diameter ratio of approximately 2 was carefully prepared for laterally unconfined compression tests on P-specimens. These specimens are currently drying in the above mentioned desiccators to constant weight. Three specimens of this series were used to obtain the deformability and strength immediately after core extraction. The tests were performed at the rock mechanical laboratory at the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich (see above). Axial and circumferential strain gages were mounted onto the specimen at half of the specimen height. Two axial strain gages (Type BD 25/50, DD1) were firmly attached on opposite sides of the specimens. The measurement base-length was 50 mm. The radial strain was calculated from the displacement measured by a single gage (Type 3544-150M-120m-ST) attached to a chain wrapped tightly around the specimen. The radial displacement rate was utilized as the controlling feedback signal. The selected rate was 0.08 mm/min.

The unconfined compressive strength of the three

tested specimens ranged between 9.9 and 13.2 MPa, the Poisson's ratio between 0.15 and 0.23 and the Young's modulus between 5.2 and 8.6 GPa. The average Young's modulus obtained at low axial stresses (e.g. axial stress below the crack initiation threshold) of P-specimens is approximately 3 times the average Young's modulus obtained from S-specimens (Amann et al. 2011a). The unconfined strength of P-specimen is on average 3 to 4 MPa higher than obtained from S-specimens. This is not in agreement with previous results (Bock 2010). The reasons might be related to the development of shrinkage cracks parallel to bedding. These shrinkage cracks may promote axial splitting when the specimens dried in the laboratory or during sample extraction or handling. For the tests obtained in this study the specimen preparation time was kept at a minimum and did not exceed 30 min. Shrinkage cracks were neither observed at the specimen surface nor identified with ultrasonic p-wave velocities. The final results of this test series are expected in June 2013.

Relationship between pre-existing faults and EDZ structures

Structural und geophysical characterization of the natural fracture network around the Gallery 08 at the Mont Terri rock laboratory revealed important characteristics of multi-scale tectonic faults and fault zones that are relevant for the mechanical behavior of tectonically disturbed Opalinus. It could be shown that fault characteristics such as fault thickness, tectonic disturbance, persistence and fault frequency vary considerably along the RC experiment. Independent of the scale, variations in these fault characteristics significantly alter the homogeneity of the rock mass in strength, stress and deformability. It could be demonstrated that these variations have a substantial impact on the spatial distribution and the radial extent of the excavation damaged zone (EDZ) along the excavation. Systematic analysis of the fracture network along the tunnel invert between GM 40 and GM 127 revealed that failure mechanisms and EDZ fracture frequencies are significantly influenced by the pervasive bedding and the occurrence of pre-existing shear fractures or fault zones in the surrounding rock mass.

Results from this investigation exemplify the need to consider multi-scale tectonic faults and their consequence on the mechanical rock mass properties if the formation of the EDZ is to be understood under large-scale in-situ conditions. In particular,

excavation through tectonically disturbed Opalinus Clay requires incorporation of a large-scale rock mass anisotropy in addition to the intact rock anisotropy due to bedding.

Numerical modeling of the RC experiment – strategy and first results

Three-dimensional modeling of the excavation process utilized during the RC experiment was carried out with the continuum code FLAC 3D (ITASCA 2009) to investigate the influence of multi-scale fault zones on the rock mass behavior around the Gallery 08. The model dimensions are 130 m in length, 55 m in height and 60 m in width. The gallery is aligned with the y-axis (longitudinal model axis) of the coordinate system in the center of the model, at a distance of 10 times the tunnel radius (2.65 m) to the lateral model boundaries. The in-situ principal stress magnitudes and orientations utilized for the scoping calculations are modified from Martin and Lanyon (2003) and summarized in Table 2.

| Principal stress | Magnitude | Orientation |
|------------------|-----------|-------------|
| σ_1 | 6.5 MPa | 70/210 |
| σ_2 | 4.5 MPa | 10/320 |
| σ_3 | 2.5 MPa | 15/050 |

Table 2: In-situ principal stress magnitudes and orientations utilized for the scoping calculations (basic case) modified from Martin and Lanyon (2003).

At the bottom and front boundary of the model displacements were fixed; at the remaining model boundaries a stress boundary condition was used according to the in-situ stress estimate. Excavation procedure, monitoring setup, and support measures were modeled as built. Hardening of the shotcrete as a function of lifetime was implemented based on laboratory test results on shotcrete samples that were carried out for the MB experiment (Versuchsstollen Hagerbach AG 2009). Based on geological

and structural characterization, a simplified geological model with four discrete fault zones dipping with 45° in the direction of tunnel advance was used (Figure 4). To the authors knowledge true drained properties of Opalinus Clay at the Mont Terri underground research laboratory obtained from consolidated drained tests have not been determined yet. Thus, modeling of the RC experiment is based on a total stress approach, assuming that the short-term behaviour is basically undrained. Therefore, the model does not allow reproducing time-dependent displacements due to effective stress changes (e.g. consolidation). For the scoping calculations a linear-elastic, brittle-plastic stress-strain behavior was utilized. For the post-failure range of the intact rock, brittle-plastic behavior was assumed, and perfect-plastic behavior for the fault zones. A bi-linear failure envelope as shown in Figure 3 is considered. Rock mechanical properties used for the scoping calculation are based on a rigorous review of laboratory test results obtained in the past 10 years on specimens taken from the Mont Terri URL. The mechanical properties for the basic case are summarized in Table 3.

Both, the elastic and strength properties represent the average values between S- and P-specimens. The elastic properties of the fault zones were estimated based on laboratory testing of two tectonized specimens, and the analysis of the dynamic elastic properties obtained by seismic interval velocity measurements along the tunnel axis (borehole BRC-2). The latter analyses suggest that the ratio between the dynamic Young's modulus of fault zones and intact rock is 2/5 to 3/5; depending on the degree of perturbation. These ratios are consistent with laboratory test results on disturbed and undisturbed S-specimen.

First model results indicate a heterogeneous depth distribution of the EDZ along the RC experiment which ranges between 0.5 and 3 m within the

| Elastic properties | Matrix | Fault zones | Bedding |
|-------------------------------------|---------|-------------|---------|
| Young's modulus | 4.0 GPa | 1.6/2.4 GPa | 4.0 GPa |
| Poisson's ratio | 0.18 | 0.3 | 0.18 |
| Matrix strength properties | | | |
| Peak cohesion (conf. < 1 MPa) | 1.5 MPa | 0.6 MPa | 0.6 MPa |
| Peak cohesion (conf. > 1 MPa) | 4.0 MPa | 1.4 MPa | 1.4 MPa |
| Residual cohesion | 0.80 | 0.2 MPa | 0.2 MPa |
| Peak friction angle (conf. < 1 MPa) | 43° | 33° | 33° |
| Peak friction angle (conf. > 1 MPa) | 11° | 11° | 11° |
| Residual friction angle | 11° | 11° | 11° |
| Peak tensile strength | 1.3 MPa | 0.6 MPa | 0.6 MPa |

Table 3: Rock mechanical properties (basic case) used for the numerical calculations. Note that both, the peak strength and deformability properties are averaged over P- and S-specimen properties.

intact rock mass. Within the more compliant fault zones the model suggests a significant larger EDZ depth up to 12 m. The asymmetric distribution of the EDZ is the result of both, the in-situ stress components which are inclined in respect to the tunnel axis, and the influence of the more compliant fault zones on the stress redistribution. The increased EDZ depth in the intact rock mass adjacent to the fault zones suggests localized stress concentrations; as a consequence the EDZ propagates deeper into the rock mass. This failure behaviour is associated with larger measurable displacements in the model. This is consistent with the geodetic measurements made during the construction which showed a significant increase of the horizontal displacements in the vicinity of the fault zones. Depth and geometry of the EDZ are in good agreement with the results from the seismic tomography along both sidewalls. In addition to the above described basic case model, a series of models with various constitutive laws (e.g. isotropic elastic and transversal isotropic) and a broad range of constitutive properties were analyzed. These analyses are ongoing and will be used to establish insights into physical sensitivities, and for a detailed understanding of stress redistribution associated with large-scale rock mass heterogeneities such as fault zones.

Additional work carried out in 2012

Beside above mentioned work and results, a series of sub-projects were conducted in 2012. A detailed description is beyond the scope of this annual report. However, new insights were obtained through a rigorous review of all laboratory strength and deformability test data conducted in the past 10 years from samples taken at the Mont Terri underground research laboratory. The detailed analysis revealed relevant findings in terms of the influence of specimen dimensions, water content and saturation degree on the obtained rock mechanical properties; and thus on established strength criteria used for numerical modeling. In addition to this review, numerical scoping calculations were conducted which address the influence of variations in surface suction on the hydro-mechanical behavior (due to temperature and relative humidity variation in the tunnel), and the influence of consolidation on time-dependent lining loads (Amann et al. 2012). Furthermore, a numerical study addressing relevant aspects and processes underpinning the observed hydro-me-

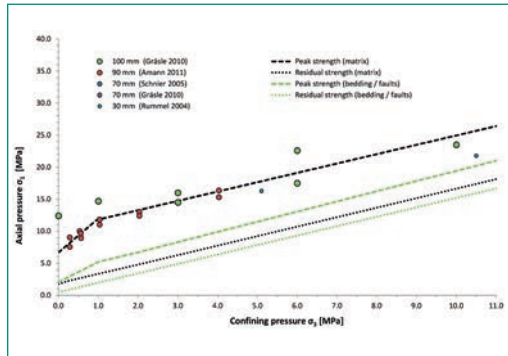


Figure 3: Bi-linear strength criterion for the matrix (S-specimen), bedding and fault planes. Laboratory test results from S-specimen were sized according to their diameters.

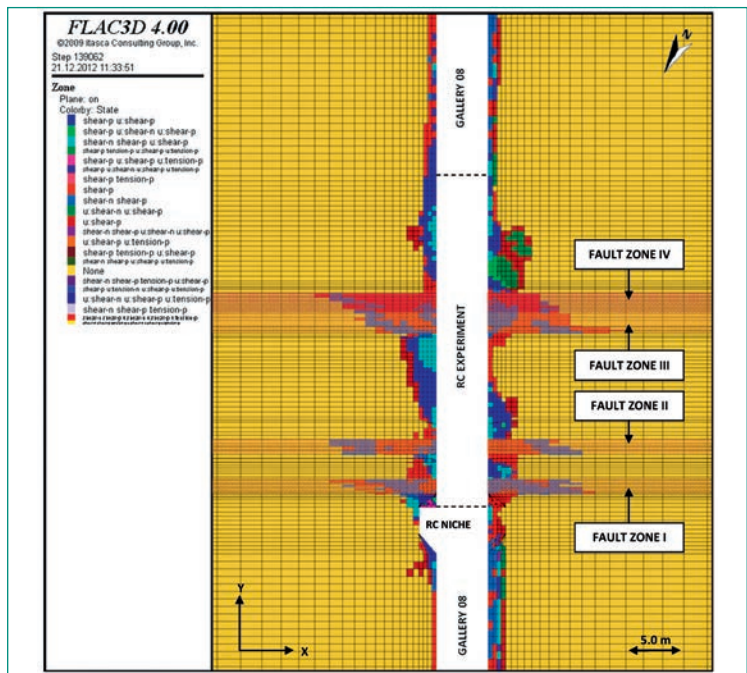


Figure 4: Numerical modeling results of the excavation damaged zone (EDZ) around the RC experiment.

chanical and constitutive behavior was initiated. These studies are ongoing in 2013.

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.

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 2012 and Perspectives for 2013

Rigorous integration of geological mapping, drill-core logging, optical televiewer imaging und seismic refraction measurements provided essential data to investigate the relationship between the natural and excavation-induced fracture network in tectonically disturbed Opalinus Clay at the Mont Terri underground research laboratory. Consideration of pre-existing faults and fault zones and their mechanical characteristics was necessary to understand both the failure mechanisms and the spatial distribution of macroscopic EDZ fractures around the RC experiment. Complementary, the synthesis of geological and monitoring data revealed a series of fundamental new findings regarding the spatial and temporal evolution of the displacement field around the RC section and thus on the short- and long-term rock mass behavior in transversely isotropic clay rocks. The successful integration of the field data in combination with three-dimensional numerical modeling allows us to investigate the stress redistribution around the RC experiment and thus the influence of fault zones on the rock mass behavior in the near-field of a repository.

The final phase of the project will be spent for further numerical analyses in a systematic manner and for reporting of the RC experiment in its entirety. The major findings and results of this research project including all data sets and a complete description of the experiment layout will be compiled in a dissertation and published in several international journals. Complementary, further laboratory tests will be conducted to establish the relationship between total suction and unconfined compressive strength of P-specimens, and to validate the rock water characteristic curve.

Publications

- [1] *F. Amann, R. Thoeny, C.D. Martin (2012)*: Rock mechanical considerations associated with the construction of a nuclear waste repository in clay rock, paper presented at the 46th US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium 2012, Chicago, American Rock Mechanics Association, ARMA
- [2] *F. Barpi, S. Valente, M. Cravero, G. Iabichino, C. Fidelibus (2012)*: Fracture mechanics characterization of an anisotropic geomaterial. *Engineering Fracture Mechanics*, Volume 84, pp 111–122
- [3] *S. Valente, C. Fidelibus, S. Loew, M. Cravero, G. Iabichino, F. Barpi (2012)*: Analysis of Fracture Mechanics Tests on Opalinus Clay. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, Volume 45, Issue 5, pp 767–779

References

- [1] *F. Amann, E.A. Button, M. Blümel, R. Thoeny (2010b)*: Insight into the mechanical behaviour of Opalinus Clay. 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, K.F. Evans, V.S. Gischig, M. Blümel (2011a)*: Experimental study of the brittle behavior of clay shale in short-term unconfined compression. *Rock Mech Rock Eng*, 44 (4), 415–430.
- [3] *F. Amann, P.K. Kaiser, E.A. Button (2011b)*: Experimental study of the brittle behavior of clay shale in rapid confined compression. *Rock Mech Rock Eng*, 44 (1), 21–33.
- [4] *A. Ferrari and L. Laloui (2013)* : Advances in the testing of the hydro-mechanical behaviour of shales. L. Laloui and A. Ferrari (Eds.): *Multi-physical Testing of Soils and Shales*, SSGG, pp. 57–68. Springer-Verlag Berlin Heidelberg 2013.
- [5] *Itasca (2006)*: Fast Lagrangian Analysis of Continua in 3 Dimensions (FLAC 3D), Version 4.0, Itasca Consulting Group Inc., Minneapolis, USA.
- [6] *J.-C. Mayor, M. Velasco, J.-L. Garcia-Sineriz (2007)*: Ventilation experiment in the Mont Terri underground laboratory. *Physics and Chemistry of the Earth* 32 (2007) 616–628.

- [7] C. D. Martin, G.W. Lanyon (2003): Measurement of in-situ stress in weak rocks at Mont Terri Rock Lab. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 40(7-8), pp 1077–1088.
- [8] 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.
- [9] M. Th. Van Genuchten (1980): A closed form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils. *Soil Sc.*
- [10] Versuchsstollen Hagerbach AG (2009): Characterization of the dry shotcrete sprayed in MB niche for modeling works. Final Report. Flum Hochwiese, 11 February 2009.
- [11] Ch.-L. Zhang , T. Rothfuchs, K. Su, N. Hoteit (2007): Experimental study of the thermo-hydro-mechanical behaviour of indurated clays. *Physics and Chemistry of the Earth* 32 (2007) 957–965.
- [12] S. Zimmer (2012): Untersuchungen zur einaxialen Zugfestigkeit von Opalinuston in Abhängigkeit der Saugspannung. Bachelor Thesis, ETH Zurich.

Climate Modelling of the Weichselian Glacial Period

| | |
|--------------------------------|--|
| Author und Co-author(s) | D. Hofer, N. Merz, 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, raible@climate.unibe.ch www.climate.unibe.ch |
| Duration of project | July 1, 2010 to September 30, 2012 |

ABSTRACT

The project assesses 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 last glacial period, namely the last glacial maximum (LGM) around 21 ka ago and an earlier state around 65 ka ago. In the first part of the project, it has been shown that due to the presence of the Laurentide ice sheet the North Atlantic storm track is shifted to the south – especially during wintertime. As a consequence of the changed atmospheric dynamics the precipitation in the glacial simulations is increased over southern Europe. In the second part of the study, the analysis is extended with (i) an additional simulation with a further increased elevation of the Laurentide ice sheet, (ii) a daily circulation type classification, and (iii) a chapter focusing on Switzerland. The extreme scenario of 125%-LGM size ice

sheets leads to the strongest southward shift in the North Atlantic jet stream of all simulations and the most distinct increase in winter precipitation over Southern Europe. This emphasizes that the magnitude of influence of an ice sheet with the LGM-size is not the upper limit. The circulation type classification analysis exhibits that glacial circulation types are dominated by patterns with an east-west pressure gradient, which clearly differs from the predominantly zonal patterns for the recent past. By investigating the changes in the occurrence of the circulation types from the recent past to the glacial states, it is shown that these changes are responsible for 60% of the precipitation increase in the mid-latitudes. For the small domain of Switzerland the model output should be treated carefully as many local features are not resolved or highly simplified in the model. However, we observe a slight but significant increase in winter precipitation in simulations with a strongly elevated Laurentide ice sheet. This precipitation increase – together with a shift of today's mostly westerly circulation to a more southern direction – suggests increased precipitation for the southern Swiss Alps and, therefore, increased accumulation for the glaciers in this region.

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.

In doing so, a set of glacial simulations has been conducted and thoroughly analysed. Additionally, the simulations are also considered as input to future modelling studies, e.g., using regional climate models or ice sheet models. However, such regional simulations are not in the scope of the current project.

Work carried out and results obtained

This section is divided in two parts. First, a brief summary of the experimental setup and of the results of 2011 is given to set the framework of the study. Then, the new results are presented in three subsections focusing on the additional simulation, on circulation type classification, and on the precipitation change in Switzerland.

Experimental setup and summary 2011

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 con-

ditions are taken from simulations with a fully-coupled but lower resolved atmosphere-ocean general circulation model.

A pre-industrial simulation (1850 AD; hereafter PI) that serves as reference simulation and a set of glacial experiments based on two states of the last glacial period have been conducted under different perpetual forcing conditions (see Table 1). The two states corresponds to the Last Glacial Maximum (LGM, 21 ka ago) and to Marine Isotope Stage 4 (MIS4, 65 ka ago). In the glacial simulations the boundary conditions differ from PI as follows: lower concentrations of greenhouse gases, changed Earth's orbital parameters, added major continental ice sheets (different scenarios based on [2]; see Table 1), and a sea level that is lower than today (120 m difference for LGM and 80 m for MIS4).

The main results of the analysis of the mean differences are summarized in Fig. 1 (see [3] for more details). In the glacial simulations the winter (December to February, DJF) storm track in the North Atlantic is shifted to the south. As a consequence of these changes, the precipitation is increased over southern and eastern Europe. Contrastingly, precipitation over the North Atlantic and the extensive ice sheets is strongly reduced. Furthermore, the set of simulations allows to clearly identify the Laurentide ice sheet as the main driver of the changed circulation, as the southward shift of the storm track – and consequently the changes in precipitation – are more pronounced in the simulations with an enhanced elevation of this ice sheet. Other boundary conditions, e.g., the radiative forcing or the ocean surface, are of second order importance.

The impact for the glaciers in Switzerland is, however, difficult to address, as the mean precipitation signal is only partially significant in this region. To clarify the impact further analyses are performed

| Description | Simulation | Ice sheet heights | | |
|--------------------|---------------------|-------------------|---------------|--------|
| | | Laurentide | Fennoscandian | Others |
| 1850 AD simulation | PI | 0% | 0% | 0% |
| 21 ka simulation | LGM | 100% | 100% | 100% |
| 65 ka simulations | MIS4 _{LT} | 46% | 100% | 100% |
| | MIS4 _{LIN} | 67% | 67% | 67% |
| | MIS4 _{FS} | 76% | 33% | 76% |
| | MIS4 _{LGM} | 100% | 100% | 100% |
| | MIS4 ₁₂₅ | 125% | 125% | 125% |

Table 1: Overview of the simulations and the ice sheet topographies. The values for the ice sheet heights indicate how much of the LGM-present-day topography changes are applied for the Laurentide, the Fennoscandian and all other (mainly Greenland and Antarctica) ice sheets. MIS4₁₂₅ is the new simulation that has not been available in the first part of the project.

which are presented in the next sections. More information and figures dealing with the PI and the glacial maximum mean states are provided in the appendix.

Additional simulation with a more elevated Laurentide ice sheet

There is the possibility that future ice ages might allow ice sheets to grow larger than during the last glacial cycle. To investigate the impacts of such a «super-glacial» we perform a time-slice which includes ice sheets with 125% height of the LGM size. Fig. 2 shows the comparison of the Northern Hemisphere topography for the present state and the setup used in the MIS4₁₂₅ simulation.

The dynamical response of the North Atlantic and European climate to the 125%-LGM size ice sheet is similar to the one observed with the 100% LGM (simulations LGM and MIS4_{LGM}). However, the comparison of the «super-glacial» ice sheet (MIS4₁₂₅) with the last maximum (MIS4_{LGM}, Fig. 3) shows that there is an additional strengthening of the southward shift of the winter jet. These changes of the jet position and strength lead to an additional transport of moisture to the Iberian Peninsula and also parts of Central Europe in winter (see Fig. 3c). A similar response is observed in summer where

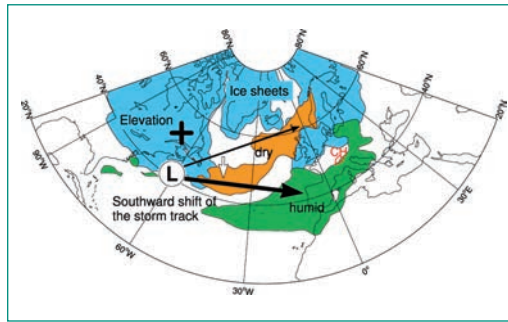


Figure 1: Schematic illustration of the mean changes in the glacial simulations compared to the recent past obtained for winter.

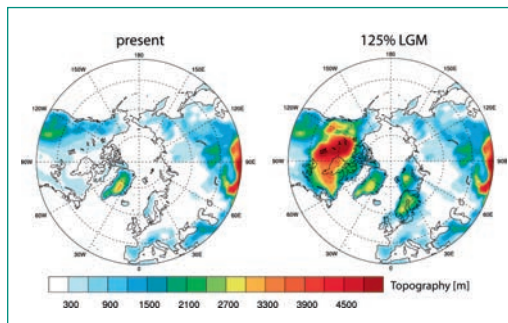


Figure 2: Topography in the CCSM4 model for the present state (used in PI) and the state with large ice sheets of the size of 125% LGM (used in MIS4₁₂₅).

there is a strengthening of the jet and connected with that an increase in mean precipitation at the latitudes of the British Isles. Nevertheless, compared with the pre-industrial simulation all parts of Europe except some in the North experience a strong drying during summer due to the vastly colder temperatures (see also in Appendix Fig. A2).

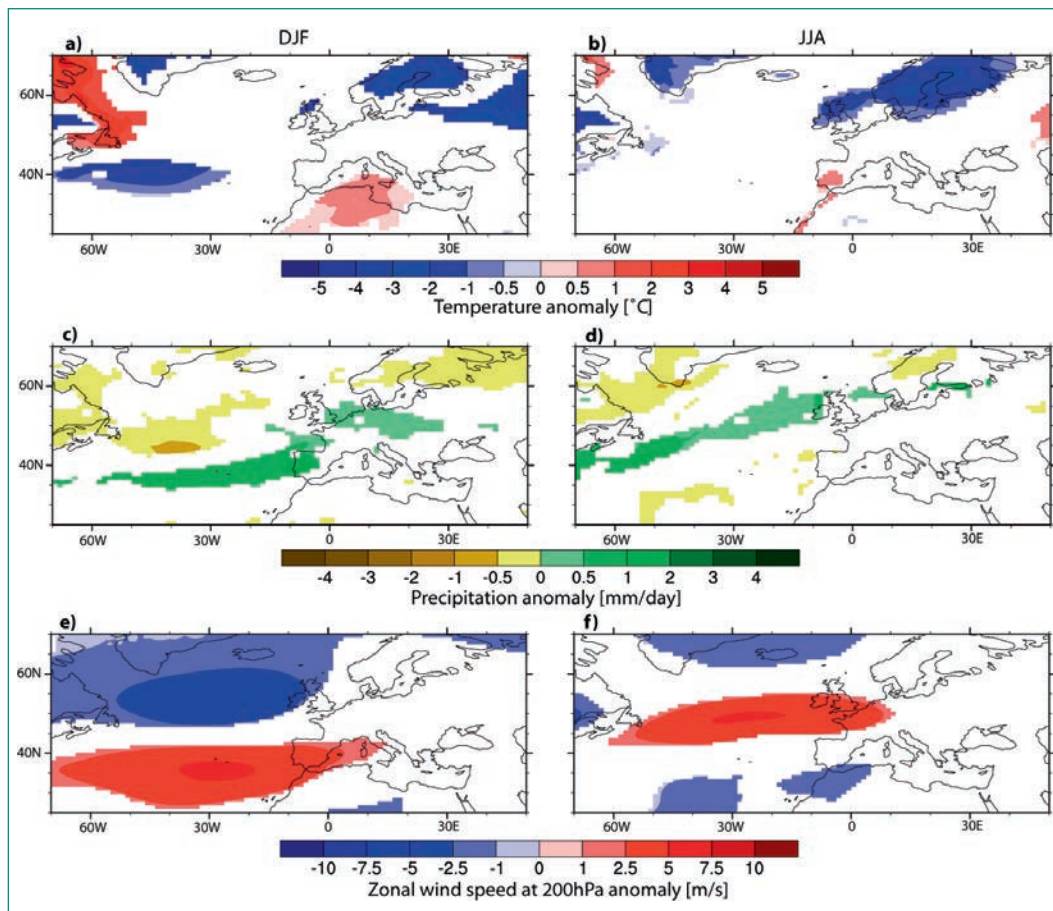
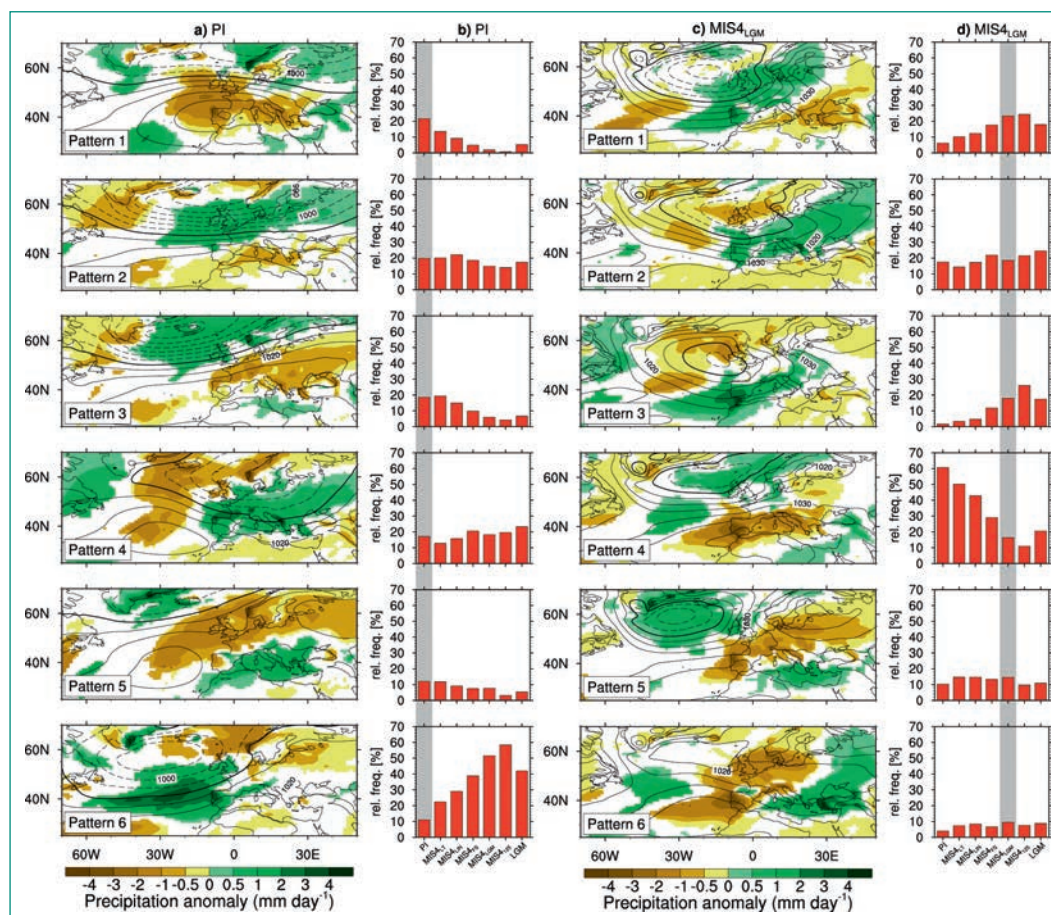


Figure 3: Winter (DJF, left column) and summer (JJA, right column) differences between MIS4₁₂₅ and MIS4_{LGM}: surface air temperature (a,b), precipitation (c,d) and zonal wind speed at the 200hPa level (e,f). Only values that are statistically significant at the 5% level (two-sided Student's t-test) are colored.

Figure 4:

The six patterns (contours) and the associated precipitation anomalies (color shading) for the circulation types in winter (DJF) of the PI (a) and the MIS4_{LGM} (c) simulations obtained by the k-means cluster analysis of the 20 leading principal components of daily SLP fields, and their projected frequencies in all simulations (b for PI and d for MIS4_{LGM}).



Circulation types and their implication on precipitation

Circulation type classification is a different way to analyze the changes in the atmospheric dynamics and to quantify its contribution to the precipitation changes that focused on shorter (i.e., daily) time scales. The goal of such classification methods is to group cases so that they share common features within each group, while being dissimilar with other groups ([4]). In the context of circulation, we look for several distinct states of the atmosphere that repeatedly reappear, i.e., accumulation points in the phase space.

To identify the circulation types in the simulations, the k-means clustering algorithm is applied to the 20 leading principal components of daily means of the winter sea level pressure (SLP) in the North Atlantic region (25°N–70°N and 70°W–50°E; see [5] for more details on the methodology). For our simulations the number of circulation types is estimated to be between 6 and 9. As the main conclusions are similar in all cases only the results for 6 circulation types are shown (Fig. 4).

The contour interval is 5 hPa with a bold line at 1010 hPa and continuous (dashed) lines indicating values above (below) 1010 hPa. The precipi-

tation anomalies are calculated as the difference between the mean precipitation of all days that are assigned to a circulation type pattern and the overall winter mean precipitation and only values that are statistically significant at the 5% level (two-sided Student's t test) are colored. The frequencies of occurrence are calculated as the sum of all days where the daily mean SLP pattern of a simulation has the highest spatial correlation with this circulation type pattern divided by the total sum of days (in %). The gray shading highlights the simulation from where the circulation type patterns originate. The MIS4 simulations (in b and d) are arranged from left to right in the order of increasing height of the Laurentide ice sheet.

The circulation type patterns of the different simulations are compared by calculating their spatial correlations and the projected frequencies of occurrence. To estimate the latter for each day of a simulation, the spatial correlation coefficients between the daily mean SLP pattern and the different circulation type patterns are calculated. The day is then assigned to the circulation type with which it has the maximum spatial correlation coefficient. The frequency of occurrence is the number of days that are associated with a circulation type.

For present-day conditions the circulation type patterns in the model reasonably agree with the ones derived from reanalysis data and also exhibit high spatial correlation coefficients (>0.85) with the patterns of the PI simulation (not shown). For PI zonal SLP patterns prevail (Fig. 4a). The three most frequent circulation type patterns for PI show a strong meridional SLP gradient, while only the least frequent circulation type exhibits a pronounced east-west pressure difference. The circulation type patterns in the glacial simulations are clearly different with a distinct negative SLP anomaly west to northwest of the British Isles (e.g., Fig. 4c for MIS4_{LGM}). Generally, the deviations to PI are larger in the simulations where the Laurentide ice sheet is more elevated. Thus, strong topographic changes associated with the large continental ice sheets lead to fundamentally different circulation types in glacial periods compared with today.

Nevertheless, it is possible to project the preindustrial circulation types on glacial simulations (and vice versa), via spatial correlation. In doing so, SLP composites in the glacial simulations resemble the preindustrial circulation types. The analysis shows that the projected frequencies of occurrence confirm the aforementioned impact of the topography (Fig. 4b and d). Considering the patterns derived from PI, the projections of pattern 1 and 6 (to a lesser degree also the one of pattern 3) change in accordance with the elevation of the Laurentide ice sheet. Pattern 1 occurs less often in the glacial simulations, while pattern 6 represents the dominant glacial circulation pattern and thus its frequency of occurrence increases with increasing topography. This is consistent with the comparison of the circulation types, namely that in the glacial simulations east-west SLP pattern prevail and not north-south as in the recent past, and that the main factor for the changes is the elevation of the Laurentide ice sheet. The reverse approach – using the projections based on the MIS4_{LGM} circulation types – confirms the results. The first and third glacial circulation types rarely occur in PI and instead the fourth, which is the only glacial type with a pronounced meridional SLP gradient, is much more frequent. The projected frequencies of occurrence for the LGM simulation are close to the ones for MIS4_{LGM} suggesting a much weaker impact of other boundary conditions compared with topography. Clearly, the strongest changes are detected in the simulation with the highest ice sheet configuration (125%-LGM size) where zonal circulation types nearly vanish.

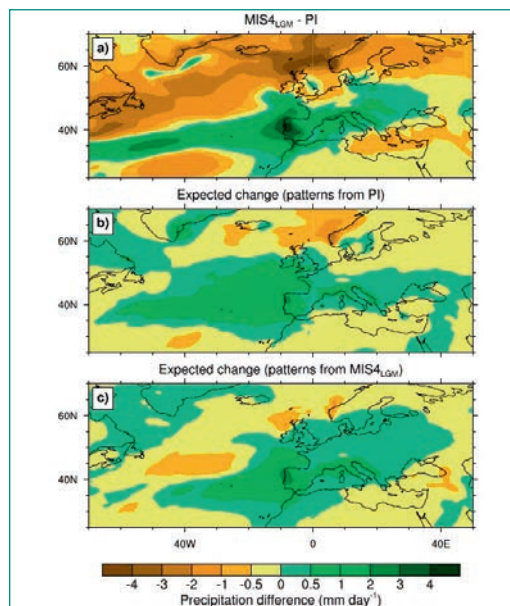


Figure 5: Winter (DJF) precipitation: (a) difference between the mean precipitation in the MIS4_{LGM} and the PI simulations, (b) expected difference due to the changed frequencies of occurrence of the SLP patterns using the precipitation anomalies estimated from the PI simulation (see text for details on the calculation), and (c) same as Figure 4b but using the precipitation anomalies estimated from MIS4_{LGM}.

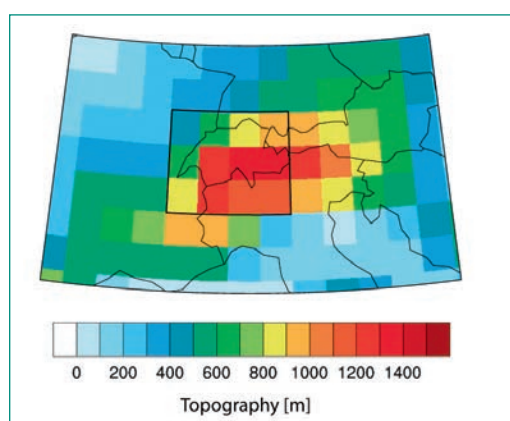


Figure 6: Topography of central Europe on the 0.9°x1.25° model grid. The black rectangular frames the 12 cells used as the Switzerland domain.

Each circulation type produces a specific precipitation pattern, which is calculated as the precipitation composite of all days that are associated with this type minus the mean precipitation. By multiplying the obtained anomaly patterns with the relative change of their frequency of occurrence between two simulations, the contribution of circulation changes to precipitation changes is estimated (shown for MIS4_{LGM} in Fig. 5).

The resulting pattern resembles the mean difference pattern, but with weaker amplitudes. For Southwestern Europe and the adjacent ocean where the strongest precipitation increase is found in the glacial simulations, the expected changes can explain 40% to 60% of the mean difference (Fig. 5a) depending on whether the precipitation anomaly patterns from the PI simulation (40%, Fig. 5b) or the ones from the glacial simulations (60%, Fig. 5c) are used. The explained percentage due to the changed frequencies of occurrence remains the same independent of the elevation of the Laurentide ice sheet. The precipitation differences that cannot be explained by circulation changes are in

| Simulation | MIS4 _{LT} | MIS4 _{LIN} | MIS4 _{FS} | MIS4 _{LGM} | MIS4 ₁₂₅ | LGM |
|---------------------------------|--------------------|---------------------|--------------------|---------------------|---------------------|-------|
| Prec. difference to PI (mm/day) | -0.18 | +0.04 | +0.23 | +0.57 | +0.86 | +0.21 |

Table 2: DJF mean glacial precipitation difference in Switzerland with respect to PI. Bold values are statistically significant at the 5% level (two-sided Student's t-test).

good agreement with the evaporation differences. Regarding Switzerland, the changes of the frequencies of occurrence suggest a precipitation increase that is stronger in the simulations with a more elevated Laurentide ice sheet. For MIS4_{LGM} and LGM the suggested increase is in the order of 0.5 mm/day, for the MIS4₁₂₅ the precipitation increases by about 1 mm/day. This result is put into perspective in the following section, where the precipitation change for Switzerland is analysed in more details.

Glacial precipitation in Switzerland

As noted earlier the horizontal resolution of the model used in the study is roughly one degree. This means that the area of Switzerland is covered within 12 cells (see Fig. 6), which is at the lower end of where robust results can be expected. Thus, the analysis is based on the average over all 12 Swiss cells. Nevertheless, the results should be interpreted with caution, as the uncertainties are large on such small scales and local effects that cannot be resolved in the model might be important (e.g., due to the limited spatial resolution the Alps have a maximum elevation of 1400 m in the model, see Fig.6). Here, we present results of the mean winter precipitation and of the mean wind direction and its implication for precipitation.

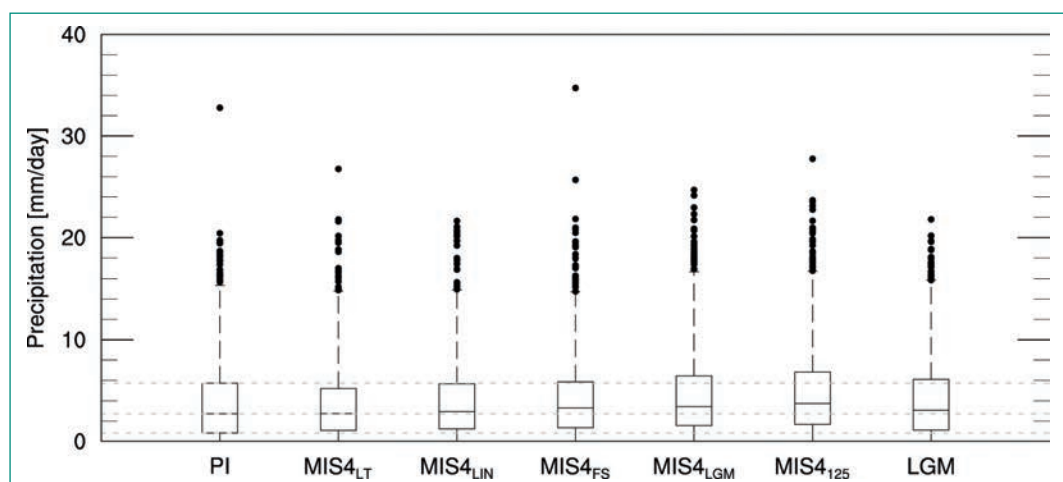
In general, the model overestimates winter precipitation for Switzerland. The mean precipitation in the simulations is in the order of 3.5 mm/day to 4.5 mm/day, while observational and reanaly-

sis data for present-day indicate a value of less than 3 mm/day. Thus, we focus on precipitation differences more than on absolute values. In the glacial simulations with a less elevated Laurentide ice sheet (MIS4_{LT} and MIS4_{LIN}) the mean precipitation is not significantly different (at the 5% level) from PI, while in the other simulations the precipitation is increased by from 0.23 to 0.86 mm/day with increasing ice sheet (Table 2). However, the discrepancy between MIS4_{LGM} and LGM illustrates that other boundary conditions (sea surface temperatures and orbital forcing) also play an important role.

The range of the daily winter precipitation values in Switzerland is illustrated in Fig. 7. Generally, the median and the quartiles exhibit the same trends as the mean, namely increasing values from the simulations with a small Laurentide ice sheet to the simulations with a highly elevated ice sheet. In contrast, for the top 1% of daily precipitation values a clear trend is not obvious. Thus, the changed boundary conditions in glacial times seems to have an impact only on the mean and the median of the precipitation and not on extreme precipitation events.

As already noted, it is not reasonable to analyse the precipitation changes in sub-regions of Switzerland which consists only of one or a few grid points. To nevertheless get some indications of which part of Switzerland could be affected more, the wind directions and speeds are analysed. In PI generally west-southwesterly wind conditions prevail (Fig. 8). In the glacial simulations the mean

Figure 7: The range of the daily DJF mean winter precipitation for PI and the glacial simulations. The box indicates the lower and upper quartiles and the median. For better comparison the values for PI are indicated with dashed gray lines. The top 1% of daily precipitation values are shown as black dots.



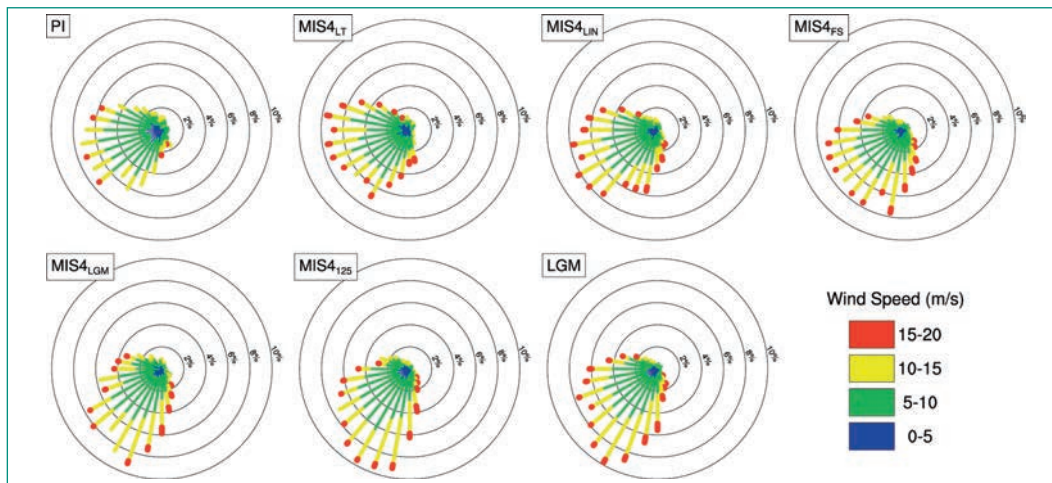


Figure 8: The frequencies of the DJF daily wind direction (on the 1000 hPa level) over Switzerland. The frequencies are split into 4 categories indicating the strength of the wind.

wind speed is slightly increased and – more importantly – a large Laurentide ice sheet as in MIS4_{LGM}, MIS4₁₂₅ and LGM leads to a predominantly south-southwesterly circulation. This is consistent with a reconstruction that suggests a more southerly atmospheric circulation for the Alps during LGM, but not so during less pronounced glacial states ([6]). Generally, southern wind leads to more precipitation at the southern side of the Alps. Consequently the change from predominantly westerly to southerly circulation will increase precipitation especially in the southern parts of Switzerland.

Summary and Conclusions

This study has identified the Laurentide ice sheet as the most important driver of changes in atmospheric dynamics and glacial precipitation for the European region ([3] and [5]). On a more regional scale, the large-scale circulation changes in glacial periods lead to increased precipitation and a shift to more southern winds over Switzerland. In consequence, the results suggest that under deep glacial conditions, where the Laurentide ice sheet is large (as in LGM or higher), increased accumulation has to be expected for the glaciers in the Southern Alps. However, the uncertainties remain large. For a detailed evaluation of local glacier advances and their potential for deep erosion further modelling studies with included alpine ice sheet and sediment models are needed.

Assessment 2012

The aims of the project extension were to further analyse the simulations performed during the first year of the project, to summarize these results in a peer-reviewed publication and to perform an

additional simulation with a «super-glacial» ice sheet in order to investigate its potential impact on Europe and Switzerland. All aims have been fulfilled in the last months. The project was scientifically very successful as illustrated by the two peer-reviewed publications and the international interest experienced at several conferences and workshops. The additional analysis of the existing simulations exhibits that the ice sheet height is crucial for the atmospheric circulation not only for long-term mean changes but also on the weather scale. Applying an atmospheric circulation classification on daily data clearly shows that during glacial times with an increased Laurentide ice sheet the weather patterns are predominantly meridional representing an west-east dipole structure. This is different to the more zonal north-south dipole patterns, which dominate the present day climate and the recent past. In our study, we were further able to show that these changes in the circulation types are responsible for a substantial part of the precipitation differences when comparing glacial times with today. The additional «super-glacial» ice sheet simulation shows that a further increase of the Laurentide ice sheet also leads to an additional increase in precipitation over southern and central Europe during winter. This means that under the constraint of an extreme high Laurentide ice sheet the European-Alpine ice sheet has the potential to grow which in turn will imply enhanced deep erosion due to glaciers. Focusing on Switzerland we see that the increased precipitation during glacial times goes along with a shift to more southerly flow. Thus, the simulations suggest that in particular the Southern Alps receive more precipitation during glacial times with high ice sheets. The «super-glacial» ice sheet simulation additionally increases the precipitation on the northern side of

Alps, again highlighting the importance for deep erosion. Whether the results of Switzerland will be also presented in a peer-reviewed publication is still under consideration. Clearly, there is room for further future collaborations, in particular to dynamically downscale our results to resolutions appropriate for coupling ice sheet and sediment models. Therefore, contacts to research groups have already been established.

National Cooperation

The project does not involve cooperation with other Swiss projects.

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.

Publications

- *D. Hofer, C. C. Raible, A. Dehnert, and J. Kuhlemann*, The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region, *Climate of the Past*, Vol. 8, pp. 935–949, 2012.
- *D. Hofer, C. C. Raible, N. Merz, A. Dehnert, and J. Kuhlemann*, Simulated winter circulation types in the North Atlantic and European region for preindustrial and glacial conditions, *Geophysical Research Letters*, Vol. 39, L15805, 2012.

References

- [1] *P. R. Gent et al.*, The Community Climate System Model version 4, *J. Climate*, Vol. 24(19), pp. 4973–4991, 2011.
- [2] *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.

- [3] *D. Hofer, C. C. Raible, A. Dehnert, and J. Kuhlemann*, The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region, *Clim. Past*, Vol. 8, pp. 935–949, 2012.
- [4] *R. Huth et al.*, Classification of atmospheric circulation patterns, *Trends and Directions*, In *Climate Research*, Vol. 1146, pp. 105–152, 2008.
- [5] *D. Hofer, C. C. Raible, N. Merz, A. Dehnert, and J. Kuhlemann*, Simulated winter circulation types in the North Atlantic and European region for preindustrial and glacial conditions, *Geophysical Research Letters*, Vol. 39, L15805, 2012.
- [6] *D. Florineth, and C. Schlüchter*, Alpine evidence for atmospheric circulation patterns in Europe during the Last Glacial Maximum, *Quaternary Research*, Vol. 54, pp. 295–308, 2000.

Appendix – Glacial vs. inter-glacial climate – the mean states

Global and NH extra-tropical means (Table A1)

The global and NH extra-tropical mean SAT and precipitation values (see Table A1) are largely controlled by orbital forcing as there are much larger differences between different time periods (PI, LGM, MIS4) than for different ice sheet configurations (compare MIS4_{LIN}, MIS4_{LGM} and MIS4₁₂₅). That means that on global scale, the ice sheet sensitivity is clearly of second order importance.

For DJF, the global mean SAT of the LGM is about 5.8 °C colder than PI; the MIS4 temperature is about 5.1 °C colder. For the NH extra-tropics the difference is even more distinct with a cooling of up to 10.5 °C for the LGM (8.5 °C for MIS4) during the glacial state. Regarding winter precipitation both the global and the NH extra-tropics show a reduction in precipitation during glacial conditions. In the most extreme case, i.e., for the LGM NH extra-tropics, this reduction is about 25% of the PI precipitation.

Similar to the winter means, the glacial summer (JJA) conditions are colder and drier compared with the recent past. The global mean changes are of similar magnitude as in winter whereas the reduction in the glacial NH extra-tropical JJA temperatures is not as distinct as for DJF. The reduction in summer precipitation is about 20% for all glacial simulations for both the global and the NH extra-tropical domain.

Winter (DJF) mean climate in the NH during PI and glacial maximum conditions (Figure A1)

The PI winters generally show moderate temperatures over the North Atlantic and European continent due to warm surface waters in the North Atlantic. The main precipitation band results from the storm track which goes along the eddy-driven jet stream pointing from the US east coast towards the British Isles and Scandinavia. The present ice sheet configuration also lead to a zonal flow over the North Atlantic resulting from a high pressure band over the subtropics and a low pressure band over the high latitudes. During a glacial maximum (shown for MIS4₁₂₅) the North Atlantic surface waters are much colder which leads to very cold winters over much of the North Atlantic and European region. The presence of extensive ice sheets results in a redirection of the atmospheric flow, e.g., the Laurentide ice sheet leads to a southward shift of the North Atlantic storm track so precipitation increases over the Iberian peninsula and to some extent also in the Alpine region. The glacial topography also fosters meridional circulations patterns rather than a zonal flow as over the ice sheets a cyclonic circulation of cold air (indicated through high SLP values) is simulated.

Summer (JJA) mean climate in the NH during PI and glacial maximum conditions (Figure A2)

The changes from PI to MIS4₁₂₅ during the summer season are generally less distinct than the winter equivalents. Simulations with glacial boundary conditions show a colder and drier summer climate, in particular over the ice sheets itself. Due to the same mechanical shift as in winter, the North

| Simulation | DJF global | DJF 20N-90N | JJA global | JJA 20N-90N |
|-------------------------------|------------|-------------|------------|-------------|
| SAT [°C] | | | | |
| PI | 10.61 | – 2.70 | 14.33 | 15.98 |
| LGM | 4.89 | –13.27 | 9.07 | 9.69 |
| MIS4 _{LIN} | 5.54 | –11.00 | 10.21 | 11.27 |
| MIS4 _{LGM} | 5.45 | –11.24 | 10.23 | 11.37 |
| MIS4 ₁₂₅ | 5.39 | –11.30 | 10.23 | 11.37 |
| Precipitation [mm/day] | | | | |
| PI | 2.88 | 2.05 | 2.90 | 2.02 |
| LGM | 2.52 | 1.54 | 2.55 | 1.70 |
| MIS4 _{LIN} | 2.58 | 1.63 | 2.62 | 1.76 |
| MIS4 _{LGM} | 2.57 | 1.64 | 2.62 | 1.78 |
| MIS4 ₁₂₅ | 2.57 | 1.65 | 2.62 | 1.78 |

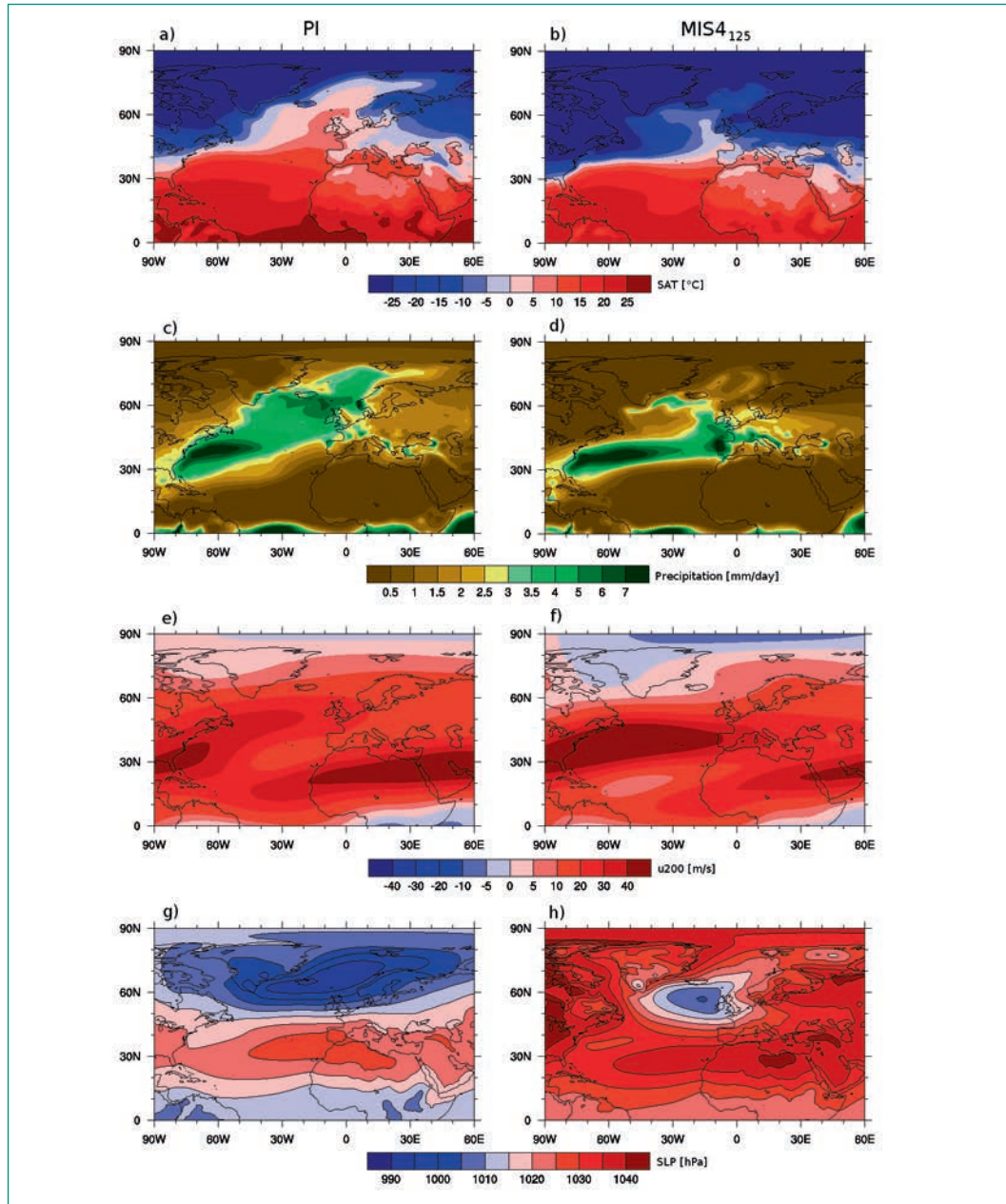
Table A1: Global and Northern Hemisphere extra-tropics (20N–90N) averages of surface air temperature (SAT [°C]) and total precipitation [mm/day] for the pre-industrial and four glacial simulations.

Atlantic storm track is shifted to the South, however the changes are smaller and most of the precipitation still occurs over Northern Europe; precipitation rates in the alpine region even decrease. Regarding the mean circulation we find a general increase in SLP due to the changes in sea-level and

the colder air masses. As in glacial winters there is also rather cyclonic circulation over the main ice sheets whereas the main SLP pattern over the North Atlantic remains similar as during the PI.

Figure A1:

DJF means of the pre-industrial run (PI) and the glacial simulation with the strongest ice sheet forcing, i.e. MIS4₁₂₅: a)+b) surface air temperature (SAT [°C]), c)+d) total precipitation [mm/day], e)+f) zonal wind speed at 200 hPa (u200 [m/s]), and sea-level pressure (SLP [hPa]). Note that the MIS4₁₂₅ SAT and SLP values are also affected by changes in the local orography.



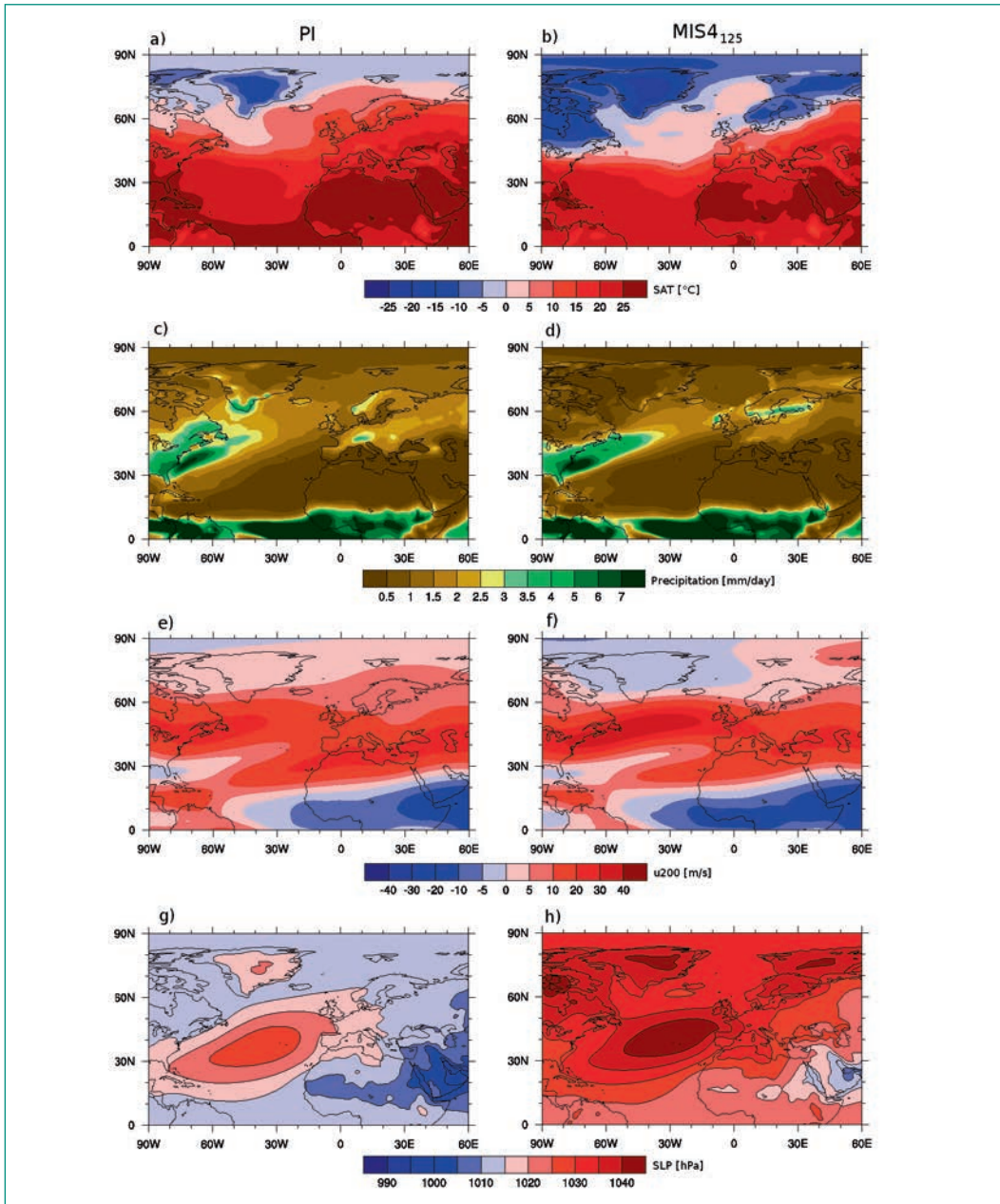


Figure A2:
Same as Figure A1 but
for JJA.

Dating Swiss Deckenschotter using cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al

| | |
|--------------------------------|---|
| Author und Co-author(s) | Naki Akçar ¹ , Susan Ivy-Ochs ² , Anne Claude ¹ , Dmitry Tikhomirov ¹ , Peter W. Kubik ² , Christof Vockenhuber ² , Christian Schlüchter ¹ |
| Institution | ¹ Institute of Geological Sciences, Bern University ² Laboratory of Ion Beam Physics (LIP), ETH Zürich |
| Address | Baltzerstrasse 1, 3012 Bern/Schweiz |
| Tel., E-mail, Internet address | +41 31 631 87 82, akcar@geo.unibe.ch, www.geo.unibe.ch |
| Duration of project | 3 years |

ABSTRACT

Our project employs burial, isochron-burial and depth-profile dating with in-situ produced cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al to date key deposits of the Swiss Deckenschotter on the northern Alpine Foreland. Five sites that are under discussion for deep geological repositories for nuclear waste disposal are located on the northern Foreland. Our project began on October 1 2012. During these three months, we found a suitable PhD candidate. She has been surveying the literature in order to build her background on the Swiss Deckenschotter and refining her analytical skills. In the field meeting on March 30 2012, optimal sites based on site character and knowledge gained from the pilot project were discussed. As the Deckenschotter sites have rather low cosmo-

genic nuclide concentrations (especially ^{26}Al), we are currently working on several fronts to improve the AMS measurements, and thus, reduce uncertainties. In 2013, our first task will be the selection of the key sites for sampling. Meanwhile, we will refine our analytic capabilities for cosmogenic ^{26}Al , which is crucial for application of burial and isochron-burial dating. The first sampling campaign will take place in the first half of 2013 after careful scrutiny of potential sites. Earliest by late summer, first results are expected to be gathered. While doing these, we will profit from our know-how from other projects within well-established national and international collaborations, this know-how will be directly transferred into our project.

Project goals

Based on the Swiss Nuclear Energy Act, authorities decided upon six deep geological repositories to be evaluated as potential permanent and safe disposal. Five of the repository sites are located in the northern Alpine Foreland, which is dominated by Quaternary deposits. In the Quaternary, glaciers advanced and reached the northern Alpine foreland at least 15 times [1]. In the forelands, four distinct Quaternary stratigraphic units, which are differentiated by their topographical position and morphostratigraphy, have been recognized [2]. These are, from oldest to youngest, Höhere Deckenschotter (HDS; Higher Covergravel), Tiefere Deckenschotter (TDS; Lower Covergravel), Hochterrasse (HT; High Terrace) and Niederterrasse (NT; Low Terrace) (Figure 1). For a long time, the Quaternary stratigraphy of the northern Alpine foreland was correlated to that of southern Germany where the four lithostratigraphic units are attributed to Günz, Mindel, Riss and Würm glaciations of Penck and Brückner [2]. According to this correlation, HDS was correlated with Günz, TDS with Mindel, HT with Riss and NT with Würm [e.g. 3]. This continued until Schlüchter [1] presented a new stratigraphy for the northern Swiss foreland based on the detailed field study of geological evidence.

The HDS and TDS are the oldest Quaternary units in the northern Alpine foreland and referred to as Swiss Deckenschotter. While the same nomenclature has been applied as the «Deckenschotter» of Penck and Brückner [2] in southern Germany, the precise correlation between these deposits has not yet been unequivocally established. Swiss

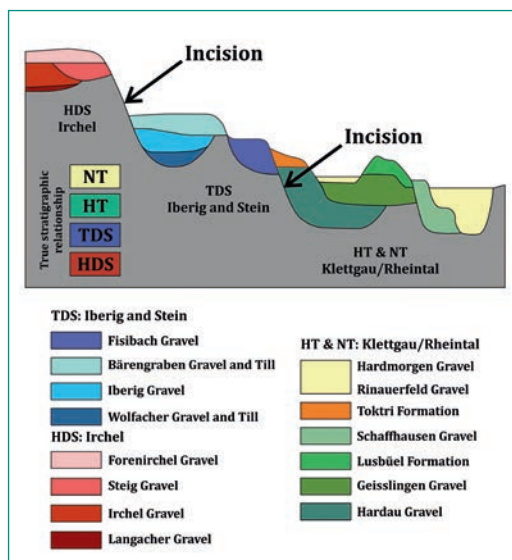
Deckenschotter is called cover gravel because the deposits «cover» Molasse or Mesozoic bedrock and form hill-tops beyond the extent of the Last Glacial Maximum. The Deckenschotter are a succession of several glaciofluvial gravel layers intercalated with glacial and/or over-bank sediments deposited in (paleo-) valleys. They also contain fluvial deposits that record warm intervals. As shown in Figure 1, between deposition of the HDS and the TDS there was a marked phase of incision. The Swiss Deckenschotter (HDS and TDS) deposits are separated from the younger units by an even more notable phase of incision [4, 5].

The timing of events in this complicated terrestrial stratigraphy of the Quaternary in the northern Alpine foreland is not yet completely established. The chronology of the Late Quaternary glaciations is relatively better constructed compared to the older ones [e.g. 7, 8]. The timing of Deckenschotter glaciations is still completely unknown, although some attempts were made in the past [e.g. 9].

The first attempt to date Swiss Deckenschotter was the paleontological analysis of the molluscan fauna abundances in the upper part of the around 11.5 long section of the HDS outcrop at Cholholz am Wildstock, NE of Boppelsen, Canton of Zurich [10]. This section, which was interpreted by Jayet [10] as possibly extending all the way up into the Holocene, was subsequently reinterpreted by Graf [4] as being comprised solely of Deckenschotter. In the 1990's, mammal remains were found in the HDS sediments at the Irchel site. An age of 2.6 to 1.8 Ma (MN17) was determined [9], which is still the only available quantitative age for the Swiss Deckenschotter until this study. Besides the paleontological evidence, Graf and coworkers [4] analyzed paleomagnetism of the Swiss Deckenschotter. They concluded that deposition of HDS likely took place during the Matuyama Chron, thus more than 780 ka ago.

Due to the long half-lives of the disposed nuclear waste, these deep repositories should maintain their integrity at least in the order of several hundred thousand to a million years. Such a long time of residence requires that the strata overlying the repositories should not be eroded neither by fluvial nor glacial action. As a consequence, the Quaternary landscape evolution of the northern Alpine Foreland needs to be revealed in order to model future change scenarios and to plan long-term residence of nuclear waste disposal in these repositories. In order to quantify this evolution, the absolute chronology of these deposits is required.

Figure 1:
Schematic stratigraphy
of the Quaternary
deposits of the
northern Alpine fore-
land [after 6].



As the present topographical elevation of the Deckenschotter outcrops is known, the uplift and incision since their deposition can only be determined when their age is known.

The goal of our project is to use the in-situ produced cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al to date key Swiss Deckenschotter (HDS and TDS) outcrops on the northern Alpine Foreland. To achieve this goal, we will optimize both the field situation (find the most suitable sites for each applied technique) and do required method development to reduce uncertainties in the nuclide concentrations. We propose the applications of several cosmogenic nuclide dating techniques: burial dating [11], isochron-burial dating [12, 13] and depth-profile dating [14].

Cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al are produced in quartz grains (as sediment and/or mineral in the rock) at or near the Earth's surface. These nuclides are most often used for surface exposure dating. A sample from the surface of a glacially deposited boulder is analyzed and an age since deposition can be determined. Burial dating and isochron-burial dating are fundamentally different from surface exposure dating and depth-profile dating. The former depend on the decay of the nuclides, while the latter depend on the build-up. In addition burial dating and isochron-burial dating require measurement of both ^{10}Be and ^{26}Al .

Depth-profile dating uses the fact that cosmogenic nuclide production decreases predictably with depth, i.e. it follows known physical principles. From the top of a deposit downward for about 2 m, production of ^{10}Be drops off roughly exponentially with depth [16]. The attenuation length and relative contribution to production due to spallation (ca. 97%) and muons have been studied by many researchers [17, 18]. Concentrations of ^{10}Be are measured in numerous samples of sand or >50 clasts amalgamated together, and a curve is fit to the data. The shape of the curve is dependent on both the age of deposition of the deposit and the erosion (denudation) rate of the top surface. Recent work by Hidy et al. [14] has greatly improved the calculations, allowing Monte Carlo-based simulations for determination of both age and top surface erosion rate. For depth-profile dating, several (6-10) samples are taken at intervals of tens of centimeters downwards into a deposit.

Burial dating takes advantage of the difference in the half-lives of ^{10}Be (1.4 Ma) and ^{26}Al (0.7 Ma) to determine how long sediment has been buried. The basic premise of burial dating is that sediment

is buried deep enough to avoid significant post-burial nuclide production (either zero or negligible) and has a simple history of exposure prior to burial (preferably long-exposure time to reach steady state nuclide concentrations). After burial the nuclide concentrations decrease due to decay. Since ^{26}Al decays faster than ^{10}Be , a burial age can be calculated by measuring both nuclides. Burial ages are determined based on the difference between the $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ production ratio at the surface (6.75) and the measured ratio of the buried sample. Burial dating requires artificial outcrops that are at least 5 m deep (e.g. gravel pits). Several hundred grams of sand or more than 50 clasts are analyzed. In principle the age of a deposit can be determined with a single sample. Several samples would be analyzed to strengthen the underpinning of the determined age [for details see 11 and 19].

Isochron-burial dating is a variation of burial dating. It still uses the difference between the two half-lives but in a slightly different way. In contrast to burial dating, isochron-burial dating uses timelines. It is assumed that every clast in a suite of samples from the same timeline (geologic unit) has the same post-burial history. In contrast, the clasts should have a range of different inherited nuclide concentrations acquired during different pre-burial exposure histories (hillslope, intermediate storage, transport) [12, 13]. By determining ^{10}Be and ^{26}Al concentrations on several samples from the same horizon, the post-burial component can be modeled and the $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ ratio at the time of burial (initial ratio) can be calculated. The isochron-burial age is then calculated by using the initial and measured ratios. As pre-burial (inherited) nuclides accumulated according to the surface production rate ratio of 6.75, ^{26}Al concentrations vs. ^{10}Be concentrations for all samples should fall on a line. After burial, the concentrations fall again on a line, whose slope is controlled by the difference in the decay rates. The difference between the two lines (isochrons) gives the burial age [for details see 12 and 13]. For isochron-burial dating, several individual fist-sized clasts (ideally of various quartz-bearing lithologies) or sediment samples (sand or >50 clasts) are collected along a single stratigraphic horizon. Another version of isochron-burial dating is appropriate for dating of sand or >50 clasts from different depths in a deposit. The difference between the measured ratio and the surface ratio for each sample is determined. In other words, a whole depth profile is burial dated. Note that this method is intended for a «paleo-depth

profile» below a buried soil layer, so an ancient buried exposed surface [12]. The main advantage of isochron-burial dating is that it is independent of erosional modification of the top surface of the deposit. This method is extremely promising but has been applied in only a few settings [15].

Work carried out and results obtained

Our project was approved in Mai 2012, and officially began in October 1 2012. We chose a PhD candidate: Anne Claude. Anne Claude completed her MSc study in ETH Zurich under the supervision of PD Dr. Susan Ivy-Ochs (title of MSc thesis: Geomorphology and landscape evolution at the Chironico landslide, Leventina). To establish the direct chronology of the landslide, she applied surface exposure dating with cosmogenic ^{10}Be and ^{36}Cl . Therefore, she has the basic knowledge on and training for the sample preparation. Since October 1st, her focus has been i) literature survey, ii) learning in detail about the Swiss Deckenschotter, and iii) refining nuclide extraction laboratory skills. She recently submitted her first abstract, introducing the Deckenschotter, to the 8th International Conference on Geomorphology of the International Association of Geomorphologists, which will be held in August 2013 in Paris.

This project involves challenges on several fronts both analytical and field related. We propose the application of several cosmogenic nuclide dating techniques: burial, isochron-burial and depth-profile dating. Although formally the methodology is well established (has been applied at many sites worldwide) [e.g. 20], for our specific case it involves the challenge of finding the best outcrop situation. For this reason close interaction of all parties is sustained and encouraged.

Apart from the start of the PhD candidate, further progress was made towards selecting suit-

able sites: at a field meeting on March 30 2012 (participants Naki Akçar, Susan Ivy-Ochs, Andreas Dehnert and Hansruedi Graf). At this meeting we discussed the results from the pilot project at the Mandach outcrop (Figure 2). This critical view can now be incorporated in our ongoing site evaluation. Results from the pilot project results and lessons learned at Mandach and Irchel add to information about choosing an optimal field situation but also gives us hints about the range of nuclide atoms per gram to be expected from foreland Deckenschotter deposits. Based on this latter information, we can optimize the sample preparation and AMS measurement parameters.

Burial dating results have been published from a variety of sites, yet our field situation does increase the technical challenge. For both burial and isochron burial dating, concentrations of both ^{10}Be and ^{26}Al are required. Only with analytical errors that are as low as possible can we estimate ages. Although AMS can easily attain uncertainties as low as 3% for these nuclides, the Deckenschotter sites have rather low concentrations, thus we are working on several fronts to reduce uncertainties. Low nuclide concentrations stem from a likely short period of time in which nuclides built-up prior to burial, as well as to decay during the long burial time. Here we do note that recent developments have led to a notable decrease in ^{10}Be measurement uncertainties, especially for samples with very low ^{10}Be content [21]. This was achieved through a combination of optimization of extraction techniques as well as changes in accelerator mass spectrometry measurement procedures. Within the scope of this project, we are working on similar optimization for ^{26}Al .

National Cooperation

The scientific collaboration on cosmogenic nuclide methodology and applications between the Institute of Geological Sciences at the University of Bern and the Laboratory of Ion Beam Physics (LIP) at ETH Zürich, established in the early 90's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This consortium has a long tradition and a wealth of experience in applying cosmogenic nuclides (^{10}Be , ^{26}Al and ^{36}Cl) to determining the timing of events and rates of landscape change in four different settings: Quaternary glaciations, local and large-scale surface erosion, landslides, and neotectonics. In addition,

Figure 2:
Mandach Deckenschotter outcrop sampled by Joachim Kuhlemann at the beginning of the pilot project.



the specificity of the LIP group is its 30 years of innovations and experience in AMS, while being the largest European tandem accelerator with a broad AMS program in the European scientific landscape.

International Cooperation

Our group has several projects in collaboration with international institutions. We are collaborating with the Norwegian Geological Survey (NGU), Norway, and the Istanbul Technical, the Tunceli, the Ankara and the Hacettepe Universities in Turkey. These projects focus on the dating of several Quaternary deposits in different geological settings (e.g. alluvial fans) with different approaches of cosmogenic nuclide dating (burial, isochron-burial, depth-profile dating). Here we underline our project with the Ankara and the Hacettepe Universities. Within this collaboration, we recently dated two fluvial terraces in Central Turkey with isochron-burial dating to 140 ± 30 ka and 1030 ± 230 ka. These are our first isochron-burial ages and show that this approach may work in the dating of fluvial deposits (*s.l.*).

With these collaborations, we are improving and refining our technique, and this know-how is directly transferred into our project.

Assessment 2012 and Perspectives for 2013

As our project has only run for three months in 2012, we successfully started our project and one PhD candidate with a surface exposure dating background is allocated. All the conditions were optimal for this period.

In addition to the continued literature review by PhD candidate Anne Claude, our work in 2013 will focus on site selection and optimization of ^{10}Be and ^{26}Al determinations.

In early 2013, a meeting of all involved parties will take place. The key issue is selection of sampling sites. Criteria include not only importance with respect to «the timing of Deckenschotter deposition» but also matching of site character to the requirements of each dating method (burial, isochron-burial and depth-profile dating). For example, the latter does require an upper surface of the deposit which is as unmodified as possible (so-called «flat top») and a sampling site that is tens of meters away from any fluvial incision or slope

instability along the sides of the landform.

For the reasons described above optimization of ^{26}Al is critical. Improvements in ^{26}Al capabilities are underway and discussed in detail at LIP, this project does indicate the clear need for these capabilities. Our work will proceed on three fronts:

1. Accuracy of ICP-MS ^{27}Al measurements must be checked with known Al content quartz standards. (Note ICP-MS itself attains excellent precision, it is the accuracy in the frame-work of our extraction procedures that must be looked into),
2. Purity of the Al_2O_3 delivered to the ETH accelerator facility must be checked (ICP-MS),
3. Tests to increase ion source currents for Al at the 6 MV tandem are now being performed.
4. Changes to the detection system on the 0.5 MV Tandy accelerator are being made to allow ^{26}Al measurements on the smaller machine in addition to on the 6 MV tandem.

We will work closely with LIP, especially the PhD student, to ensure that optimizations are directly applicable to this project.

As we employ a three-pronged approach: burial, isochron-burial and depth-profile dating, we have flexibility and can adjust as results are obtained. With careful site selection, depth-profile dating is not expected to be problematic. As described above, certain challenges are required for burial and isochron-burial dating. These challenges are mainly related to the optimization of ^{26}Al measurements. Depending on the requirements of the approach, candidate sites will be evaluated, and the best will be selected for sampling. The first sampling campaign will be in the first half of 2013. In late 2013, we will meet for the second time in order to evaluate the first results and assess the improvements and «to do list» for the next steps.

Publications

- Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Graf H.R., Kubik P.W., Rahn M., Kuhlemann J., Schlüchter C. *in preparation*. End of Deckenschotter Glaciations in the Swiss Alps.
- Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Graf H.R., Kubik P.W., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. *submitted*. Cosmogenic nuclide dating of Swiss Deckenschotter. The 8th International Conference on Geomorphology of the International Association of Geomorphologists, abstract for poster presentation.

References

- [1] C. Schlüchter: The deglaciation of the Swiss Alps: a paleoclimatic event with chronological problems, *Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quaternaire*, 2/3, 141–145, 1988.
- [2] A. Penck, E. Brückner: Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [3] D. Ellwanger, U. Wielandt-Schuster, M. Franz, T. Simon: The Quaternary of the southwest German Alpine Foreland (Bodensee-Oberschwaben, Baden-Württemberg, Southwest Germany), *Quaternary Science Journal (Eiszeitalter und Gegenwart)*, 60, 306–328, 2011.
- [4] H.R. Graf: Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [5] H.R. Graf: Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, Swiss Federal Office of Topography, swisstopo, 2009.
- [6] H.R. Graf, B. Müller: Das Quartär: Die Epoche der Eiszeiten, in: T. Bolliger (ed.), *Geologie des Kantons Zürich*, Ott Verlag, Thun, 71–95, 1999.
- [7] S. Ivy-Ochs, H. Kerschner, A. Reuther, F. Preusser, K. Heine, M. Maisch, P.W. Kubik, C. Schlüchter: Chronology of the last glacial cycle in the European Alps, *Journal of Quaternary Science*, 23, 559–573, 2008.
- [8] F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss, C. Schlüchter: Quaternary glaciation history of northern Switzerland, *Quaternary Science Journal (Eiszeitalter und Gegenwart)*, 60, 282–305, 2011.
- [9] T. Bolliger, O. Fejfar, H.R. Graf, D. Kälin: Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern, *Eclogae Geologicae Helvetiae*, 89, 1043–1048, 1996.
- [10] A. Jayet: Découverte d'une faunule malacologique de la fin du Pleistocène au contact de gravier günziens à Boppelsen (Canton de Zurich), *Eclogae Geologicae Helvetiae*, 42, 436–441, 1949.
- [11] D.E. Granger: A review of burial dating methods using ^{26}Al and ^{10}Be , *Geological Society of America Special Papers*, 415, 1–16, 2006.
- [12] G. Balco, C.W. Rovey: An isochron method for cosmogenic-nuclide dating of buried soils and sediments, *American Journal of Science*, 308, 1083–1114, 2008.
- [13] E.D. Erlanger, D.E. Granger, R.J. Gibbon: Rock uplift rates in South Africa from isochron burial dating of fluvial and marine terraces, *Geology*, 40, 1019–1022, 2012.
- [14] A.J. Hidy, J.C. Gosse, J.L. Pederson, J.P. Mattern, R.C. Finkel: A geologically constrained Monte Carlo approach to modeling exposure ages from profiles of cosmogenic nuclides: An example from Lees Ferry, Arizona, *Geochemistry Geophysics Geosystems*, 11, 2010.
- [15] T.J. Dunai: *Cosmogenic nuclides principles, concepts and applications in the earth surface sciences*, Cambridge University Press, Cambridge, 187 pages, 2010.
- [16] J.C. Gosse, F.M. Phillips: *Terrestrial in situ cosmogenic nuclides: theory and application*, *Quaternary Science Reviews*, 20, 1475–1560, 2001.
- [17] B. Heisinger, D. Lal, D., A.J.T. Jull, P. Kubik, S. Ivy-Ochs, S. Neumaier, K. Knie, V. Lazarev, E. Nolte: Production of selected cosmogenic radionuclides by muons: 1. Fast muons, *Earth and Planetary Science Letters*, 200, 345–355, 2002.
- [18] B. Heisinger, D. Lal, D., A.J.T. Jull, P. Kubik, S. Ivy-Ochs, K. Knie, E. Nolte: Production of selected cosmogenic radionuclides by muons: 2. Capture of negative muons, *Earth and Planetary Science Letters*, 200, 357–369, 2002.
- [19] A. Dehnert, C. Schlüchter: Sediment burial dating using terrestrial cosmogenic nuclides, *Quaternary Science Journal (Eiszeitalter und Gegenwart)*, 57, 210–225, 2008.
- [20] G.J. Shen, X. Gao, B. Gao, D.E. Granger: Age of Zhoukoudian *Homo erectus* determined with Al-26/Be-10 burial dating, *Nature*, 458, 198–200, 2009.
- [21] N. Akçar, P. Deline, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, I. Hajdas, P.W. Kubik, M. Christl, C. Schlüchter: The 1717 AD rock avalanche deposits in the upper Ferret Valley (Italy): A dating approach with cosmogenic ^{10}Be , *Journal of Quaternary Science*, 27, 383–392, 2012.

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 |
| Project DriMa (International Project on Decommissioning Risk Management) | | Stilllegung |
| Project DACCORD (Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning) | | Stilllegung |
| International Radioactive Waste Technical Committee WATEC | | Abfälle |
| UNO Working Party 15 | | Transport |
| International Decommissioning Network IDN | | Stilllegung |
| OECD NEA | | |
| NEA Steering Committee for Nuclear Energy | | Allgemein |
| NEA Regulator Forum | | 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 |
| NEA Working Party on Dismantling and Decommissioning WPDD | Hauptkomitee | Stilllegung |
| | NEA Decommissioning Cost Estimation Group DCEG | Stilllegung |
| Radioactive Waste Management Committee (RWMC) | Hauptkomitee | 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 Groundwater 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 (WGHOF) | Mensch-Organisation-Sicherheitskultur |
| | Task Group on Robustness of Electrical Systems of NPPs in the Light of the Fukushima Daiichi Accident | Reaktorsicherheit |
| International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE) | | Reaktorsicherheit |
| Component Degradation and Ageing Programme (CODAP) | | Reaktorsicherheit |
| Fire Incident Record Exchange (FIRE) | | Reaktorsicherheit |
| Cabri Water Loop Project | Steering Committee | Reaktorsicherheit |
| | Technical Advisory Group | Reaktorsicherheit |
| OECD 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 |
| OECD Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) | Management Board | Reaktorsicherheit |
| | Project Review Group | Reaktorsicherheit |
| OECD Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt | Programme Review Group PRG | Reaktorsicherheit |
| OECD – NEA Data Bank | (Liaison Officer) | Allgemein |
| OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS) | | Reaktorsicherheit |
| Generation IV International Forum | Risk and Safety Working Group | Allgemein |
| Internationale Übereinkommen | | |
| Convention on Nuclear Safety (CNS) | Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point) | Allgemein |
| Convention on Nuclear Safety (CNS) | Working Group on Effectiveness and Transparency | 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 |
| Convention on Nuclear Safety and Joint Convention | Working Group Practices in the Management of the Review Process under CNS and JC | Allgemein |
| Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR) | Radioactive Substances Committee | Strahlenschutz |

| Organisation/Gremium | Untergruppe | Fachgebiet |
|--|---|--------------------------|
| 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 |
| CFS groupe d'experts «Transports» | | Transport |
| Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich | | Allgemein |
| Bilaterale Kommission Italien-Schweiz | | Allgemein |
| Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS) | | 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 |
| STUK Reactor Safety Commission | | Reaktorsicherheit |
| Entsorgungskommission (ESK, Deutschland) | | Transport und Entsorgung |
| Entsorgungskommission Endlagerung radioaktive Abfälle | | Abfälle |
| Entsorgungskommission Abfallbehandlung | | Abfälle |
| Entsorgungskommission Stilllegung | | Stilllegung |
| 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 |

| Organisation/Gremium | Untergruppe | Fachgebiet |
|--|-------------------------|--------------------------|
| | Notfallschutz (AKN) | Strahlenschutz |
| | Entsorgung (AKE) | Transport und Entsorgung |
| | Beförderung (AKB) | Transport und Entsorgung |
| | Rechtsfragen (AKR) | 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 2012

Publikationen:

| Autoren ENSI | Publikation |
|---|--|
| R. Ahlfänger | R. Ahlfänger: Arbeitskreis Praktischer Strahlenschutz (AKP). Strahlenschutzpraxis, Heft 4/2012, ISSN 0947-434 X, S. 20-21. |
| B. Bucher, G. Schwarz | B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz: Appraisal of long-term radiation trends in the environs of nuclear power plants – Examples from Switzerland. Kerntechnik 77/2012, Carl Hanser Verlag, München. |
| B. Bucher, G. Schwarz | B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz, S. Mayer: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM11. PSI Bericht Nr. 12-04, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2012). |
| B. Bucher, G. Schwarz | B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2011. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2012), S. 47-50. |
| A. Dehnert | V. Wennrich, A. Francke, A. Dehnert, O. Juschus, T. Leipe, C. Vogt, J. Brigham-Grette, P.S. Minyuk, M. Melles, Elgygytgyn Science Party (2012): Modern sedimentation patterns in Lake El'gygytgyn, NE Russia, derived from surface sediment and inlet streams samples. Climate of the Past Discussions 8, 2007-2039. DOI: 10.5194/cpd-8-2007-2012. |
| A. Dehnert | A. Dehnert, S.E. Lowick, F. Preusser, F.S. Anselmetti, R. Drescher-Schneider, H.R. Graf, F. Heller, H. Horstmeyer, H.A. Kemna, N.R. Nowaczyk, A. Züger, H. Furrer (2012): Evolution of an overdeepened trough in the northern Alpine Foreland at Niederweningen, Switzerland. Quaternary Science Reviews 34, 127-145. DOI: 10.1016/j.quascirev.2011.12.015. |
| A. Dehnert, J. Kuhlemann | D. Hofer, C.C. Raible, A. Dehnert, J. Kuhlemann (2012): The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region. Climate of the Past Discussions 8, 63-101. DOI: 10.5194/cpd-8-63-2012. |
| A. Dehnert, J. Kuhlemann | D. Hofer, C.C. Raible, A. Dehnert, J. Kuhlemann (2012): The impact of different glacial boundary conditions on atmospheric dynamics and precipitation in the North Atlantic region. Climate of the Past 8, 935-949. DOI: 10.5194/cp-8-935-2012. |
| A. Dehnert, J. Kuhlemann | D. Hofer, C.C. Raible, N. Merz, A. Dehnert, J. Kuhlemann (2012): Simulated winter circulation types in the North Atlantic and European region for preindustrial and glacial conditions. Geophysical Research Letters 39, L15805. DOI: 10.1029/2012GL052296. |
| A. Dehnert, M. Rahn | Rahn, M., Dehnert, A., Wang, H., Enkelmann, E., Heberer, B. (2012): Low-T thermochronology of the northeastern Tibetan Plateau: Compilation of existing data and preliminary conclusions Thermo2012 – 13 th International Conference on Thermochronology, August 24–28, Guilin/China, Abstract volume, 68–69. |
| H. Glasbrenner | Y. Dai, V. Boutellier, D. Gavillet, H. Glasbrenner, A. Weisenburger (2012): FeCrAlY and TiN coatings on T91 steel after irradiation with 72 MeV protons in flowing LBE. Journal of Nuclear Materials 431, 1–3, Dec. 2012, pp. 66–67. |
| A. Gorzel | J. Voglewede, W. Beck, P. Blanpain, T. Fuketa, A. Gorzel, Z. Hózer, K. Kamimura, Y.-H. Koo, D. Märtens, O. Nechaeva, M. Petit, R. Rehacek, J. M. Rey-Gayo, R. Sairanen, H.-G. Sonnenburg, M. Valach, N. Waackel, K. Yueh, J. Zhang: Nuclear Fuel Safety Criteria Technical Review, Second Edition, NEA No. 7072, © OECD 2012, ISBN 978-92-64-99178-1. |
| A. Gorzel | A. Gorzel: Segments of SBR MOX fuel provided to CABRI International Project Part II : Destructive Post Irradiation Examination, IRSN, RT CWL 2012-128. |
| J. Hansmann | J. Hansmann: Analysis of transient surface deformations above the Gotthard Base Tunnel (Switzerland). PhD thesis, ETH Zürich, 2012. |
| J. Hansmann, M.L. Sentís, C. Belardinelli, B.J. Graupner, M. Hugi, A.-K. Leuz | J. Hansmann, M.L. Sentís, C. Belardinelli, B.J. Graupner, M. Hugi, A.-K. Leuz (2012): Numerical Simulations of Radionuclide Transport through Clay and Confining Units in a Geological Repository using COMSOL. Proceedings of the 2012 COMSOL Conference, Milano, 10.–12.10.2012. |
| A.-K. Leuz, M. Rahn | M. Rahn, A.-K. Leuz (2012): Sachplan geologische Tiefenlager in der Schweiz: Aktueller Stand und weitere Entwicklungen. 44. Jahrestagung des deutschen Fachverbands für Strahlenschutz, September 17–20, Karlsruhe, Tagungsband. |
| R. Mailänder | R. Mailänder: Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung. In: Bundesamt für Energie (2012): Energieforschung 2011, Überblicksberichte, S. 229-233. Abrufbar unter: http://www.bfe.admin.ch/themen/00519/00524/index.html?lang=de&tdossier_id=01155 |

| Autoren ENSI | Publikation |
|------------------------------------|--|
| M. Rahn | Von Hagke, C., Cederbom, C., Oncken, O., Stöckli, D., Rahn, M.K., Schlunegger, F. (2012): Resolving the latest uplift and erosion history of the Northern Alpine Foreland Basin with low-temperature thermochronology. <i>Tectonics</i> 31, DOI: 10.1029/2011TC003078. |
| M. Rahn | Weisenberger, T.B., Rahn, M., van der Lelij, R., Spikings, R.A., Bucher, K. (2012): Timing of low-temperature mineral formation during exhumation and cooling in the Central Alps, Switzerland. <i>Earth and Planetary Science Letters</i> 327–328, 1–8. |
| M. Rahn | Rahn, M., (2012): Sicherheitstechnische Kriterien des schweizerischen Sachplanverfahrens und Vergleich zum deutschen AkEnd. <i>Loccumer Protokolle</i> 25/12, 67–83. |
| M. Rahn | Glotzbach, C., Danišik, M., Rahn, M., van der Beek, P., Spiegel, C. (2012): Early exhumation of the Aiguilles Rouges and Mont Blanc massifs, European Alps. <i>Thermo2012 – 13th International Conference on Thermochronology</i> , August 24–28, Guilin/China, Abstract volume, 28. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, F. Martínez, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: IRIS_2012 Numerical Simulation Report, Final Workshop IRIS_2012. Ottawa, Kanada, 17.–19.10.2012, |
| G. Schoen, R. Hausherr, R. Beutler | G. Schoen, R. Hausherr, R. Beutler: Use of the PSA in the Integrated Regulatory Safety Oversight in Switzerland. Beitrag Nr. 17-Fr2-4 (6 Seiten) zu den Proceedings of the 11 th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference and the Annual European Safety and Reliability Conference 2012 (PSAM11 ESREL 2012) in Helsinki, Finland, 25.–29.06.2012. ISBN 978-1-62276-436-5. |
| M. Schröder | M. Schröder: Three-dimensional modeling and simulation of vapor explosions in Light Water Reactors. PhD Thesis, IKE 2-150, Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE), Universität Stuttgart, August 2012. |
| M.L. Sentis | M.L. Sentis: Two-phase flow modeling with TOUGH2 of a waste geological repository within the FORGE project. Proceedings of the TOUGH Symposium 2012, 8 pages. Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, California, 17.–19.09. 2012. |

Vorträge:

| Autoren ENSI | Vortrag |
|---|--|
| J. Dus | J. Dus: Review of cladding performance investigations in Switzerland. Spent fuel performance assessment and research III, 2nd Research Coordination Meeting. Charlotte (NC), USA, 14.–18.05.2012. |
| H.R. Fierz | H.R. Fierz: Post-Fukushima Inspection Activities. 44th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 06.–08.11.2012. |
| H.R. Fierz | H.R. Fierz: Inspection Related Events, IRRS Mission. 44th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, 06.–08.11.2012. |
| E. Frank | E. Frank: Sicherheitstechnischer Vergleich in Etappe 2: Vorgehen. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Wellenberg, Stans, 06.06.2012. |
| H. Glasbrenner | H. Glasbrenner: Chemie im Kernkraftwerk. Kurs 312, Strahlenschutztechnikerausbildung, 14.–16.02.2012 |
| A. Gorzel | A. Gorzel: Reaktor- und Brennstoffprojekte. 22. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», Kernkraftwerk Gösgen, 14. 05. 2012 |
| A. Gorzel | A. Gorzel: Freigabeverfahren für neue SWR-Brennelementtypen, Symposium: Neue Entwicklungen zum Reaktorkern. TÜV Nord, Hamburg, 23.11.2012 |
| A. Gorzel | A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen. 23. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», BKW, Bern, 07.12.2012 |
| J. Hammer | J. Hammer : Externes Lager der Schweizer Kernkraftwerke in Reitnau AG. Arbeitskreis Notfallschutz im Rahmen der Jahrestagung 2012 des Fachverbands für Strahlenschutz, Karlsruhe, 17.09.2012. |
| J. Hammer | J. Hammer : Externes Lager der schweizerischen Kernkraftwerke in Reitnau AG. 5. nationale ABC-Schutz Konferenz, Bern, 26.09.2012. |
| J. Hansmann, M.L. Sentis, C. Belardinelli, B.J. Graupner, M. Hugi, A.-K. Leuz | J. Hansmann, M. L. Sentis, C. Belardinelli, B. J. Graupner, M. Hugi, A.-K. Leuz: Numerical Simulations of Radionuclide Transport through Clay and Confining Units in a Geological Repository using COMSOL. COMSOL Conference 2012, Milan, Italy, 10.–12.10.2012. |
| H. Hänggi | H. Hänggi: Decommissioning of Nuclear Installations – Swiss Experience in Reviewing Cost Estimations. 5 th Meeting of WPDD's Decommissioning Cost Estimation Group, OECD/NEA, Paris, 19.06.2012. |
| M. Herfort | M. Herfort: Grundwasserschutz und Oberflächenlagen. Region Jura-Südfuss, Aarau, 24.08.2012. |
| M. Herfort | M. Herfort: Wie das ENSI die Arbeit der Nagra überprüft. Fachgruppe Sicherheit der Region Jura-Südfuss, Oberentfelden, 30.10.2012. |
| M. Herfort | M. Herfort: Aktuelles zur sicherheitstechnischen Überprüfung in Etappe 2. Regionalkonferenz Jura Ost, Windisch, 10.11.2012. |
| M. Herfort, M. Rahn | M. Rahn, M. Herfort: Fragen zu Grundwasser und Zugangsbauwerken. Fachgruppen Oberflächenanlagen und Sicherheit der Region Jura-Südfuss, Muhen, 14.03.2012. |
| S. Hueber | S. Hueber: Handlungsfreiheit dank aktiver Kommunikation. Besuch Stiftung Schürmatt, ENSI, Brugg, 17.08.2012. |

| Autoren ENSI | Vortrag |
|----------------------------|---|
| S. Hueber, C. Trösch | S. Hueber, C. Trösch: Handlungsfreiheit dank gesamtheitlicher Kommunikation. PSI, Würenlingen 10.05.2012. |
| C. Humbel Haag | C. Humbel Haag : Aufsicht über die Sicherheitskultur – Vorgehensweise der Schweizer Aufsichtsbehörde ENSI. Arbeitstreffen A 13 «Integrierte Managementsysteme und Sicherheitskultur in Betreiberorganisationen. Möglichkeiten der behördlichen Aufsicht und deren Überprüfung» im Rahmen des «Wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustausch Deutschlands mit der GUS, den Baltischen und den MOE-Staaten sowie Ländern Zentralasiens.» Bratislava, Slowakei, 13.–16.03.2012. |
| C. Humbel Haag | C. Humbel Haag : ENSI Management System. Regional Workshop, Asian Nuclear Safety Network (ANSN). Daejeon, Korea, 05.–07.11.2012. |
| C. Humbel Haag | C. Humbel Haag: ENSI approach to Oversight of Safety Culture – Using the example of Understanding the implications of the Accident in Fukushima for the Safety Culture of the Swiss NPPs. Regional Workshop, Asian Nuclear Safety Network (ANSN). Daejeon, Korea, 05.–07.11.2012. |
| C. Humbel Haag | C. Humbel Haag: Human and Organisational Factors (HOF) during NPP Pre-Operational Phases. Regional Workshop, Asian Nuclear Safety Network (ANSN). Daejeon, Korea, 05.–07.11.2012. |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: Compilation of Rules and Requirements on Occupational Radiation Protection in Severe Accident Situations. Regulatory Body Meeting Day of ISOE, Prague (Czech Republic), 19.06.2012. |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: Reactions on Lessons Learned from Fukushima in Switzerland. ISOE Symposium 2012 Prague (Czech Republic), 20.–22.06.2012. |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: Schweizer Strahlenschutzrecht, Ursachen und Auswirkung radiologischer Ereignisse. Fachkurse für Strahlenschutzbeauftragte in Kernkraftwerken des Fortbildungszentrum für Technik und Umwelt, Karlsruher Institut für Technologie, 29.03.2012. |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: «Strahlenschutzplanung» + «Computerprogramme zur Dosisberechnung», Kurs 312 der PSI-Schule, Strahlenschutztechnikerausbildung, 01.–02.02.2012 |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: «Strahlenschutzgesetzgebung», Zusatzkurs zu Fachkurse für Strahlenschutzbeauftragte in Kernkraftwerken der IHK Nordschwarzwald, Ausbildung von Sachverständigen im Strahlenschutz, 05.07.2012 |
| S.G. Jahn | S.G. Jahn: «Strahlenschutzplanung», Kurs 420 der PSI-Schule, Ausbildung von Sachverständigen im Strahlenschutz, 15.10.2012 |
| H. Knissel, C. Humbel Haag | H. Knissel, C. Humbel Haag: Anforderungen an die Organisation von Kernanlagen – Erfahrungen aus der Regelwerkserstellung in der Schweiz; Symposium Sicherheitsmanagement in der Kerntechnik. München 23.–24.10.2012. |
| F. Koch | F. Koch: Transportsicherheit. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, Schaffhausen, 29.11.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Ausbildungsmodul: Die Aufsichtsbehörde. 1. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Jura Südfuss, Oberentfelden, 23.02.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Wie geht das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der geologischen Standortgebiete vor? Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, Schaffhausen, 29.03.2012. |
| A.-K. Leuz, M. Rahn | A.-K. Leuz: Sicherheitsanalysen des ENSI im Sachplan geologische Tiefenlager. M. Rahn: Auch das ENSI macht Forschung: Welche und warum? Sitzung des Forum VERA Nördlich Lägern, Brugg, 22.06.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Wie geht das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der geologischen Standortgebiete vor? Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Zürich Nordost, Marthalen, 02.07.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Fragen vom 29.03.2012. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, Schaffhausen, 16.08.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Standortauswahl im Rahmen des Schweizer Sachplanverfahrens. Endlager-Symposium, Bonn, 27.09.2012. |
| A.-K. Leuz, M. Rahn | A.-K. Leuz: Sicherheitsanalyse des ENSI im Sachplan geologische Tiefenlager. M. Rahn: Auch das ENSI macht Forschung: Welche und warum? Sitzung des Forum VERA Regionalgruppe Nordwest, Brugg, 30.10.2012. |
| A.-K. Leuz | A.-K. Leuz: Wie geht das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der geologischen Standortgebiete vor? Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Nördlich Lägern, Niederweningen, 10.11.2012. |
| R. Mailänder | R. Mailänder: Swiss activities in the aftermath of the Fukushima accident. Generation IV International Forum, 16 th Meeting of the Risk and Safety Working Group RSWG. Böttstein, 17–18.04.2012. |
| H. Mattli | H. Mattli: Vorkehrungen des ENSI im Bereich sprengtechnische Grundausbildung mit Clo Gregori BBT und Dr. Konrad Schlatter, 13.01.2012. |
| H. Mattli | H. Mattli: Workshop Design Basis Threat mit Einbezug aller relevanten Stellen in der Schweiz (BAG, SUVA, BFE, NDB, seco, AC Labor, EDA); mit Gastreferent Prof. Dr. Steinhäusler. Universität Salzburg, 18.–19.01.2012 |
| H. Mattli | H. Mattli: Future Role of European Nuclear Security Regulators Association ENSRA on Nuclear Security, Bruxelles AHGNS, 20.02.2012 |
| H. Mattli | H. Mattli: Physical Protection on Nuclear Power Plant in Switzerland, Bruxelles, 11.04.2012. |
| O. Mauron, M. Rahn | O. Mauron: Gestion des déchets nucléaires et du combustible usé en Suisse M. Rahn: Que faire des déchets radioactifs? TecDay am Gymnasium Bugnon, Lausanne, 06.12.2012. |

| Autoren ENSI | Vortrag |
|------------------------------------|---|
| F. Meynen | F. Meynen: How to improve safety in regulated industries - The nuclear accident in Fukushima. Vortrag im Rahmen eines EMCO-Workshops. Luxembourg, 16.-17.10.2012. |
| F. Meynen | F. Meynen: Sicherheitsrelevante Projekte / Betriebserfahrungen - Meldepflichtige Vorkommnisse CH und Nuklearkatastrophe in Fukushima, Vortrag im Rahmen des 12. bilateralen Nuklearexpertentreffen mit Österreich. Bern, 07.05.2012. |
| F. Meynen | F. Meynen: Erdbeben mit folgenden Tsunami in Japan am 11.03.2011 - Notfallkommunikation und Entscheidung, Vortrag Amt für Bevölkerungsschutz und Militär (ABSM). Fribourg, 26.04.2012. |
| J. Minges | J. Minges: Fukushima-Konsequenzen für die KKW in der Schweiz. Weiterbildungstagung für Strahlenschutzsachverständige. PSI Villigen, 27.06.2012. |
| M. Rahn | M. Rahn: Endlagerung und Wirt(s)gesteine: Geologische Anforderungen an eine sichere Lösung. Universität Bonn, 02.02.2012. |
| M. Rahn | M. Rahn: Tiefengrundwasser und die Neuhausen-Störung, 4. Sitzung der Fachgruppe Oberflächenanlage, Marthalen, 14.04.2012. |
| M. Rahn | M. Rahn: Über «Mythen und Sagen» der geologischen Tiefenlagerung, Lions-Club Waldshut, 16.10.2012. |
| M. Rahn | M. Rahn: Aspects of Nuclear Regulation in Switzerland, Besuch des OSART-Teams am Felslabor Mont Terri, 21.10.2012. |
| M. Rahn | M. Rahn, P. Jost: Fragen der Fachgruppe OFA NL zu Grundwasser und Zugangsbauwerken, Fachgruppe Oberflächenanlagen der Region Nördlich Lägern, Bülach, 18.12.2012. |
| M. Rahn, M. Herfort | M. Rahn, M. Herfort: Fragen zu Grundwasser und Zugangsbauwerken. Fachgruppen Oberflächenanlagen und Sicherheit der Region Jura-Südfuss, Muhen, 14.03.2012. |
| A. Ramezani, R. Hausherr | A. Ramezani, R. Hausherr: Modeling of Operator Action Dependencies in Small-Event-Tree-Large-Fault-Tree (SELF) Models. PSAM11 & ESREL 2012, Helsinki, Finland, 25.-29.06.2012. |
| R. Rusch | R. Rusch: Notfallschutz in der Schweiz. Vortrag am ENSI im Rahmen einer Informationsveranstaltung für die Mahnwache der Anti-AKW-Bewegung, 22.08.2012. |
| C. Ryser | C. Ryser: Menschliche und organisatorische Faktoren in der Aufsicht, Lehrveranstaltung «Safety Management», Masterstudiengang Angewandte Psychologie der FHNW Olten, ENSI Brugg, 10.1.2012. |
| C. Ryser | C. Ryser: Menschliche und organisatorische Faktoren in der Aufsicht, Orientierungsmodul über die Vertiefung in «Human Factors», Masterstudiengang Angewandte Psychologie der FHNW Olten, Olten, 25.9.2012. |
| R. Sardella, R. Mailänder, M. Rahn | R. Sardella, R. Mailänder, M. Rahn: ENSI - General role and activities, research programme, and activities in the disposal of radioactive waste. Besuch einer Delegation des Nuclear Industry Geology Bureau aus Shaanxi (China) beim ENSI, 30.04.2012. |
| Th. Sigrist | Th. Sigrist: Possible blockage of the special emergency system water intake in case of extreme flooding; June 2011, NPP Muehleberg INES-1. 11th meeting of the Working Group on Operational Experience (WGOE), Paris, 26.-29.03.2012. |
| Th. Schange | Th. Schange: Quelltermmittlung. Einführungskurs Kerntechnik E-2, Reaktorschule des PSI, Würenlingen, 03.09.2012. |
| R. Scheidegger | R. Scheidegger: Radiobiology and Radiation Protection, Vorlesung «Master Course in Nuclear Engineering». ETH Zürich/PSI, 15.-19.11.2012. |
| R. Scheidegger | R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Kantonale Weiterbildung Aargauer Rettungsdienste 2012, Thema Strahlenunfall, KKL, 24.10.2012 und 08.11.2012. |
| R. Scheidegger | R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Kurs 420 Strahlenschutz-Sachverstand für den Umgang mit offenen und geschlossenen radioaktiven Quellen, Arbeitsbereiche B + C, Schule für Strahlenschutz PSI 19.04.2012, 07.06.2012 und 11.10.2012. |
| R. Scheidegger | R. Scheidegger: Radiation Injury. Kaderkurs Weiterbildung der Militärärzte. Kaserne Moudon, 03.09.2012. |
| M. Schröder | M. Schröder: Three-dimensional modeling and simulation of vapor explosions in Light Water Reactors. Vortrag zur mündlichen Doktorprüfung, Fakultät 4: Energie-, Verfahrens- und Biotechnik, Universität Stuttgart, 6. Juli 2012 |
| C. Schneeberger | C. Schneeberger: Current Topics of Interest concerning Swiss Nuclear Power Plants. OECD/NEA/ 17 th Meeting of the WGIAGE Concrete Sub-Group Paris 18.04.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Presentation of ENSI/SPI Computations for Bending Case F1. IMPACT III, 1 st Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finland, 13.-15.06.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Presentation of ENSI/SPI Computations for Combined Bending and Punching Case X1. IMPACT III, 1 st Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finland, 13.-15.06.2012. |
| C. Schneeberger | C. Schneeberger: International Projects Studying Missile Impact on Reinforced Concrete Targets, IPSF2012 - 14 th International Physical Security Forum, Singapore, 07.-12.10.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, F. Martinez, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Bending B1 Test Simulations. Final Workshop IRIS_2012, Ottawa, Kanada, 17.-19.10.2012. |

| Autoren ENSI | Vortrag |
|-----------------|--|
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, F. Martinez, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Punching P1 Test Simulations. Final Workshop IRIS_2012, Ottawa, Kanada, 17.–19.10.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Presentation of ENSI/SPI Computations for Combined Bending Test X2. IMPACT III, 2 nd Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 12.–14.06.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Presentation of ENSI/SPI Computations for Vibration Test V1. IMPACT III, 2 nd Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 12.–14.06.2012. |
| C. Schneeberger | M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Presentation of ENSI/SPI Computations for Bending Tests F1 and F2. IMPACT III, 2 nd Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 12.–14.06.2012. |
| G. Schwarz | G. Schwarz: EU Stress Tests: Experiences of Switzerland, ISPRA National Seminar EU Stress tests: Experience, Outcomes and Perspectives, Rom. 12.07.2012 |
| D. Suchet | D. Suchet: Expertise et communication: du jargon à la vulgarisation, «Intervention et assistance en radioprotection: les experts au service de la population». Journée de l'ARRAD, Meyrin, 15.11.2012. |
| T. Szczesiak | T. Szczesiak: Erdbebensicherung von Tragwerken II – Inelastische (statische) Analyseverfahren. Vorträge im Rahmen des Fortbildungskurses für Bauingenieure an der Hochschule für Technik und Wirtschaft HTW Chur am 9. März 2012 und am 27. April 2012 |
| T. Szczesiak | T. Szczesiak: Überprüfung der Erdbebensicherheit der Schweizer KKW. Vortrag im Rahmen der Generalversammlung der Schweizer Gesellschaft für Erdbebeningenieurwesen und Baudynamik (SGEB) am 6. Juli 2012 in Brugg. |
| G. Testa | G. Testa: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Kurs Sachbereich ABC-Schutz, Labor Spiez, 05.07.2012 und 29.11.2012. |
| G. Testa | G. Testa: L'IFSN: centrales nucléaires et protection en cas d'urgence. Seminar der AWP-Instruktoren, Labor Spiez, 05.12.2012. |
| A. Treier | A. Treier: Ihre Sicherheit ist unser oberstes Gebot (Porträt und Aufgaben des ENSI). Volkshochschule Region Brugg. ENSI, Brugg, 22.02.2012. |
| C. v. Arx | C. v. Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Kurs Sachbereich ABC-Schutz, Labor Spiez, 12.04.2012 und 22.11.2012. |
| C. v. Arx | C. v. Arx: Das ENSI: Kernkraftwerke und Notfallschutz. Seminar der AWP-Instruktoren, Labor Spiez, 5.12.2012. |
| H. Wanner | H. Wanner: ENSI's Action Taken after Fukushima – From Emergency Response to Lessons Learned. Koriyama, Japan, Ministerial Conference on Nuclear Safety, 15.–17.12.2012. |

Fett gedruckte Titel beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

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 Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt. Aktuelle Liste per Dezember 2012.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

| Ref. | Titel | Stand |
|------|--|---------------------------|
| G01 | Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke | Januar 2011 |
| G02 | Spezifische Auslegungsgrundsätze für Kernkraftwerke mit Leichtwasser-Reaktoren | |
| G03 | Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis | April 2009 |
| G04 | Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente | März 2012 (Revision 1) |
| G05 | Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung | April 2008 |
| G06 | Anforderungen an die Baudokumentation | |
| G07 | Organisation von Kernanlagen | April 2008 |
| G08 | Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen | |
| G09 | Betriebsdokumentation | |
| G11 | Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage | Mai 2010 (Revision 1) |
| G12 | Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen | |
| G13 | Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen | Februar 2008 |
| G14 | Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen | Dezember 2009 |
| G15 | Strahlenschutzziele für Kernanlagen | November 2010 |
| G16 | Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung | |
| G17 | Stilllegung von Kernanlagen | |
| G18 | Auslegung und Qualifikation elektrischer Ausrüstungen | |
| G20 | Auslegung und Betrieb von Reaktorkern, Brennelementen und Steuerelementen in Kernkraftwerken | |

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

| Ref. | Titel | Stand |
|------|---|--------------------------------|
| A01 | Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse | Juli 2009 |
| A02 | Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken | |
| A03 | Anforderungen an die Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken | |
| A04 | Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen | September 2009 (Revision 1) |
| A05 | Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität | Januar 2009 |
| A06 | Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen | Mai 2008 |
| A07 | Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotential | |
| A08 | Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen | Februar 2010 |
| A15 | Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen | |

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

| Ref. | Titel | Stand |
|------|--|-------------------------------|
| B01 | Alterungsüberwachung | Juli 2011 |
| B02 | Periodische Berichterstattung der Kernanlagen | März 2012 (Revision 3) |
| B03 | Meldungen der Kernanlagen | März 2012 (Revision 3) |
| B04 | Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen | August 2009 |
| B05 | Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle | Februar 2007 |
| B06 | Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung | Mai 2010 (Revision 1) |
| B07 | Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen | September 2008 |
| B08 | Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen | |
| B09 | Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen | Juli 2011 |
| B10 | Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal | Oktober 2010 |
| B11 | Notfallübungen | Dezember 2012 (Revision 1) |
| B12 | Notfallschutz in Kernanlagen | April 2009 |
| B13 | Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals | November 2010 |
| B14 | Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen | Dezember 2010 |

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 | Dezember 1990 |
| R-6 | Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren | Mai 1985 |
| R-7 | Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes | Juni 1995 |
| R-8 | Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung | Mai 1976 |
| R-16 | Seismische Anlageninstrumentierung | Februar 1980 |
| R-30 | Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen | Juli 1992 |
| R-31 | Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen | Oktober 2003 |
| R-35 | Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik | Mai 1996 |

| Nr. | Arbeitstitel/definitiver Titel | Datum der gültigen Ausgabe/ issue date |
|-------|--|---|
| R-39 | Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal | Januar 1990 |
| R-40 | Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung | März 1993 |
| R-46 | Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken | April 2005 |
| R-48 | Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken | November 2001 |
| R-49 | Sicherheitstechnische Anforderungen an die Sicherung von Kernanlagen | Dezember 2003 |
| R-50 | Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen | März 2003 |
| R-60 | Überprüfung der Brennelementherstellung | März 2003 |
| R-61 | Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren | Juni 2004 |
| R-101 | Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser- Reaktoren | Mai 1987 |
| R-102 | Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz | Dezember 1986 |
| R-103 | Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle | November 1989 |

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 Erfahrungs- und
Forschungsbericht...**

...informiert das ENSI in weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht)
aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-8301

ISSN 1664-3151

© ENSI, April 2013

ENSI-AN-8301
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