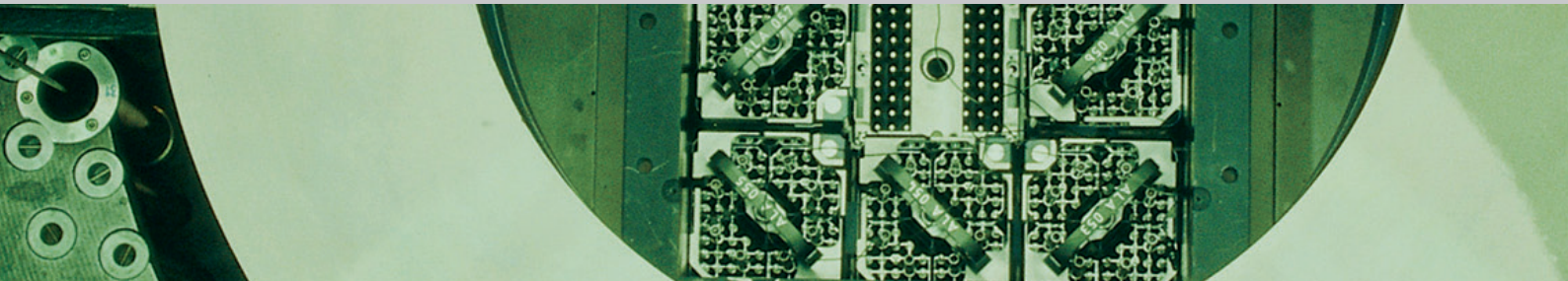




Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

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 2013

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

## **Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013**

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

## **Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2013**

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

## **Research and Experience Report 2013**

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

<b>Einleitung</b>	<b>4</b>
<b>Zusammenfassung</b>	<b>5</b>
<b>Résumé</b>	<b>9</b>
<b>Summary</b>	<b>12</b>
<b>1. Regulatorische Sicherheitsforschung</b>	<b>15</b>
1.1 Brennstoffe und Materialien	15
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien	15
1.1.2 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project	18
1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project	20
1.1.4 SAFE – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb	22
1.1.5 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques	24
1.1.6 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	25
1.1.7 PISA-II – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	27
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	29
1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	30
1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project	31
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	32
1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	33
1.3 Externe Ereignisse	34
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	34
1.3.2 Expertengruppe Starkbeben	37
1.3.3 SMART 2013 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken	40
1.3.4 Plattform Extremereignisse (PLATEX): 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	46
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	47
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	47
1.5.2 PASSPORT – Methodik für die Analyse der Wirksamkeit von Sicherheitssystemen mit gekoppelten System- und Containmentprozessen	50
1.5.3 LINX – Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung	51
1.5.4 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	53
1.5.5 OECD BSAF – Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	54
1.5.6 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	55
1.6 Strahlenschutz	57
1.6.1 Strahlenschutzforschung	57
1.7 Stilllegung und Entsorgung	59
1.7.1 Abfallbewirtschaftung im Vergleich	59
1.7.2 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen	62
1.7.3 SITEX – Sustainable network of Independent Technical Expertise for radioactive waste disposal	63
1.7.4 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri	64
1.7.5 OECD-NEA Clay Club	67
1.7.6 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung	68
1.7.7 FORGE – Fate of Repository Gases	71
1.7.8 DECOVALEX-2015 Project	74
1.7.9 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland	77

<b>2.</b>	<b>Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen</b>	<b>81</b>
2.1	Überschreitung des Jahresdosisgrenzwertes für die Haut beim Kernkraftwerk Blayais-4 in Frankreich	82
2.2	Überschreitung des Jahresdosisgrenzwertes für die Haut in der Anlage LAMA (CEA Grenoble) in Frankreich	82
2.3	Ungenügende Ergiebigkeit der Brunnenwasserversorgung beim Kernkraftwerk Tihange-2 in Belgien	83
2.4	WENRA-Empfehlung zu den Anzeigen von Materialunregelmäßigkeiten in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 bei Ultraschallmessungen	85
2.5	Erkenntnisse aus Befunden in mehreren amerikanischen Kernkraftwerken (NRC Information Notice 2013-18)	86
<b>3.</b>	<b>Internationale Zusammenarbeit</b>	<b>87</b>
3.1	Internationale Übereinkommen	88
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	88
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	89
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	89
3.2	Internationale Atomenergieagentur IAEA	90
3.2.1	IAEA Safety Standards	90
3.2.2	Integrated Regulatory Review Service (IRRS)	91
3.2.3	IAEA-Datenbanken	92
3.3	Kernenergieagentur NEA der OECD	92
3.3.1	Steering Committee for Nuclear Energy	93
3.3.2	Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	93
3.3.3	Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	94
3.3.4	Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	95
3.3.5	Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	96
3.4	Behördenorganisationen	96
3.4.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	96
3.4.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	97
3.4.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	98
3.4.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	99
3.4.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	99
3.5	Bilaterale Zusammenarbeit	99
3.5.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	99
3.5.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	100
3.5.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	100
3.5.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)	100
3.5.5	Weitere bilaterale Zusammenarbeit	101
<b>4.</b>	<b>Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht</b>	<b>103</b>
4.1	ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen	103
4.2	ENSI-G11: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	103
4.3	ENSI-B06: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	103
<b>5.</b>	<b>Strategie und Ausblick</b>	<b>105</b>
<b>Anhang A:</b>	Jahresberichte der Forschungsprojekte	109
<b>Anhang B:</b>	Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	273
<b>Anhang C:</b>	Publikationen und Vorträge 2013	277
<b>Anhang D:</b>	Richtlinien des ENSI	281



# 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 in elektronischer Form auf [www.ensi.ch](http://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

Die Projekte des Forschungsprogramms tragen zur Klärung offener Fragen bei, sie liefern Grundlagen und entwickeln Hilfsmittel weiter, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht. Sie fördern die Kompetenzen für die Aufsichtstätigkeit und tragen zu einer unabhängigen Expertise bei. Schliesslich erzielen internationale Projekte Ergebnisse, die in der Schweiz alleine nicht erreicht werden könnten, und fördern gleichzeitig die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind auch die wichtigsten Ziele der neuen, im Juni 2013 vom ENSI-Rat verabschiedeten Forschungsstrategie.

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

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** beschäftigt sich mit dem Reaktorkern und den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf den erhöhten Abbränden und den Sicherheitskriterien für Störfälle. Bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Im Projekt NORA des Paul Scherrer Instituts PSI wird die Einspeisung von Platin ins Kühlmittel untersucht, welche die Rissbildung im Primärkreislauf verringern soll. Mit den Ergebnissen der im Sommer 2013 abgeschlossenen ersten Projektphase konnte die Einspeisung in den beiden Schweizer Siedewasserreaktoren angepasst 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 Projekt CODAP, das sich mit Schäden an druckführenden Umschliessungen befasst, legte 2013 einen Überblicksbericht zur international stark beachteten strömungsinduzierten Korrosion vor.
3. Das ENSI unterstützt im Bereich **externe Ereignisse** internationale Projekte, die unter anderem aufwändige Experimente und Simulationen zu Flugzeugabstürzen und Erdbeben durchführen. Das Projekt SMART startete im Berichtsjahr eine neue Phase, in der Rütteltisch-Versuche an Modellen von Stahlbeton-Bauwerken simuliert werden. Mit verbessertem Versuchsaufbau und stärkerer Anregung können die Tragreserven von sicherheitsrelevanten Gebäuden bei Erdbeben noch genauer unter die Lupe genommen werden. Speziell auf die Schweizer Verhältnisse zugeschnitten sind die Arbeiten der Expertengruppe Starkbeben des Schweizerischen Erdbebendienstes SED und der Plattform Extremereignisse PLATEX, die sich aktuell dem Thema Hochwasser widmet.
4. Der Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken steht bei den **menschlichen Faktoren** im Mittelpunkt. Dabei geht es insbesondere um die Zuverlässigkeit des Verhaltens von Bedienpersonal unter verschiedenen Bedingungen. Das PSI-Projekt Human Reliability Analysis schloss 2013 eine weitere Phase ab. Die vom PSI entwickelte Methode zur Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, wurde darin für ein drittes Schweizer Kernkraftwerk angewendet. In Zusammenarbeit mit dem OECD Halden Reactor Project wurde zudem eine Studie dazu vorangetrieben, wie Simulatorversuche optimal konzipiert und ausgewertet werden können. Schliesslich wurden die Wirkungen von Erdbeben auf die Zuverlässigkeit der Handlungen von Operateuren mit Hilfe von Befragungen und Betriebserfahrung untersucht.
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 eine Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in

probabilistischen Sicherheitsanalysen. Das neue Projekt OECD BSAF beschäftigt sich mit den Unfallabläufen beim Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi. Die Endzustände der Reaktoren sollen durch Modellierungen berechnet und so der Rückbau unterstützt werden. Zugleich können langfristig Simulationsprogramme verbessert 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 Forschungsbereich **Stilllegung und Entsorgung** ist mittlerweile der grösste, gemessen an der Projektzahl. Fragen zur Abfallbehandlung und zum Rückbau von Kernanlagen spielen darin ebenso eine Rolle wie die geologische Tiefenlagerung. Im Hinblick auf diese beschäftigen sich Forschungsprojekte mit Eigenschaften der Gesteine und der Auslegung eines Tiefenlagers, aber auch mit Vorgängen, die langfristig in einem Tiefenlager ablaufen oder von extern auf dieses einwirken können. Das ENSI hat 2013 seine Arbeiten zum EU-Projekt FORGE fertiggestellt; in Zusammenarbeit mit internationalen Partnern wurde die Modellierung von Gasen im Umfeld eines Tiefenlagers wesentlich vorangebracht. Im Rahmen eines Projekts im Felslabor Mont Terri wurde 2013 eine Dissertation an der ETH Zürich abgeschlossen, die das Verständnis der felsmechanischen Eigenschaften des Opalinuston und dessen Verformungen beim Bau von Stollen verbessert hat.

## 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 Kernan-

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

- Nachdem 2012 Materialunregelmässigkeiten in Reaktordruckbehältern (RDB) von belgischen Kernkraftwerken erkannt worden waren, wurde noch im gleichen Jahr der RDB des Kernkraftwerks Mühleberg überprüft, wobei keine Hinweise auf Herstellungsfehler gefunden wurden. Im August 2013 hat die Western European Nuclear Regulators' Association WENRA unter Mitwirkung des ENSI eine Empfehlung zur Überprüfung des RDB aller europäischen Kernkraftwerke herausgegeben. Bei den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen sind diese Untersuchungen bis 2015 geplant. Das Kernkraftwerk Leibstadt ist aufgrund des besonderen RDB-Aufbaus vorerst nicht betroffen.
- Beim belgischen Kernkraftwerk Tihange-2 wurde eine ungenügende Ergiebigkeit der Brunnenwasserversorgung festgestellt. Das geförderte Wasser wird zur Versorgung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme verwendet, darunter das Notkühlwassersystem. Die Grundwasservorräte wurden übermässig betrieblich genutzt, dies sowohl vom Kernkraftwerk Tihange als auch für andere industrielle und gewerbliche Zwecke. Anzeichen für ungenügende Grundwasser-Verfügbarkeit waren seit Jahren vorhanden, blieben jedoch ohne ausreichende Konsequenzen. Die belgische Aufsichtsbehörde FANC stufte das Vorkommnis auf der Stufe 1 der internationalen Ereignisskala INES ein. Bei den Schweizer Kernkraftwerken, die Grundwasserfassungen zur Versorgung sicherheitsrelevanter Systeme nutzen, muss die Verfügbarkeit in engen zeitlichen Abständen kontrolliert werden.
- In amerikanischen Kernkraftwerken wurden kleinere Lecks an Schweißnähten von Vorratsbehältern aus rostfreiem Stahl festgestellt. Als Ursachen wurde überwiegend Spannungsrisskorrosion in Kombination mit Herstellungsfehlern erkannt. Das Wasser in den Vorratsbehältern wird während der Revisionsabstellung, aber auch bei bestimmten Störfällen benötigt. Die Thematik ist für die Alterungsüberwachung wichtig und wird daher vom ENSI mit Blick auf die Schweizer Kernkraftwerke weiter verfolgt.

## Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI kooperiert mit internationalen Organisationen und ausländischen Aufsichtsbehörden, um den internationalen Standard im Bereich der nuklearen Sicherheit zu erfassen, weiterzuentwickeln und 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 WENRA sowie im Rahmen von bilateralen Abkommen unter anderem mit Frankreich, Deutschland, Österreich und Italien. Das ENSI bringt die in der Schweiz geltenden hohen Anforderungen an die nukleare Sicherheit aktiv in die internationalen Harmonisierungsbestrebungen ein.

Die Umsetzung der Lehren aus dem nuklearen Unfall des Kernkraftwerks Fukushima-Daiichi wurde 2013 weiter vorangetrieben. Auf europäischer Ebene wurden die aus dem EU-Stresstest abgeleiteten nationalen Aktionspläne überprüft und diskutiert. Die WENRA hat ihre Safety Reference Levels für bestehende Kernkraftwerke im Lichte der Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima überarbeitet.

Im März/April 2014 findet die sechste reguläre Überprüfungskonferenz zur Convention on Nuclear Safety CNS statt. Im Hinblick darauf hat das ENSI im August 2013 fristgerecht den Schweizer Länderbericht bei der IAEA eingereicht und auf seiner Website veröffentlicht. Zugleich hat die 2012 gegründete Arbeitsgruppe zur Effizienz und Transparenz Vorschläge für die Stärkung des Übereinkommens erarbeitet, woran das ENSI aktiv beteiligt war. Die Vorschläge sollen anlässlich der Überprüfungskonferenz vertieft diskutiert werden. Dabei wird sich das ENSI besonders für verbindliche internationale Vorgaben zur Verhinderung von Unfällen mit langfristigen Kontaminationen der Umgebung einsetzen.

## 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 2013 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete eine Neuausgabe und zwei revidierte Richtlinien wie folgt:

- ENSI-G07 (Neuausgabe): Organisation von Kernanlagen;
- ENSI-G11 (Revision): Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage;
- ENSI-B06 (Revision): Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung.



# Résumé

## Recherche en matière de sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier les questions en suspens, à fournir des bases solides et à perfectionner les outils dont l'IFSN a besoin pour son travail. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et contribuent à une expertise indépendante. Enfin, les projets internationaux parviennent à des résultats que la Suisse seule ne pourrait pas atteindre et favorisent en même temps la création de réseaux internationaux. Tels sont les objectifs les plus importants de la nouvelle stratégie de recherche adoptée par le conseil de l'IFSN en juin 2013.

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. Les processus du vieillissement des matériaux de structure sont déterminants. Le projet NORA de l'Institut Paul Scherrer PSI étudie l'injection de platine dans le caloporteur pour réduire la formation de fissures dans le circuit primaire. Les résultats de la première phase du projet terminée en été 2013 ont permis d'adapter cette injection dans les deux réacteurs à eau bouillante de Suisse.
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 d'incidents et de dommages des composants pouvant entraîner des accidents ou exercer une influence défavorable. Pour ce faire, des banques de données spécifiques comme par exemple sur l'endommagement de composants métalliques passifs ou aux incendies ont été créées, ce qui permet d'évaluer systématiquement le retour d'expérience d'exploitation correspondant de nombreux pays. Le projet CODAP, qui s'occupe des dommages sur les enceintes sous pression, a présenté en 2013 un rapport de synthèse sur la corrosion induite par écoulement, dont on tient fortement compte au niveau international.
3. Dans le domaine des **événements externes**, l'IFSN soutient des projets internationaux qui poursuivent notamment avec beaucoup d'efforts des expériences et simulations de chutes d'avion et de tremblements de terre. Au cours de l'année écoulée, une nouvelle phase du projet SMART a commencé avec la simulation d'essais de table à secousses sur des modèles d'ouvrages en béton armé. Un montage expérimental amélioré et une plus forte stimulation permettent d'analyser encore plus précisément les réserves de portance de bâtiments importants pour la sécurité en cas de séismes. Les travaux du groupe d'experts «Starkbeben» (Forts séismes) du Service Sismologique Suisse SED et la plateforme «Extremereignisse» (événements extrêmes) PLATEX, qui se consacre actuellement au thème des crues, sont spécialement adaptés aux conditions prévalant en Suisse.
4. L'influence des actions des opérateurs sur les pannes dans les centrales nucléaires est au cœur des **facteurs humains**. Il est question notamment de la fiabilité du comportement du personnel de service dans différentes situations. Une autre phase du projet Human Reliability Analysis du PSI s'est close en 2013. La méthode mise au point par le PSI sur l'identification et l'évaluation d'erreurs de commande exerçant une influence négative sur le déroulement d'une panne a été appliquée à une troisième centrale nucléaire suisse. En collaboration avec le Halden Reactor Project de l'OCDE, une étude sur la manière de concevoir et d'évaluer de manière optimale des essais sur simulateur a été poursuivie. Enfin, les effets des séismes sur la fiabilité des actions des opérateurs ont été analysés au moyen d'enquêtes et de retour d'expérience d'exploitation.
5. Le **comportement du système et les mécanismes de progression des incidents** dans

les centrales nucléaires sont analysés du fonctionnement normal jusqu'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. Le nouveau projet BSAF de l'OCDE s'occupe des mécanismes de progression des accidents dans la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi. Le projet a pour but de calculer l'état final des réacteurs à l'aide de modélisations, permettant ainsi de soutenir le démantèlement. Des programmes de simulation à long terme peuvent en même temps être améliorés.

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 transnationale des méthodes de radioprotection. Dans ce domaine précisément, l'acquisition de compétences revêt un aspect des plus importants.
7. Le domaine du désaffectation et de la **gestion des déchets nucléaire** est le plus important en nombre de projets. Les questions sur le traitement des déchets et le démantèlement des installations nucléaires y sont aussi importantes que celles concernant le stockage en couches géologiques profondes. Dans cette perspective, des projets de recherche s'occupent des caractéristiques des roches et du dimensionnement d'un dépôt en profondeur, mais aussi de processus pouvant avoir lieu à long terme dans un dépôt en profondeur ou agir sur ce dernier depuis l'extérieur. En 2013, l'IFSN a achevé ses travaux relatifs au projet FORGE de l'UE; en collaboration avec des partenaires internationaux, la modélisation de gaz autour d'un dépôt en profondeur a sensiblement avancé. Dans le cadre d'un projet réalisé au laboratoire souterrain du Mont Terri, une thèse de doctorat soutenue à l'EPFZ a amélioré la compréhension des caractéristiques géomécaniques des argiles à Opalinus et de leurs déformations lors de la construction de galeries.

## 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. En conséquence, les résultats les plus importants du point de vue de l'IFSN sont les suivants:

- Suite à l'identification en 2012 de défauts de matériau dans les cuves de réacteurs de centrales nucléaires belges, la cuve du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg avait été contrôlée la même année. Ce contrôle n'avait pas révélé de défaut de fabrication. En août 2013, l'Association des autorités de surveillance d'Europe occidentale WENRA a publié avec le concours de l'IFSN une recommandation sur le contrôle des cuves des réacteurs de toutes les centrales nucléaires européennes. Ces examens sont prévus pour les centrales de Beznau et de Gösgen jusqu'à 2015. La centrale nucléaire de Leibstadt n'est à ce stade pas concernée en raison de la structure particulière de la cuve du réacteur.
- Un débit insuffisant de l'alimentation en eau de la nappe phréatique a été constaté dans la centrale nucléaire belge de Tihange 2. Cette eau sert à l'alimentation de systèmes importants pour la sécurité, notamment du système d'eau de refroidissement de secours. Les réserves d'eau de la nappe phréatique ont été surexploitées, tant par la centrale nucléaire de Tihange qu'à d'autres fins industrielles et commerciales. Des signes de disponibilité insuffisante de l'eau souterraine observés depuis des années étaient toutefois restés sans conséquences substantielles. L'autorité belge de surveillance FANC a classé l'événement au niveau 1 de l'échelle internationale de gravité des événements nucléaires INES. Concernant les centrales nucléaires suisses qui recourent à des captages



d'eau souterraine pour alimenter des systèmes importants pour la sécurité, le volume disponible doit être contrôlé à intervalles fréquents et réguliers.

- Dans les centrales nucléaires américaines, de petites fuites ont été constatées sur les cordons de soudure de réservoirs de stockage en acier inoxydable. La principale cause identifiée concerne les fissures de corrosion sous contrainte combinée à des défauts de fabrication. L'eau des réservoirs de stockage est nécessaire pendant l'arrêt pour révision, mais aussi lors de certains incidents. La thématique est importante pour la surveillance du vieillissement et suivie de ce fait par l'IFSN pour les centrales nucléaires suisses.

## Coopération internationale

L'IFSN coopère avec des organisations internationales et des autorités de surveillance de l'étranger afin d'acquies le niveau international requis 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'Energie Nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économique, AEN de l'OCDE, WENRA, ainsi que dans le cadre d'accords bilatéraux avec entre autres la France, l'Allemagne, l'Autriche et 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.

L'application des enseignements tirés de l'accident nucléaire de Fukushima-Daiichi s'est poursuivie en 2013. Au niveau européen, les plans d'action nationaux résultant des tests de résistance de l'UE ont été vérifiés et discutés. WENRA a révisé ses standards de sécurité pour les centrales nucléaires existantes à la lumière des enseignements de l'accident de Fukushima.

La 6<sup>ème</sup> réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire CNS a lieu en mars/avril 2014. Dans cette perspective, l'IFSN a remis dans les délais, en août 2013, à l'AIEA le rapport national de la Suisse et l'a publié sur son site internet. Dans le même temps, le groupe de travail sur l'efficacité et la transparence, créé en 2012 et auquel l'IFSN y a participé activement, a élaboré des propositions pour renforcer la convention. Les propositions seront discutées en profondeur lors de la réunion

d'examen. Ce faisant, l'IFSN s'engagera notamment en faveur de directives internationales contraignantes sur la prévention d'accidents avec contaminations à long terme de l'environnement.

## Changements et développement des bases de la surveillance nucléaire

Le règlement en place est adapté aux exigences de la nouvelle législation sur l'énergie nucléaire et harmonisé en même temps aux normes internationales. Ces travaux se sont poursuivis aussi tout au long de l'année 2013. L'IFSN a procédé à une nouvelle édition ainsi qu'à la révision de deux directives:

- ENSI-G07 (nouvelle édition): Organisation des installations nucléaires
- ENSI-G11 (révision): Récipients et conduites classés pour la sécurité des installations nucléaires: planification, fabrication et montage
- ENSI-B06 (révision): Récipients et conduites classés pour la sécurité des installations nucléaires: maintenance



# Summary

## Research into regulatory safety

The projects in the ENSI Research Programme serve to clarify outstanding issues, establish fundamentals and develop the tools that ENSI requires for the discharge of its responsibilities. The projects also foster the skills needed for its regulatory activities and help develop its independent expertise. Finally, the international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage international networking. The above are also the main objectives of the new Research Strategy approved by the ENSI Board in June 2013.

The «Research into Regulatory Safety» programme is divided into seven areas:

1. **Fuels and materials:** this research covers the reactor core and the multiple successive barriers used for the containment of radioactive materials. Research into fuels is concentrated on high burn-ups and safety criteria for accidents. Research into structural materials is mainly focused on ageing mechanisms. The NORA Project being conducted by the Paul Scherrer Institute (PSI) looked into the addition of platinum to the coolant as a way of reducing crack formation in primary circuits. Based on the results of the first project phase completed in the summer of 2013, modifications were made to add platinum to the feedwater in the two boiling water reactors in Switzerland.
2. The OECD Projects on **internal events and damage** encourage international exchange of experience on incidents, accidents, and component damage that can trigger accidents or have a detrimental effect. For this purpose, specific databases are being created, e.g. on damage to passive metal components and fire occurrence. These databases will facilitate a systematic analysis of relevant operating experience from numerous countries. In 2013, the CODAP Project, which is investigating damage to pressurised conduits, submitted an overview report on flow-accelerated corrosion, an issue attracting much international attention.
3. ENSI supports international projects reviewing **external events**, including complex experiments and simulations of aircraft crashes and earthquakes. In 2013, the SMART Project embarked on a new phase simulating earthquakes using shaking-table tests on models of reinforced concrete structures. With an improved test design and stronger excitation, it is now possible to study in even greater depth the structural load-bearing reserves of safety-critical buildings in the event of an earthquake. The work of the Strong Earthquakes Group of Experts from the Swiss Seismological Service SED is particularly matched to conditions in Switzerland and PLATEX, the Extreme Events Platform, is currently looking at issues related to flood risks.
4. The effect of operator behaviour on accidents in nuclear power plants is the central element of ENSI's research into **human factors**. In particular, the research is looking at the reliability of operator behaviour under various conditions. A further phase of the PSI Project Human Reliability Analysis was completed in 2013. In this regard, the methodology developed by PSI to identify and analyse operator errors with a negative impact on the course of an accident was applied to a third nuclear plant in Switzerland. In cooperation with the OECD Halden Reactor Project, research continued into the optimum way to design and analyse simulator tests. Finally, research – using interviews and the analysis of operating experience – was conducted into the effects of earthquakes on the reliability of operator behaviour.
5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed in various conditions ranging from normal operations through to accidents involving core melt-down. Computer models are developed as part of this research and validated by experiments. The results are also used as a basis for the quantitative identification of the plant risk in probabilistic safety analyses. The new OECD BSAF Project is looking at the sequences of events during the accident at the Fukushima-Daiichi nuclear

power plant. Using modelling techniques, the research will determine the final state of the reactors and the results will be used to support the decommissioning process. This will also improve simulation programmes in the longer term.

6. Applied research in **radiological protection** includes the technology used to measure radiation as well as aero-radiometry and the development of new methodologies for radionuclide analyses. In addition, involvement in the development of international norms is contributing to cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise is maintained in this field.
7. The area of **decommissioning and disposal** now has the highest number of projects. This includes issues related to waste treatment, the decommissioning of nuclear installations and investigations for a deep geological repository. The projects associated with the deep geological repository are looking not only at the properties of the host rock and the design of the repository but also at the processes which may occur in the long term in a geological repository or how the repository may be influenced by external factors. In 2013, ENSI completed its work on the EU Project FORGE; in cooperation with international partners, considerable progress has been made with the modelling of gases in connection with a geological repository. In 2013, a thesis completed at the ETH in Zurich as part of a project at the Mont Terri Rock Laboratory improved the understanding of the geo-mechanical properties of the Opalinus Clay and its deformation during tunnel construction.

## Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operating experience. They provide specific information on weaknesses and the potential for improvements in all aspects of design and operation. Incidents in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Surveillance Report. This 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 if necessary the findings are used for deriving safety improvements. From the ENSI standpoint, the following were the most important:

- Following the identification in 2012 of material defects in the reactor pressure vessels (RPV) of Belgian nuclear power plants, checks were made in 2012 to the RPV in the Mühleberg nuclear power plant. No evidence of manufacturing errors was found. In August 2013, the Western European Nuclear Regulators Association WENRA, with the active participation of ENSI, recommended checks on RPVs in all European nuclear power plants. The checks at the Beznau and Gösgen nuclear power plants are scheduled until 2015. The Leibstadt nuclear power plant has a special RPV design and is hence not affected for the time being.
- At the Tihange-2 nuclear power plant in Belgium, it was found that the well-water supply was not delivering sufficient water. Water is used to supply important safety-critical systems, including the emergency cooling system. Groundwater supplies had been overused for operational reasons both by the Tihange nuclear power plant and other industrial and commercial users. Evidence for this insufficiency had existed for years but no significant consequences thereof had been drawn. FANC, the Federal Agency for Nuclear Control in Belgium rated the incident as «1» on the International Event Scale INES. In Switzerland the nuclear power plants that use groundwater sources to supply systems of relevance to safety are required to check availability at frequent intervals.
- Small cracks were found in the welds of stainless steel storage vessels in US nuclear power plants. The primary cause was identified as stress corrosion cracking combined with manufacturing defects. The water stored in these vessels is used during maintenance shutdowns and in the event of certain accidents. The issue is important for the monitoring of ageing management and therefore ENSI will pursue the matter further with regard to the Swiss nuclear power plants.

## International cooperation

ENSI's cooperation with international organisations and regulatory bodies helps it remain abreast of international standards in the field of nuclear safety. This allows its further development and implementation in Switzerland. ENSI maintains particularly active links with the International Atomic Energy Authority (IAEA), the Nuclear Energy Asso-

ciation (NEA) of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA). It also has a series of bilateral agreements with countries such as France, Germany, Austria and Italy. The ENSI contribution to current increased harmonisation efforts is based on the stringent nuclear safety standards applicable in Switzerland.

Steps to implement the lessons from the accident at the Fukushima-Daiichi nuclear plant were continued in 2013. At the European level, the national action plans derived from the EU Stress Test were reviewed and discussed. WENRA has revised its Safety Reference Levels for existing nuclear power plants based on the knowledge gained from the Fukushima accident.

The sixth of the regular Review Conferences of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety CNS will be held in March/April 2014. In this respect, ENSI submitted on time the Country Report for Switzerland to the IAEA and published it on its website in August 2013. In addition, the Efficiency and Transparency Working Group set up in 2012 has drafted proposals for strengthening the Convention. ENSI was actively involved in the development of these proposals, which will be discussed in detail at the Review Conference. ENSI will be calling in particular for binding international regulations to prevent accidents resulting in long-term contamination of the environment.

## **Current changes and developments in underlying surveillance principles**

The existing regulatory framework is being revised to comply with recent nuclear energy legislation and at the same time to harmonise it with international standards. This work was continued in 2013. ENSI approved one new edition and two revised guidelines as follows:

- ENSI-G07 (new edition): Organisation of nuclear facilities;
- ENSI-G11 (revision): Vessels and piping classified as important for safety: Engineering, manufacture and installation;
- ENSI-B06 (revision): Vessels and piping classified as important for safety: Maintenance.

# 1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Für die kompetente Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Das ENSI kann zu diesem Zweck selbst Forschung betreiben und Projekte der nuklearen Sicherheitsforschung unterstützen. Es tut dies im Rahmen seines Programms «Regulatorische Sicherheitsforschung».

Der ENSI-Rat hat im Juni 2013 eine neue Forschungsstrategie verabschiedet. Sie ist auf der Website des ENSI abrufbar unter [www.ensi.ch](http://www.ensi.ch) und gibt insbesondere folgende Ziele für die Forschungsprojekte des ENSI vor:

1. Indem sie offene Fragen untersuchen, sollen sie es ermöglichen, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Auf diese Weise sollen sie zur Erhaltung und zum Ausbau der Sicherheit der Schweizer Kernanlagen beitragen.
2. Sie sollen Grundlagen und Hilfsmittel liefern bzw. weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien und für konkrete Entscheide des ENSI.
3. Sie sollen den Kompetenzerhalt und die Kompetenzerweiterung beim ENSI fördern, in zweiter Linie auch bei den Experten des ENSI.
4. In Fachbereichen, in denen das ENSI externe Gutachter heranzieht, sollen sie zu einer unabhängigen Expertise beitragen, welche potenzielle Interessenkonflikte vermeidet.
5. Sie sollen die internationale Vernetzung des ENSI auf der Fachebene fördern.
6. Die Begleitung von Forschungsprojekten als abwechslungsreiche Tätigkeit zur Gewinnung neuer Erkenntnisse soll die Attraktivität des ENSI für neue, insbesondere für jüngere und hoch qualifizierte Mitarbeitende erhöhen.

Mit der Projektbegleitung durch die Experten der Fachsektionen fließen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit. Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsergebnisse des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem

ausführlichere Berichte der Forscher in Anhang A vor.

## 1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Forschungsbereich 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 seit 1958 laufendes Forschungsprogramm, das von über 130 Organisationen getragen wird. Weil seit 2013 auch die Aufsichtsbehörde der Vereinigten Arabischen Emirate das Projekt unterstützt, sind inzwischen 20 Staaten daran beteiligt. Das HRP hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch–Technik–Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein





**Abbildung 1:**

*Blick in die Halle des Halden-Reaktors.*

*Der Siedewasserreaktor mit einer maximalen thermischen Leistung von 20 Megawatt befindet sich in einer Felskaverne. Quelle: HRP.*

Versuchsreaktor (Abbildung 1), 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 (zum Beispiel Kernkraftwerk Leibstadt KKL) beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten. Die Schweizer Beteiligten tauschen sich dazu 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 Gesamtprojekts) speisen sie ihre Bedürfnisse ins Projekt ein.

Bei den Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich geht es um das Verhalten von Brennstoffen und Strukturmaterialien sowohl beim langfristigen Einsatz im Normalbetrieb als auch unter den spezi-

ellen Bedingungen schnell ablaufender Störfälle. Brennstabsegmente werden in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt, wobei die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren bei Störfällen simuliert werden. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können zahlreiche Parameter wie Temperaturverlauf oder Brennstab-Innendruck und Brennstabverformung während des Versuchsablaufs gemessen werden. Andere Daten werden bei Nachbestrahlungs-Untersuchungen im Hotlabor in Kjeller bei Oslo gewonnen. Bei den Strukturmaterialien geht es vor allem um Alterungsphänomene im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Dazu wird insbesondere der Einfluss der Strahlung im Reaktor auf verschiedene Stähle (Spannungsrisskorrosion, Kriechen, Spannungsrelaxation, Versprödung) untersucht.

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

#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Der Halden-Reaktor wurde im Jahre 2013 wiederum planmässig gut 190 Tage betrieben, dabei wurden im Rahmen des Projekts zwölf Experimente ausgeführt. Für die Schweiz waren insbesondere folgende Versuche interessant:

Der langfristig laufende Versuch IFA-716 beschäftigt sich mit der Spaltgas-Freisetzung und der Wärmeleitfähigkeit verschiedener Brennstoff-Typen. Die Freisetzung von Spaltgas führt zu einer Erhöhung des Innendrucks im Hüllrohr und darf bestimmte Grenzwerte nicht überschreiten. Zusätze wie Chrom (sogenannte Dotierungen) sollen unter anderem die Spaltgas-Freisetzung dadurch verringern, dass das Gas zu einem grösseren Anteil innerhalb des Brennstoffs zurückgehalten wird; sie werden auch bei Brennelementen in Schweizer Reaktoren eingesetzt. Sechs Brennstab-Proben werden untersucht, diese enthalten Standard-Uranoxid sowie Chrom- bzw. Berylliumoxid-dotierten (BeO) Brennstoff. Im Jahre 2013 wurde die Leistung soweit erhöht, dass der Schwellenwert für die Spaltgas-Freisetzung bei den Proben ausser beim BeO-dotierten Brennstoff erreicht wurde. Dieser Unterschied ist darauf zurückzuführen, dass der BeO-dotierte Brennstoff tatsächlich, wie erhofft, eine erhöhte Wärmeleitfähigkeit aufweist, was sich in einer tieferen Brennstofftemperatur äussert. Die bisher erreichten Spaltgas-Freisetzungen von 3–4% sind aber noch zu gering für weitergehende

Aussagen, die Leistung soll dazu im kommenden Jahr weiter erhöht werden.

Im Versuch IFA-701 werden ebenfalls Standard-Uranoxid sowie Chrom-dotierte Brennstoffe untersucht. In diesem Fall geht es um das durch Kernspaltungen ausgelöste Kriechen des Brennstoffs, das heisst um seine plastische Verformung. Eine möglichst geringe Verformung der Brennstofftablettchen ist wünschenswert, weil dann der Druck auf das Hüllrohr und somit die Wahrscheinlichkeit von Hüllrohrschäden sinken. Der Versuch ist so angelegt, dass Brennstäbe verschiedener Zusammensetzung unterschiedlichen Temperaturen und Druckspannungen ausgesetzt werden, während die Spaltrate konstant gehalten wird. Während steigende Druckspannung im Bereich zwischen 30 und 60 MPa wie erwartet das Kriechen linear erhöhte, hatte die Temperatur im bisher untersuchten Bereich von 400–800 °C keinen Einfluss auf das Kriechen. Im kommenden Jahr soll der Versuch bei Temperaturen bis 1100 °C fortgesetzt werden.

Besondere Bedeutung für die Schweizer Anlagen haben die Experimente 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 kann ein Aufblähen der Brennstäbe (Ballooning) stattfinden. Versuche der Serie IFA-650 in den Vorjahren hatten gezeigt, dass es zu einer starken Fragmentierung, Verlagerung und zum Austritt von Brennstoff beim Aufplatzen des Hüllrohrs kommen kann, wenn es sich um hochabgebrannten Brennstoff handelt. Unklar blieb jedoch, ob die Fragmentierung erst durch den Druckabfall beim Hüllrohrversagen ausgelöst wird oder auch vorher schon auftritt. Um diese Frage zu klären, wurde 2013 der Test IFA-650.14 durchgeführt. Dabei wurde ein Brennstab verwendet, der zuvor im KKL im Einsatz war. Das Ziel war, ein Ballooning ohne Aufbrechen des Hüllrohrs zu erreichen. Dank sehr genauer Vorausrechnungen des Paul Scherrer Instituts konnte der Versuch exakt wie geplant durchgeführt werden. Erste Messungen der Brennstoffverteilung im aufgeblähten Hüllrohr mit Hilfe von Gammastrahlen lassen vermuten, dass es bereits zu Brennstoff-Fragmentierung und Verlagerung gekommen ist. Genauere Aussagen sind aber erst möglich, wenn die Nachbestrahlungs-Untersuchungen abgeschlossen sind. Weitere Versuche in dieser Serie werden derzeit diskutiert.

## **Bedeutung des Projekts,**

### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Die Charakterisierung von Kernbrennstoffen und Materialien unter Reaktorbedingungen 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 zur Validierung der von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien benutzten Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden. Sie haben auch hohe Relevanz für die praktische Aufsichtstätigkeit des ENSI. Im Bereich Brennstoffe und Materialien gilt dies besonders für die Erkenntnisse zum Verhalten von Brennstoffen und Hüllrohren, welche durch die in den letzten Jahren gesteigerten Abbrände erhöhten Belastungen ausgesetzt sind. Dabei muss sichergestellt werden, dass die geltenden Grenzwerte auch unter den Bedingungen eingehalten werden, wie sie bei Störfällen auftreten können. Der enge Zusammenhang zwischen der Aufsichtstätigkeit des ENSI und den Forschungsarbeiten des HRP sowie des Studsvik Cladding Integrity Projects SCIP-II (siehe Kapitel 1.1.2) zeigt sich gerade in der laufenden Projektphase. Gestützt auf die Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen bei beiden Projekten hat das ENSI 2012 die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Betreiber konnten inzwischen durch weitere Analysen zu Kühlmittelverlust-Störfällen zeigen, dass bei der gegenwärtigen Auslegung die hochabgebrannten Brennelemente keine Temperaturen erreichen, bei denen ein Aufblähen der Hüllrohre auftreten kann.

Das HRP bildet zudem in erheblichem Umfang junge Forscher aus. Dies gilt sowohl für Doktoranden als auch für Gastwissenschaftler, sogenannte Secondes. So arbeitete im Jahre 2013 auch ein Doktorand des Paul Scherrer Instituts für drei Monate in Halden. Schliesslich bietet das HRP jährlich die Halden Summer School als Weiterbildung an, wobei abwechselnd Themen zu Brennstoffen und Materialien sowie menschlichen Faktoren im Mittelpunkt stehen.

### **Ausblick**

Die Arbeiten des Projekts liegen weiterhin grösstenteils im Zeitplan. Das Projektmanagement hat am 28. November 2013 die Vorschläge des HRP für die

Projektphase 2015–2017 in einer Veranstaltung beim ENSI vorgestellt. Dabei konnten die Schweizer Beteiligten ihre Anliegen für die kommenden Jahre mit der HRP-Projektleitung diskutieren. Die Bewertungen und Präferenzen aller Mitgliedsländer werden in der ersten Jahreshälfte 2014 vom HRP ausgewertet werden. Voraussichtlich im Juni 2014 wird das Halden Board of Management über die Fortsetzung des Projekts und über dessen Programm entscheiden können.

### 1.1.2 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project

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

#### Einleitung

Das OECD-Forschungsprojekt SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project – hat zum Ziel, detaillierte experimentelle Daten zu Schädigungsmechanismen der Brennstoff-Hüllrohre (erste Barriere) zu generieren, um das Verständnis der physikalisch-chemischen Abläufe zu verbessern und die Defekthäufigkeit weiter zu verringern. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 dieses Forschungsprogramm, an dem mittlerweile ca. 30 Organisationen beteiligt sind.

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre mit 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 Projekt be-

fasst 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 (Abbildung 2) 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 Berichtsjahres 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 Arbeiten zu diesem Projektziel wurden mit einem Bericht abgeschlossen.

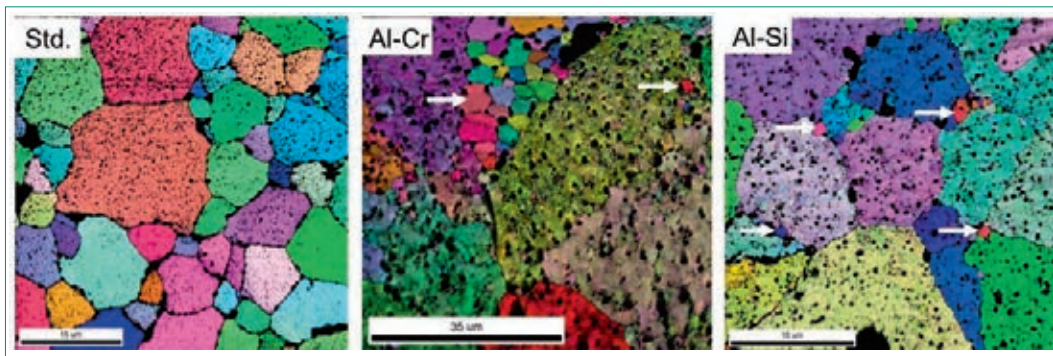
##### *Mechanische Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Cladding Mechanical Interaction PCMI)*

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

**Abbildung 2:**  
 Forschungsstandort  
 der Firma Studsvik  
 an der schwedischen  
 Ostküste südlich  
 von Stockholm.  
 Quelle: Studsvik.







**Abbildung 3:** Dünnstübe von verschiedenen Brennstofftypen unter dem Polarisationsmikroskop; je nach Einfallwinkel des Lichts erscheinen Kristalle in verschiedenen Farben. Std.: Standard-Uranoxid; Al-Cr: mit Aluminium und Chrom dotierter Brennstoff; Al-Si: mit Aluminium und Silizium dotierter Brennstoff. Die Pfeile zeigen auf rekrystallisierte Kornstrukturen. Quelle: Studsvik.

schiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs drücken. Die Experimente zu diesem Projektziel wurden im Jahr 2013 abgeschlossen und die meisten Berichte hierzu verfasst. Insgesamt wurden zwölf Rampenversuche mit Brennstoffproben unterschiedlicher Zusammensetzung im Haldenreaktor durchgeführt. Die Brennstoffproben repräsentierten auch neueste Entwicklungen, darunter solche mit speziellen zusätzlichen Inhaltsstoffen wie Aluminium, Chrom oder Silizium zur Verbesserung spezifischer Eigenschaften, Brennstoff mit hoher Dichte oder grösseren Mineralkörnern. Zum Vergleich mit diesen modernen Brennstoffen wurden konventionelle Brennstoffmaterialien untersucht und die Ergebnisse mit denen aus früheren elf Rampenversuchen verglichen. So haben die Versuchsergebnisse gezeigt, dass zum Beispiel grössere Mineralkörner und zusätzliche Inhaltsstoffe an den Kornoberflächen die Diffusion von Spaltgasen verhindern oder verlangsamen. Spaltgase entstehen bei der Kernspaltung und transportieren Aktivität aus dem Brennstoff zur Innenseite der Brennstabhülle. Die mikroskopischen Untersuchungen haben zudem die strukturellen Änderungen im Brennstoff als Folge der nuklear-chemischen Prozesse verdeutlicht (Abbildung 3).

Die experimentellen Daten haben den Einfluss von Änderungen der Brennstoff-Zusammensetzung auf die sicherheitstechnischen Eigenschaften verdeutlicht. Die erhaltenen Daten haben aber auch gezeigt, dass die bislang verwendeten Berechnungswerkzeuge für die Auslegung und Sicherheitsanalysen die untersuchten Phänomene noch nicht ausreichend berücksichtigen. Die Modellierung dieser Phänomene wurde daher als ein neuer Hauptbestandteil des weiterführenden Forschungsprogrammes aufgenommen. Hierzu wurden im Jahr 2013 bereits erste Workshops durchgeführt.

#### *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 chemische Prozess, die Spannungsrisskorrosion, ist prinzipiell ähnlich wie bei Strukturmaterialien (siehe auch Projekt SAFE, Kapitel 1.1.4). 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.

Die Experimente zu diesem Projektziel wurden im Jahr 2013 abgeschlossen und die meisten Berichte hierzu verfasst. Im November 2013 wurde ein Workshop durchgeführt, um die Ergebnisse der Experimente zu analysieren und zu diskutieren.

Mit den durchgeführten Experimenten und Analysen konnte das Phänomen PCI besser definiert und die Ursachen untersucht werden. Für das Auftreten von PCI-Schäden sind ein anfälliges Material an der Hüllrohroberfläche, hohe Materialbelastung und ein aggressives chemisches Agens zur Störung der Hüllrohroberfläche erforderlich. Die Experimente und Analysen haben gezeigt, dass folgende Materialien weniger anfällig gegenüber PCI sind:

- Legierungen der Hüllrohrmaterialien mit den Bestandteilen: Al/Si, Al/Cr, Cr, Nb oder Gd
- MOX-Brennelemente
- Hyperstöchiometrisches Uranoxid
- Graphitbeschichtete Brennstoffpellets

#### *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.

Die Versuchsergebnisse haben die Kenntnisse über durch Wasserstoff induziertes Hüllrohrversagen deutlich verbessert. So wurde der Zusammenhang zwischen Fließ-/Bruchspannung und Temperatur-/Abbrandniveau experimentell hergeleitet. Weiterhin wurden die Auswirkungen von Wasserstoff auf das Kriechen in Hüllrohrmaterialien und die Relaxation untersucht; bei den Versuchen wurden Leistungserhöhungen und PCI-Bedingungen berücksichtigt.

Die Experimente zu diesem Projektziel wurden im Jahr 2013 abgeschlossen und die meisten Berichte hierzu verfasst.

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Der Projektplan von SCIP-II ist auch vor dem Hintergrund des in den letzten Jahren gesteigerten Brennstoff-Abbrands in den Kernkraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. Hierzu wurde die Brennstoffstruktur optimiert, jedoch ebenso die Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre und des Brennstoffes 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 in der laufenden Projektphase konkrete Beiträge für die Aufsichtstätigkeit des ENSI geleistet. Versuchsergebnisse hatten gezeigt, dass bei hoch abgebranntem Brennstoff im Fall eines Kühlmittelverlust-Störfalls Bruchstücke des Brennstoffes in den Primärkreis austreten können. Die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke konnten zeigen, dass die dazu

erforderlichen Bedingungen bei der derzeitigen Auslegung der Reaktoren nicht erreicht werden können und daher keine Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit erforderlich sind.

### **Ausblick**

Das Projekt SCIP verläuft bisher wie geplant. Im Jahr 2013 wurden die letzten Experimente abgeschlossen. Bis zum Projektende Mitte 2014 steht dann die Berichterstattung im Vordergrund.

Im Jahr 2013 wurde auch mit der konkreten Planung der nächsten Projektphase begonnen. Zur Mitte des Jahres wurde durch Studsvik ein umfangreicher Programmvorschlag vorgelegt, welcher im Laufe des 2. Halbjahres mit den Programmteilnehmern intensiv diskutiert worden ist. Bis Mitte 2014 soll dann ein von allen Teilnehmern akzeptiertes Programm vorliegen, sodass die Forschungstätigkeiten ohne Unterbruch fortgeführt werden können.

### **1.1.3 OECD CABRI Waterloo Project**

Auftragnehmer: OECD-NEA und Institut

de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire 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. Weil seit Einführung der aktuellen Sicherheitskriterien die Brennstoffabbrände gesteigert und die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt wurden, ist eine Absicherung der Kriterien 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 Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wurde die bisher mit Natrium gekühlte Testschleife des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie Testvorbereitungen nötig.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2013 wurden folgende Fortschritte erzielt:

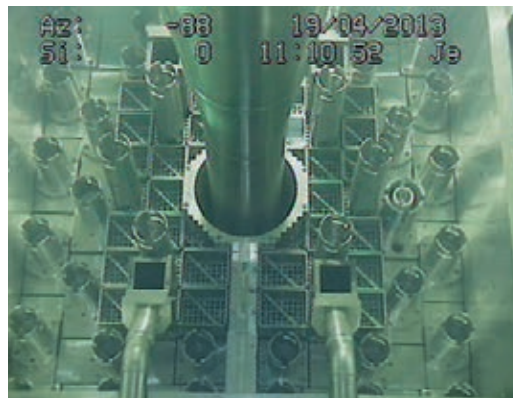
- Die Inbetriebnahmetests der Heliumschleife wurden erfolgreich abgeschlossen. Durch die Druckentlastung ( $^3\text{He}$  ist ein Neutronenabsorber) wird dem Reaktor Reaktivität zugeführt und so die RIA-Bedingungen simuliert.
- Der Reaktorkern wurde vollständig beladen (Abbildung 4).
- Die ersten vier Brennstabsegmente aus der Versuchsmatrix – geplant sind zehn Versuche – wurden erfolgreich präpariert.
- Der Einsatz des Handhabungsbehälters im Reaktorgebäude wurde von der französischen Behörde ASN freigegeben.

Im Jahr 2013 kam es zu weiteren Verzögerungen des Projekts. Dies wird vom Betreiber mit den geänderten Prioritäten der ASN im Zuge der Fukushima-Aufarbeitung begründet, die die Bearbeitungszeit für Freigabeanträge deutlich erhöht hat. Eine weitere Verzögerung ergab sich durch festgestellte Oxidationsstellen an einigen Brennelementen. Als Ursache wurden vom Betreiber kleine Metallpartikel im ursprünglichen Primärkreis genannt. Die sicherheitstechnische Unbedenklichkeit muss von der ASN noch bestätigt werden.

### Bedeutung des Projekts,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle 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 Brennstabverhaltens ist es vor allem der Austausch zwischen den verschiedenen Fachgruppen weltweit, der Verbesserungen ermöglicht.



**Abbildung 4:** Komplett beladener Reaktorkern (Brennelemente mit quadratischem Querschnitt). Die zentrale Testzelle enthält den spezifischen Versuchsaufbau. Quelle: IRSN.

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. Bisherige Versuche aus beiden Anlagen wurden für eine Vergleichsrechnung (Benchmark) der NEA herangezogen.

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

Der Grossteil der Inbetriebnahmetests ist nun erfolgreich abgeschlossen. Der Hochtemperaturtest des Wasserkreislaufs und die Inbetriebnahmetests für einige Messapparaturen stehen noch aus und sollen 2014 erfolgen.

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 (zweite Jahreshälfte 2015) bewerten lassen.

### 1.1.4 SAFE – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb

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

#### Einleitung

Im Projekt SAFE (Safe long term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmental assisted cracking) werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den 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 sollen auch spezielle Abhilfe- und Instandhaltungsmassnahmen untersucht werden. Das Forschungsvorhaben SAFE setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an.

Das Projekt SAFE wurde im Jahr 2012 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet, es führt die wesentlichen Aktivitäten aus dem abgeschlossenen Projekt KORA weiter. Es ist in vier Teilprojekte gegliedert, die unterschiedliche Aspekte zum Werkstoffverhalten unter typischen Umgebungsbedingungen insbesondere im Primärkreislauf behandeln.

#### Projektziele des Berichtsjahres 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 in Heisswasser

gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit hätte einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheitsbewertung und wird durch eine fundierte Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie ausgewählte Experimente abgeklärt.

Im Berichtszeitraum wurde dazu eine umfangreiche Literaturrecherche abgeschlossen. Die Literaturstudie hat aufgezeigt, dass insbesondere die im Heisswasser gelösten geringen Mengen an Wasserstoff einen Einfluss auf das Bruchverhalten haben können. Allerdings liegen nur wenige systematische Untersuchungen zum Wasserstoffeinfluss bei hohen Temperaturen vor. Hingegen ist der Versprödungseffekt durch Wasserstoff bei Raumtemperatur sehr viel deutlicher ausgeprägt und durch umfangreiche Versuche bereits gut erforscht.

Dementsprechend wurde ein systematisches Versuchsprogramm gestartet, und es liegen erste Ergebnisse vor. Dazu wurden vergleichende bruchmechanische Versuche an Luft sowie unter Einfluss von Heisswasser unter gezielter Wasserstoffbelastung durchgeführt. Der Wasserstoffgehalt im Heisswasser entsprach dabei den typischen Wasserchemiebedingungen von Druckwasserreaktoren (DWR). Die Ergebnisse weisen auf eine Reduzierung der Bruchzähigkeit durch das Heisswasser hin. Mit dem weiteren Versuchsprogramm sollen die Ergebnisse überprüft und insbesondere für eine sicherheitstechnische Bewertung quantifiziert werden.

##### *Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrissbildung*

Das Teilprojekt II befasst sich mit austenitisch rostfreien Stählen unter den Bedingungen von Siedewasserreaktoren (SWR) mit Wasserstoff-Fahrweise und Druckwasserreaktoren (DWR). Der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung und das Ermüdungskurzriss-Wachstum unter diesen Bedingungen soll genauer 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) und dem Einfluss der Lastfolge. Im zweiten Projektjahr konnte durch anspruchsvolle TMF-Versuche (thermo-mechanische Ermüdung) gezeigt werden, dass die in der ENSI-Richtlinie B01 genannte Berechnungsvorschrift NUREG/CR-6909 auch bei komplexer Beanspruchung abdeckend ist. Weiterhin wurden



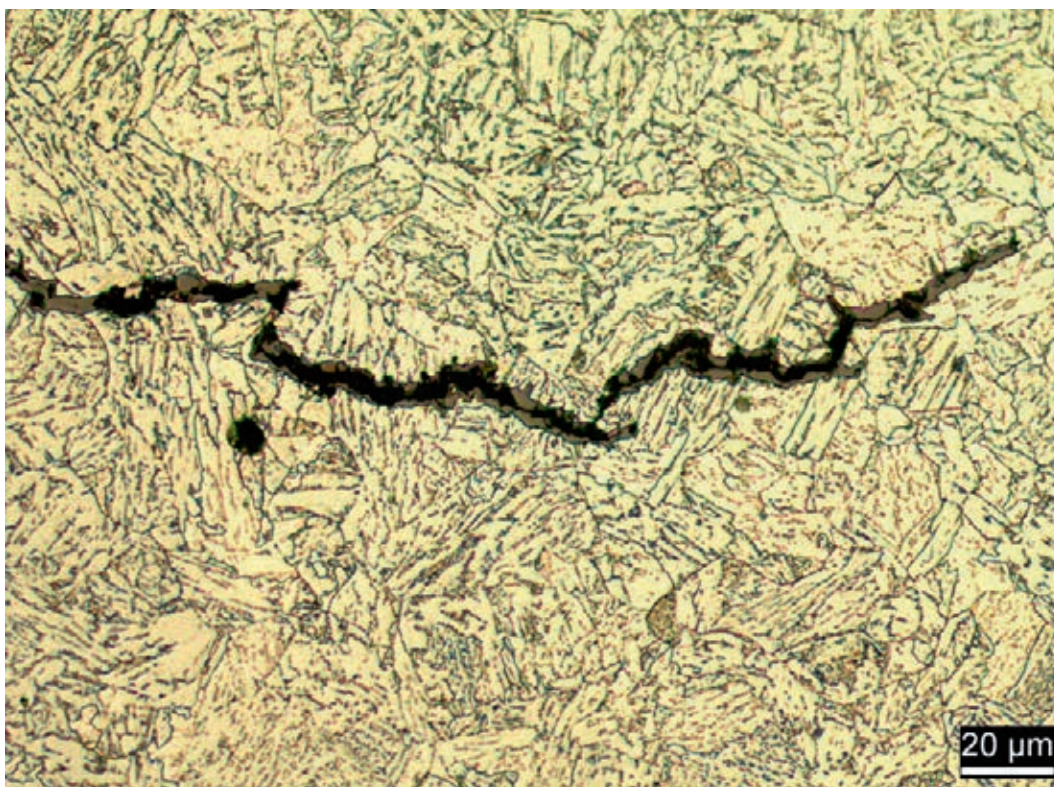
umfangreiche Lastfolgeversuche durchgeführt, dabei erfolgen mehrere Beanspruchungsschritte mit jeweils unterschiedlicher Reihenfolge von hoher und tiefer Belastung. Die Auswertung erfolgte nach der etablierten linearen Akkumulierungshypothese nach Miner (siehe auch weiterführende Literatur im Forscherbericht zum Projekt SAFE). Es konnte gezeigt werden, dass bei bestimmten Lastfolgen der Umgebungseinfluss sowohl unterschätzt wie auch überschätzt werden kann. Bei einer ingenieurmässigen Betrachtung mitteln sich diese Effekte allerdings heraus, sodass für die meisten Anwendungsgebiete die Akkumulierungshypothese nach Miner auch unter Berücksichtigung des Umgebungseinflusses anwendbar ist.

#### *Teilprojekt III: SpRK 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) wurden 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 Risspitze (Spannungsintensitätsfaktor  $K$ ) und für

den Chlorid- sowie Sulfat-Gehalt zu identifizieren, unterhalb derer man ein SpRK-Risswachstum in den angrenzenden RDB-Stahl ausschliessen kann. Für die Schweiz ist dabei das Materialverhalten unter den typischen Bedingungen der Wasserstoff-Fahrweise für SWR- wie auch unter DWR-Bedingungen von Interesse. Die im zweiten Projektjahr durchgeführten Versuche bekräftigen, dass für diese beiden Fahrweisen eine signifikant höhere Toleranz gegenüber einem erhöhten Chloridgehalt (bis. ca. 100 ppm) vorliegt als unter Normalwasserchemie-Bedingungen bei SWR (siehe auch Abbildung 5). Allerdings wurde in den abschliessenden Untersuchungen bestätigt, dass bei hohen Beanspruchungen von über  $60 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  an der Risspitze auch unter chloridfreien DWR-Bedingungen ein geringes Risswachstum in die Wärmeeinflusszone der Schweißnaht möglich ist, die gemessenen Risswachstumsraten sind gering. Erst ab sehr hohen Beanspruchungen von über  $80\text{--}100 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  an der Risspitze kann ein schnelles Risswachstum nicht ausgeschlossen werden.

Die Versuche in diesem Teilprojekt wurden in Zusammenarbeit mit einem japanischen Forschungsprogramm durchgeführt. Als Folge des Fukushima-Unfalls wurden den beteiligten japanischen Forschungseinrichtungen jedoch dringende andere Aufgaben zugeteilt. Es konnten aber noch bis zum Abschluss dieses Teilprojekts wichtige Ergebnisse zum Rissverhalten im Grenzbereich zwischen dem



**Abbildung 5:** Transkristalline Spannungsrisskorrosion in niedrig legiertem RDB-Stahl. Der Versuch wurde in Heisswasser unter Normalwasserchemie-Bedingungen und bei einer Chloridkonzentration von 3 ppb durchgeführt. Quelle: PSI.

Schweissmaterial Inconel-182 (Nickelbasislegierung) und dem ferritischen Stahl des Reaktordruckbehälters (RDB) gewonnen werden.

#### *Teilprojekt IV: SpRK-Rissbildung in austenitischen und ferritischen Stählen*

Bei diesem Teilprojekt handelt es sich um langfristige orientierte Untersuchungen zu SpRK-Rissbildung im Rahmen einer Doktorarbeit, die im Laufe des Berichtsjahres mit einem gut qualifizierten Kandidaten gestartet werden konnte.

Es sollen dabei 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. Im Berichtsjahr wurden dazu mit einem neu aufgebauten Versuchsstand erste Abnahmetests durchgeführt. Der neue Versuchsstand ermöglicht die gleichzeitige Belastung und Überwachung von bis zu acht Proben.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2013 erreicht wurden.

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

Die 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 die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten (und nicht oder schwer austauschbaren) Komponenten sehr wichtig. Durch die gute Vernetzung des Projektes ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des SAFE-Projekts bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden.

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

Die im Rahmen des Projekts SAFE gewonnenen Erkenntnisse tragen dazu bei, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand

durchführen kann. Weiterhin wurde die Expertise von PSI-Experten zu ausgewählten Fragestellungen insbesondere zum Thema Spannungsrisskorrosion an Nickelbasislegierungen für ENSI-Bewertungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt.

#### **Ausblick**

Im dritten Jahr des Projekts SAFE sollen mit den jetzt aufgebauten Versuchseinrichtungen die experimentellen Untersuchungen insbesondere zu den Teilprojekten I und IV weitergeführt werden. Das ENSI ist besonders an den Ergebnissen zum Teilprojekt I bezüglich dem Einfluss des Umgebungsmediums auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand interessiert.

#### **1.1.5 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**

Das internationale Projekt PARENT wurde im Jahr 2010 gestartet, der Projektabschluss ist für das Jahr 2015 vorgesehen. PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Prüfungen (ZfP) 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 Risttiefe schwierig ist.

Daher beschäftigt sich das Projekt PARENT mit der Leistungsfähigkeit der verfügbaren modernen Prüftechnik an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen. Von besonderem Interesse ist die Methodik zur Risttiefenbestimmung für geometrisch komplexe Prüfsituationen. Dazu sind so genannte Ringversuche (Round-Robin), also vergleichende Versuche mehrerer Labors, gestartet worden. An 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 Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Entsprechend dem Projektplan für PARENT wurden 2013 die Round-Robin-Versuche in Europa, den USA, Korea und Japan fortgesetzt. In der Schweiz wurden dazu an ausgewählten Testkörpern mit für die Prüfer unbekanntem Fehlgeometrien zerstörungsfreie Untersuchungen durchgeführt. Ein externer Fachmann der schwedischen Qualifizierungsstelle stellte sicher, dass die Messungen entsprechend einer definierten Prüfvorschrift durchgeführt wurden. Diese aufwändige Qualitätssicherung stellt eine einheitliche Durchführung und detaillierte Protokollierung der Messergebnisse sicher.

Ein wesentlicher Beitrag der Schweizer Beteiligung für das PARENT-Projekt besteht in der Bereitstellung von neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobekörpern mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrissen. An diesen Probekörpern wurden im Berichtsjahr umfangreiche Round-Robin-Versuche in ZfP-Labors in Korea und Japan durchgeführt.

Um die laufenden Round-Robin-Versuche zu koordinieren und die Auswertung der Vielzahl an Testergebnissen abzustimmen, wurde eine internationale Projektsitzung durchgeführt. Dabei wurde einer Veröffentlichung der Versuchsergebnisse einer vorgezogenen Messreihe aus dem Jahr 2012 zugestimmt. Diese Messungen zeigten eine relativ grosse Streuung bezüglich der Genauigkeit der Risstiefenbestimmung an einem neu entwickelten Testkörper aus Japan. Es zeichnet sich ab, dass die Testteams, die mehrere Ultraschallverfahren kombinieren, eine deutlich bessere Genauigkeit bei der Risstiefenbestimmung erzielt haben.

Weitere Veröffentlichungen insbesondere zu den eingesetzten neuartigen zerstörungsfreien Messmethoden sind in der Vorbereitung. Der Zeitplan für die Durchführung der Round-Robin-Versuche konnte eingehalten werden, die Auswertung der Versuchsergebnisse ist etwas verzögert.

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

Im Jahre 2013 gab es weitere Rissbefunde an Mischnähten aus der Nickelbasislegierung Inco-

nel-182 in ausländischen Kernkraftwerken. Von Interesse für das PARENT-Projekt war insbesondere ein Befund an einer Bodendurchführung eines Reaktordruckbehälters. Beim PARENT-Projekt sind auch Testkörper für diese Prüfaufgabe Bestandteil der Round-Robin-Versuche.

Es besteht weiterhin ein besonderes Interesse an einer robusten Prüftechnik für Nickelbasislegierungen. Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich 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**

Die Schwerpunktthemen für das Jahr 2014 sind die weitere Auswertung der Versuchsdaten und eine statistische Aufbereitung der Messergebnisse. Weiterhin sollen die Arbeiten an einem Dokumentationsprogramm für das PARENT-Projekt (Atlas) gestartet werden. In Atlas sollen zum Beispiel aussagekräftige Bildschirmanzeigen aus den Inspektionsdaten der Round-Robin-Versuche eingefügt werden. Es ist vorgesehen, zukünftig auch relevante Inspektionsdaten zu Befunden an Kernkraftwerken in das Dokumentationsprogramm in vergleichbarer Form zu integrieren.

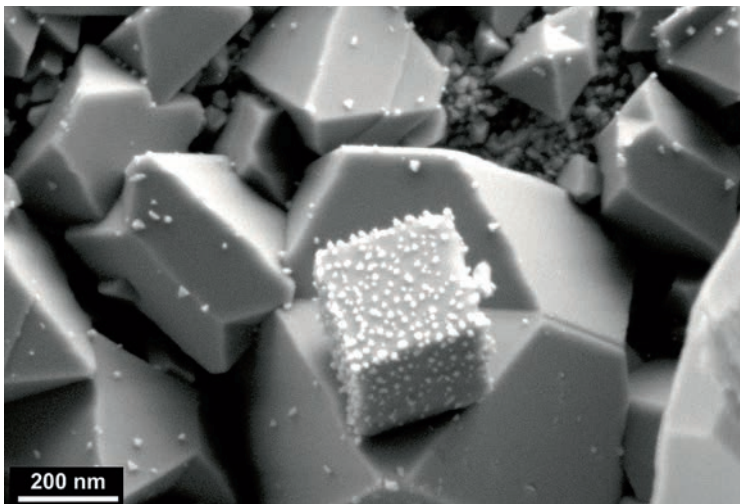
### **1.1.6 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors**

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 (RDB) 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 Einfluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten





**Abbildung 6:**

*Helle Platinpartikel auf Eisenoxiden. Die Stahlprobe war insgesamt für 440 h im Hochtemperaturkreislauf des PSI ausgelagert. Die Gesamtmenge an Platin, die während dieses Versuchs dem Wasser zugegeben wurde, betrug 702 µg.*

Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkernbauten und Rohrleitungen auf Spannungsrisskorrosion (SpRK) durch entsprechende Modifikation der Wasserchemie des Reaktorkühlmittels zu minimieren. Mithilfe der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise HWC (hydrogen water chemistry) ist dies möglich. Um das hierfür geforderte niedrige Korrosionspotential an denjenigen Oberflächen zu erreichen, die mit Reaktorwasser in Kontakt kommen, ist allerdings die Zugabe grosser Mengen Wasserstoff erforderlich.

Bei der HWC-Fahrweise werden aber auch im Wasser gelöste Stickstoffverbindungen, N-16 ist ein Aktivierungsprodukt des O-16, zu flüchtigen Produkten reduziert, was zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktivem Stickstoff N-16 führt. Als Folge davon wird die Dosisleistung in der Umgebung der Kernanlage ansteigen, was allerdings zu vermeiden ist.

Mit dem sogenannten On-line NobleChem™ (OLNC) Verfahren, welches in beiden SWR-Anlagen der Schweiz (Kernkraftwerk Leibstadt KKL und Kernkraftwerk Mühleberg KKM) gefahren wird, muss zum Erreichen des geforderten niedrigen Korrosionspotential deutlich weniger Wasserstoff eingespeist werden. Dabei wird während des Volllastbetriebs dem Speisewasser ein wasserlöslicher Platinkomplex über einem bestimmten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der Kernbauten und Rohrleitungen nieder. Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, sodass bereits geringe Mengen an Wasserstoff für den ausreichenden Schutz sorgen. Unter diesen Randbedingungen kommt es radiologisch zu deutlich weni-

ger N-16-Freisetzung als bei der klassischen HWC-Fahrweise und somit auch zu keinem merklichen Anstieg der Dosisleistung in der Umgebung der Kernanlage. Das Verfahren wurde von General Electric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit wird es gegenwärtig bereits in vielen SWR angewendet, Tendenz weiter steigend.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des NORA-Projekts wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren auf die Platinverteilung und das Abscheideverhalten auf den mit Wasser benetzten Stahloberflächen untersucht. Einerseits wurden im KKL Proben im sogenannten MMS (Mitigation Monitoring System) ausgelagert, durch das ein Teilstrom des Reaktorwassers geleitet wurde. Andererseits wurden zum Beispiel die Einspeiserate, die Strömungsgeschwindigkeit des Wassers und die Oberflächenbeschaffenheit der Proben bei den Versuchen in einem Hochtemperaturkreislauf am PSI systematisch variiert. Dieser Versuchsstand wurde eigens für das Projekt NORA aufgebaut und anhand der gemachten Erfahrungen und notwendigen Anforderungen ständig weiterentwickelt. Insgesamt wurden in diesem Jahr fünf Versuchsreihen gefahren, bei denen die Zugabe des Platins zum Hochtemperaturkreislauf bezüglich Menge und Dosiergeschwindigkeit variiert wurde. Die für diese Versuche verwendeten Parameter wurden so gewählt, dass am Ende des Projekts eine systematische Versuchsmatrix vorliegt, anhand der die Effekte der verschiedenen Einflussfaktoren auf das Platin-Abscheideverhalten abzulesen sein sollten. Aufwendige analytische Nachuntersuchungen der Probenoberflächen aus diesen fünf Versuchen sowie aus dem Vorjahr noch ausstehende Analysen an den KKL- und PSI-Proben wurden durchgeführt. Der Vergleich der Ergebnisse der KKL- und PSI-Proben zeigt, dass bei der Verwendung vergleichbarer Einspeisebedingungen auch die Platinbelegung auf den Probenoberflächen vergleichbar ist. Somit sind die im PSI-Hochtemperaturkreislauf ausgelagerten Proben mit im KKL ausgelagerten Proben vergleichbar. Die Nachuntersuchungen von Proben, welche im KKL exponiert worden sind, sind deutlich aufwendiger und müssen zwingend in einem speziell dafür geeigneten Labor durchgeführt werden. In Abbildung 6 sind Platinpartikel (helle Punkte) auf der Oxidschicht des Stahls zu erkennen. Die Vermessung hat ergeben, dass die Platinpartikel im Mittel unter diesen Versuchsbedingungen eine Grösse von  $23,5 \pm 5,0$  nm aufweisen.

Mit der Entwicklung der zerstörungsfreien Charakterisierung für Pt-Ablagerungen auf Reaktorkomponenten wurde begonnen. Mit dieser sogenannten Replikatechnik soll Pt von einer Probenoberfläche, z. B. von einer radioaktiven Primärkreislauf-Komponente, abgelöst und anschließend analysiert werden. Die Dosisleistung auf dieser Probe ist deutlich geringer als die von einem Stahlteil aus dem Primärkreislauf, was für die Nachuntersuchung von grossem Vorteil ist. Die prinzipielle Machbarkeit dieser Methode konnte gezeigt werden. Quantifizierbar sind die bisher erzielten Ergebnisse aber nicht. Um das Verfahren in der Praxis verwenden zu können, bedarf es noch weiterer Anstrengungen.

Die Ergebnisse zeigen, dass vor-oxidierte 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 und dass im Reaktorsystem keine nennenswerte Umverteilung des schon abgelagerten Platins stattfindet.

Die Projektziele, die für die letzten 6 Monate bis zum Projektende von NORA (30. Juni 2013) geplant waren, wurden erfüllt. Dies gilt für beide Teilprojekte 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».

Ein umfangreicher Projekt-Abschlussbericht wurde erstellt, in dem sämtliche Versuche, welche in den letzten 3½ Jahren für das Projekt NORA durchgeführt wurden, inklusive der Ergebnisse beschrieben sind.

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

Die Wirksamkeit des OLNK-Verfahrens in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Ober-

flächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich reduziert werden kann. Jedoch war zu Beginn des Projekts sehr wenig über das Ablagerungs- und Verteilungsverhalten sowie die Haftfähigkeit dieser Pt-Partikel unter Strömungsverhältnissen, wie sie in einem Reaktor herrschen, bekannt.

Diese Arbeiten des PSI sind für die Aufsicht wichtig, da das ENSI dadurch von einem unabhängigen Forschungslabor Ergebnisse zu OLNK erhält. Da mittlerweile das KKM und das KKL die OLNK-Fahrweise anwenden, ist es umso wichtiger, möglichst alle beobachteten Effekte, die bei dieser Fahrweise bereits aufgetreten sind, zu verstehen. Das Projekt NORA lieferte dazu einen massgeblichen Beitrag. Aufgrund der im Projekt NORA gewonnenen Erkenntnisse wurde im KKL das Einspeiseregime für die Platinlösung in den letzten Zyklen laufend angepasst. Das KKM hat für die Einspeisekampagne in den Jahren 2013/2014 die Einspeisebedingungen ebenfalls entsprechend der aus NORA stammenden Resultate geändert.

#### **Ausblick**

Insgesamt kann festgehalten werden, dass die für das NORA-Projekt definierten Projektziele innerhalb der Projektlaufzeit von 3½ Jahren erreicht wurden. Im Nachfolgeprojekt NORA-II werden unter anderem auch im Jahre 2014 Proben im Hochtemperaturkreislauf des PSI ausgelagert. Neu werden neben dem im NORA-Projekt untersuchten Material, rostfreier Stahl 304L, eine Nickelbasislegierung (Inconel 182) und ein niedriglegierter Stahl (RDB-Stahl) auf deren Platinabscheideverhalten getestet. Es ist geplant, Versuchsreihen mit den drei Werkstoffen zu fahren, bei denen die Zugabe des Platins bzgl. Menge und Dosiergeschwindigkeit zum Hochtemperaturkreislauf variiert werden wird. Die Nachuntersuchungen werden wie gehabt mittels REM, TEM und LA-ICP-MS durchgeführt werden.

#### **1.1.7 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 Auslegungstörfälle gewährleistet bleibt. Das Projekt PISA-II behandelt spezifische Fragestellungen zur Methodik von Integritätsbewertungen eines RDB. Übergeordnetes Ziel des Projekts sind probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtungen unter Berücksichtigung aller relevanten Belastungen. Dafür werden Aspekte sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermohydraulik behandelt. Für das Projekt wurde ein geeignetes Referenzszenario ausgewählt, 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:

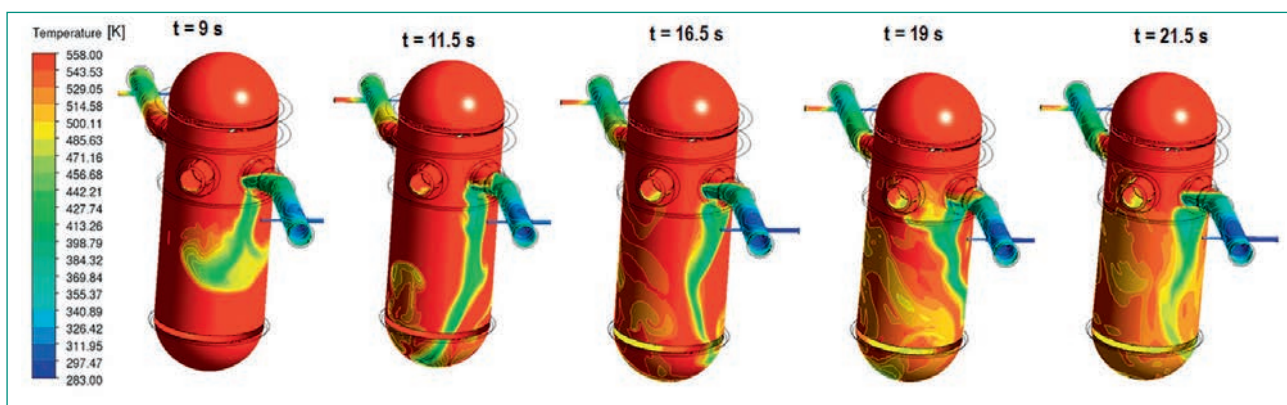
- Teilprojekt I: Verfeinerte probabilistische Analyse des Theroschocks (Pressurized Thermal Shock PTS)
- Teilprojekt II: Transienten-Studie mit Hilfe des Rechenprogramms RELAP und numerischer Strömungssimulation (Computational Fluid Dynamics CFD)
- Teilprojekt III: Umfassende 3D-Analysen
- Teilprojekt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

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten an den vier Teilprojekten wurden entsprechend dem Projektplan fortgeführt. Dazu wurde in enger Rücksprache mit dem ENSI ein geometrisches RDB-Modell für ein Referenzszenario definiert und die bereits vorhandenen Berechnungsmodule dafür ertüchtigt. Die weiteren Modellrechnungen sollen für dieses Referenzszenario durchgeführt werden.

Ein wichtiger Eingangsparameter für Modellrechnungen ist dabei die Grösse und Verteilung von Fehlstellen und Rissen sowohl im Grundmaterial sowie der Plattierung des RDB (Cladding), die fiktiv postuliert werden. Dazu wurde eine Studie ausgewertet, in der die tatsächliche Verteilung dieser meist sehr kleinen Risse an ausser Betrieb genommenen RDB bestimmt wurde. Auf Basis dieser Studie wurden unterschiedliche Risskonfigurationen in das Referenzszenario übertragen und Modellrechnungen zur Ausfallwahrscheinlichkeit durchgeführt. Die jetzt gewählten Risskonfigurationen werden bei der weiteren Gesamtbetrachtung berücksichtigt.

Es wurden erste RELAP5-Berechnungen für das gewählte Referenzszenario durchgeführt und damit Angaben zu Massenströmen sowie Temperatur- und Druckverteilungen bestimmt. Unter Einbezug systemtechnischer Erwägungen wurde dabei die Plausibilität des Gesamtsystems überprüft. In einer Parameterstudie konnten dann verschiedene Lasttransienten durchgerechnet werden. Ziel ist die Bestimmung eines bestmöglichen (realistischen) sowie eines konservativ abdeckenden (schlimmsten) PTS-Szenarios für die jeweiligen Störfallannahmen. In einem weiteren Schritt erfolgten sehr zeitintensive dreidimensionale thermohydraulische CFD-Berechnungen an einem für das Referenzszenario entwickelten RDB-Modell. Die mittels RELAP5 berechneten Massenströme sowie Temperatur- und Druckverteilungen dienten dabei als Anfangs- und Randbedingungen für die CFD-Berechnungen. Damit kann der dreidimensionale zeitliche Temperaturverlauf am RDB während einer PTS-Transiente berechnet werden. Bei einer PTS-Transiente erfolgt eine Einspeisung von kaltem Wasser in den heissen RDB, welche bei einem Kühlmittelverlust-Störfall erforderlich ist. Der RDB wird dabei nicht gleichmäs-



**Abbildung 7:** Numerische Simulation der transienten Strömungsverhältnisse bei Notkühlwassereinspeisung in einen RDB (Pressurized Thermal Shock). Die inhomogene Temperaturverteilung (Farbcode) an der Innenwand des RDBs zeigt ein instabiles dynamisches Verhalten. Die transienten Temperaturfelder werden für die nachfolgende Berechnung der mechanischen Spannungen im RDB benötigt. Quelle: PSI.

sig abgekühlt, sondern es bilden sich ausgehend von den Einspeisestutzen entlang der Innenwand des RDB sogenannte Kühlstrahlen aus (Abbildung 7). Diese Kühlstrahlen ändern während der PTS-Transiente ihre Ausprägung und Position.

Die schnellen Temperaturänderungen ziehen starke mechanische Spannungen nach sich. Um diese Beanspruchungen am RDB berechnen zu können, wurde in einem letzten Schritt ein dreidimensionales Finite-Elemente-Modell weiter verfeinert (Abbildung 8). Darin können nun die zuvor berechneten Temperatur- und Druckverteilungen sowie die postulierten Risskonfigurationen für das gewählte Referenzszenario zusammengeführt werden. Die Beanspruchungen an den postulierten Rissen können damit bruchmechanisch berechnet und für eine probabilistische Betrachtung ausgewertet werden.

Im Berichtsjahr wurden damit die wesentlichen Projektziele erreicht. Es gelang die anspruchsvolle Zusammenführung der für eine Gesamtbetrachtung notwendigen Berechnungsmodule. Damit können die durch die Kühlwasserstrahlen bei einer Notkühlung verursachten Beanspruchungen am RDB berechnet werden. Dafür waren auch insbesondere die Schnittstellen zwischen den einzelnen Berechnungsmodulen zu ertüchtigen. Weiterhin wurden auch die Untersuchungen zur bruchmechanischen Modellierung des Materialverhaltens bei hohen Beanspruchungen, wie sie bei Notkühlungen auftreten können, fortgesetzt.

### **Bedeutung des Projekts,**

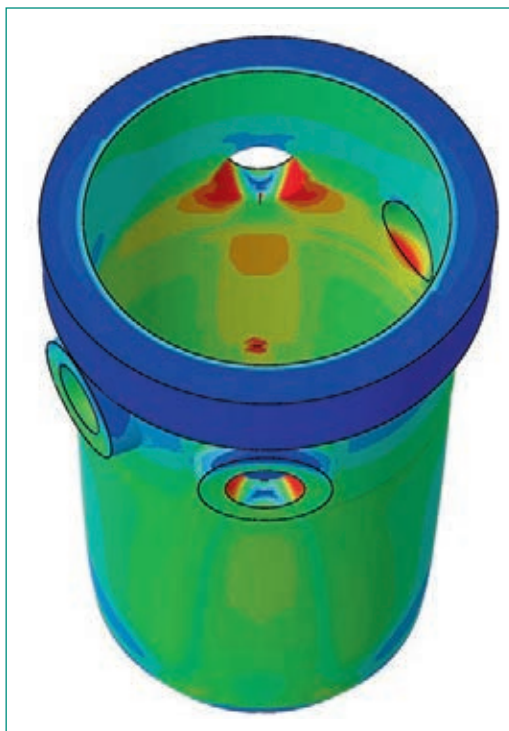
#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Der RDB 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 der deterministischen Integritätsnachweise durch verfeinerte Analysen mit probabilistischen Methoden besser quantifizieren zu können.

Das Projekt PISA-II kann 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**

Im dritten Projektjahr können nun die geplanten Parameterstudien durchgeführt werden. Von Interesse sind die Aussagen zur Fehlertoleranz dieser



**Abbildung 8:** Mittels Finite-Elemente-Methode berechnete Momentaufnahme der durch den Thermochock erzeugten Spannungsverteilung. Spannungsspitzen sind bei den Einspeisestutzen und bei den postulierten Rissen erkennbar. Die berechneten Spannungsintensitäten dienen zur probabilistischen Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit. Quelle: PSI.

Berechnungen, die wiederum eine wichtige Eingangsgrösse für die probabilistische Gesamtbetrachtung 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 ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen von Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung und einer zugehörigen Wissensdatenbank, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen sowie länderspezifische Vorgaben bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind dreizehn Mitgliedsländer beteiligt: 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 diese 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 Hintergrundinformationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln;
- Zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

**Abbildung 9:**  
Bruch der Speisewasserleitung in der japanischen Anlage Mihama-3 im Jahr 2004.  
Quelle: OECD-NEA «Topical Report on FAC».



Im Rahmen des CODAP-Projekts werden die Datenbank ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen bei der Instandhaltung herausgearbeitet. Das Projekt geht damit über eine reine Datensammlung hinaus und kann so eine gemeinsame Basis für das Verständnis von Alterungs- und Schädigungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken schaffen.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2013 wurde schwerpunktmässig die Auswertung von Schadensfällen durch Erosionskorrosion (strömungsinduzierte Korrosion) durchgeführt, die für einige der beteiligten Länder von grosser sicherheitstechnischer Bedeutung sind (Abbildung 9). Zu diesem Thema wurde ein internationaler Erfahrungsbericht («Topical Report») fertiggestellt, an dem auch die Schweizer KKW beteiligt sind. Dieser «Topical Report on FAC» (Flow Accelerated Corrosion) wird von der OECD-NEA Anfang 2014 herausgegeben.

Der Erfahrungsaustausch an den Projektsitzungen ergab jeweils aktuelle Informationen zu neu aufgetretenen Schadensfällen, wie zum Beispiel Leckagen an Boden- und Deckeldurchführungen von Reaktordruckbehältern in amerikanischen oder südkoreanischen Anlagen. Die Benutzeroberfläche der Datenbank wurde weiter verbessert. Die Schweizer Kernkraftwerke wurden entsprechend gezielt geschult. Relevante Informationen zu Schadensfällen aus der CODAP-Datenbank wurden daher vermehrt bei der Überprüfung und Anpassung von Steckbriefen zur Alterungsüberwachung von mechanischen Komponenten berücksichtigt.

### Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst rund 4500 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 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 damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieuren, damit das Wissen aus früheren Schadensfällen nicht durch den Personalwechsel verloren geht.

### Ausblick

Die Datensammlung zu Schadensfällen wird fortgeführt. Der Zuwachs an Daten wird durch die Ausserbetriebnahme vieler Anlagen in den Mitgliedsländern Japan und Deutschland voraussichtlich geringer ausfallen als in früheren Jahren.

Für den nächsten internationalen Erfahrungsbericht sollen elektrohydraulische und Steuerluftleitungen behandelt werden. Obwohl es sich dabei um Kleinleitungen handelt, können Auswirkungen von Schädigungen bezüglich der nuklearen Sicherheit sehr erheblich sein. In einigen Ländern werden auch im Primärbereich Steuersysteme mit brennbaren elektrohydraulischen Flüssigkeiten eingesetzt. In der Schweiz werden dagegen Steuerluftsysteme eingesetzt, welche keine Brandgefahr darstellen.

### 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 der Degradation von 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 und andererseits Unsicherheiten ermittelt werden. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammen-

gefasst, 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 Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2013 fand eine Sitzung statt, an welcher die Vertreter der einzelnen Länder den momentanen Stand des Alterungsüberwachungsprogramms bzw. Forschungsaktivitäten im Bereich der Kabelalterung darstellten. Es laufen bereits Studien mit im Einsatz stehenden Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel erarbeiten sollen. Dafür werden teilweise Kabelmuster von bestehenden oder stillgelegten Kernkraftwerken verwendet, also Material, welches über einen längeren Zeitraum 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 hierfür bereits zusätzlich Temperatur-, Feuchtigkeits- und Strahlenmessungen installiert. Dies ermöglicht eine kontinuierliche Überwachung der Situation und genauere Werte zur Bestimmung des Alterungsfortschrittes.

Im Rahmen des Projekts wird auch neues Kabelmaterial getestet. Das Material wird mit mechanischen und physikalisch-chemischen Verfahren, z.B. OIT (Oxidative Induction Time), OITP (Oxidative Induction Temperature) und FTIR (Fourier Transform Infrared Spectroscopy), untersucht.

Von Seiten der Schweiz wurde beim Jahrestreffen das etablierte Alterungsüberwachungsprogramm vorgestellt, welches auch 1E-klassierte Kabel, die sicherheitstechnisch wichtige Ausrüstungen versorgen oder ansteuern, umfasst. Als Beispiel wurde die Praxis der Alterungsüberwachung anhand eines Steckbriefes von 1E-klassierten Kabeln von einem Werk aufgezeigt.

Die Kabeldatenbank enthält momentan 949 Datensätze. Es sind sowohl Angaben zu Hochspannungskabeln, Mess- und Steuerkabeln als auch Netzwirkkabeln enthalten. In der Datenbank zum Hintergrundwissen wurden diverse Berichte abgelegt (Studie betreffend Alterungscharakteristik und Diagnostik des Isoliermaterials, Lagerung von



Referenzkabelstücken, Kabelreparatur, Qualifikationsanforderungen von Kabeln unter erschwerten Bedingungen, Zustandsüberwachungsmethoden, etc.).

Zudem fand in diesem Jahr ein Symposium zu dem Thema «Kabelalterungsprogramme» in Frankreich statt, an dem zwei Vertreter des Projekts CADAK teilnahmen. Dabei wurden Alterungsmechanismen, Messmethoden, Modelle und Akzeptanzkriterien diskutiert.

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Mit den Ergebnissen sollen exaktere Aussagen zur Lebensdauer von eingesetzten Kabeln gewonnen werden. Damit können bestehende Programme zur Alterungsüberwachung überprüft und optimiert werden. Das Projekt hat eine grosse Bedeutung, da Kabel wichtige Verbindungselemente sind und bei Ausfall derselben eventuell sicherheitsrelevante Komponenten nicht zur Verfügung stehen. Die Datenbank kann, wenn diese eine ausreichende Menge an qualitätsgesicherten Daten enthält, einen Beitrag für wichtige Fragen des Langzeitbetriebs liefern.

In der Schweiz ist ein Alterungsüberwachungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E-klassiert) etabliert. Aus dem Projekt erwartet man sich eine Verbesserung des Modells, sodass noch präzisere Aussagen zur Alterung der Kabel möglich werden.

#### **Ausblick**

Im März 2014 findet das nächste Treffen statt. Generell sollen der aktuelle Stand der Überwachung, Forschungsergebnisse und Betriebserfahrungen ausgetauscht werden. Längerfristig könnten ausser Kabeln eventuell auch andere alterungsrelevante Komponenten in der Datenbank 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 ICDE-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency NEA betrieben. Generelles Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über so genannte 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. Mit dem Beitritt von Tschechien Anfang 2013 beteiligen sich zurzeit zwölf Länder am ICDE-Projekt, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Das Projekt wird durch Beiträge der beteiligten Länder finanziert.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Im Jahr 2013 konnten insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt werden:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2013) 1707 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 12 verschiedene Komponententypen. Zum ersten Mal wurden im Jahr 2013 ICDE-Ereignisse zum Komponententyp *Frischdampf-Absperrventile* in die Datenbank eingetragen.
- **Kodierungsrichtlinien:** In den so genannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderungen an die Datenerfassung von spezifischen Komponententypen festgelegt. Von Zeit zu Zeit werden diese Kodierungsrichtlinien überarbeitet. Wie geplant wurde ein Entwurf der Kodierungsrichtlinie für den Komponententyp *digitale Leittechnik* erstellt.
- **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 identifizierten Fehler oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF

dargelegt. Im Berichtsjahr wurden folgende Komponentenberichte bearbeitet:

- Die im Jahr 2012 fertiggestellten Komponentenberichte zu *Kreiselpumpen* und zu *Steuerstabantrieben* wurden im Juni 2013 von der NEA veröffentlicht.
- Ein Entwurf des Komponentenberichts zu *Wärmetauschern* wurde erstellt.

- **ICDE-Datenbank:** Für die Sammlung und Verwaltung der ICDE-Ereignisse steht eine Datenbankanwendung zur Verfügung. Die ICDE-Datenbank enthält zwei Arten von Datensätzen, die miteinander gekoppelt sind: Daten zur Beschreibung der Komponenten, für die CCF-Daten gesammelt werden (observed population) und Daten zu den Ereignissen (ICDE events). Die Datenbank wird regelmässig verbessert, um die Datenanalyse zu erleichtern.

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2013 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

#### **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 Wahrscheinlichkeiten von CCF, wie sie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt werden, genutzt werden.

#### **Ausblick**

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Der Komponentenbericht zu *Wärmetauschern* soll von der NEA veröffentlicht werden.
- Erste ICDE-Ereignisse für die Komponente *digitale Leittechnik* sollen in der Datenbank erfasst werden.

## **1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange**

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

### **Einleitung**

Das Ziel des Projektes OECD FIRE ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedsstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkungen von Bränden besser zu verstehen. Es ist zudem darauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Die in OECD FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

### **Projektziele des Berichtsjahres**

#### **und deren Umsetzung**

Es wurden verschiedene Anregungen von Nutzern der Datenbank verwirklicht, so ein Signifikanzmass zur Einstufung der Bedeutung eines Brandereignisses für die nukleare Sicherheit und eine mächtige Suchfunktion.

Ein besonderes Interesse des Projekts ist es, Erkenntnisse zu Ereigniskombinationen mit Bränden zu gewinnen, beispielsweise Explosionen mit nachfolgendem Brand oder Brände, die einen Dichtigkeitsverlust von Rohrleitungen bewirken. Szenarien solcher Art machen zwar nur einen kleinen Teil der Brandereignisse aus, können aber zu ungewöhnlichen Schadensbildern führen, die in einer Brand-PSA geeignet berücksichtigt sein sollten. Daher wurde bereits im vorherigen Berichtszeitraum beschlossen, eine gesonderte Auswertung der Datenbank hierzu durchzuführen. Die Arbeiten am daraus resultierenden «Topical Report on Combinations of Fires with other Events» schreiten voran, aber erwartungsgemäss ist der Umfang des Themas gross, weshalb dies als eine längerfristige Arbeit angesetzt werden muss. Es konnten etwa 8% der Brandereignisse in der Datenbank mit anderen Ereignissen wie Explosionen oder Überflutungen verbunden werden.

Es ist weiterhin angedacht, einen internationalen Austausch zum Stand der Vorschriften für Brandschutz und Brandsicherheitsbewertung zu ermög-

lichen. Hierzu wurde die Arbeit am «Topical Report on Fire Protection Regulations» begonnen. Für diesen wurden die Beiträge der Schweiz und der USA als Beispiele verfasst. Der Bericht wird nun mit Beiträgen zu den übrigen Ländern vervollständigt. Damit wurden die Projektziele für 2013 erreicht. Das Budget wurde eingehalten.

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD 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 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 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. So sind beispielsweise Untersuchungen zur Häufigkeit von Schäden durch Rauch angedacht. Da das Projekt mit Jahreswechsel in eine neue Phase übergeht, wurden noch keine detaillierten Beschlüsse hierzu gefasst.

## **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 Auswir-

kungen 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 Starkbebenforschung des Schweizerischen Erdbeben dienstes SED und die Arbeiten der Plattform Extremereignisse PLATEX.

### **1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen**

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland, Principia Ingenieros Consultores, Madrid, Spanien, und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Bericht der Forscher im Anhang A

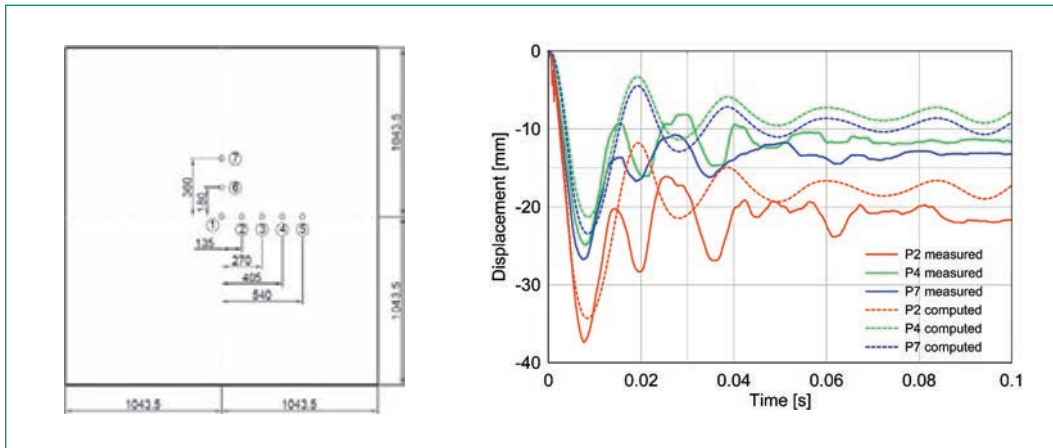
#### **Einleitung**

Das 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 der Versuchsplatte 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 2013 vier Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar ein Versuch zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), zwei Versuche zum Studium des Biegetragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Flexural tests, F-Series) und ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching tests, X-Series). Das Jahr 2013 stand ausserdem im Zeichen der Pla-



**Abbildung 10:**  
Deformiertes Projektil nach Versuch X3 (links) und aus ABAQUS-Vorbereitung (rechts).



**Abbildung 11:**  
Anordnung der Positionen der Verschiebungsmessgeber sowie gemessene und «blind» vorberechnete Verschiebungen des Versuches X3.

nung der Versuche zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series).

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. Das ENSI nimmt seit 2011 aktiv am Projekt IMPACT teil und wird von den Bauexperten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland, und Basler & Hofmann AG (B&H), Zürich, unterstützt. Das ENSI nahm im Jahr 2013 auch die Experten Principia, Ingenieros Consultores S.A., Madrid, Spanien, für Analysen mit der komplexen Software ABAQUS zu Durchstanzversuchen und zur Ermittlung von Lastfunktionen aus dem Weichkörperanprall ins Team auf. 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 nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

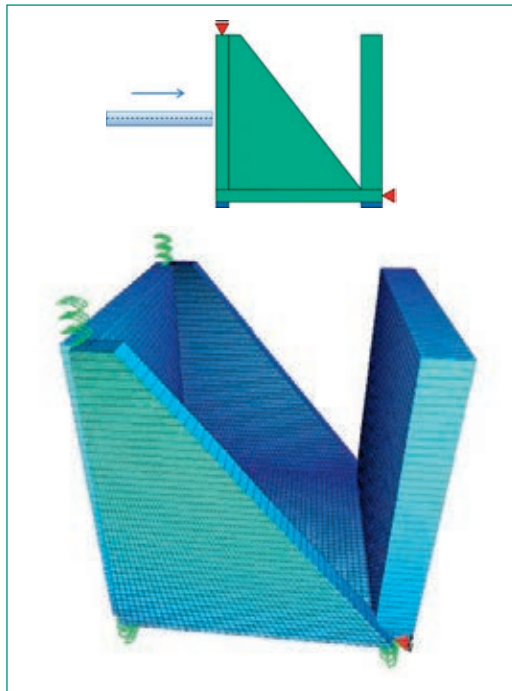
#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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 Berichtsjahr nahmen das ENSI und SPI an einem Workshop und einem Treffen der so genannten Technical-Advisory-Group (TAG) am 12.–14. Juni in Finnland teil. Dabei wurden von ENSI und SPI hauptsächlich «blinde» Vorausrechnungen zum geplanten IMPACT-Versuch mit kombiniertem Verhalten Biegung / Durchstanzen (Versuch X3) sowie Vorstudien und das Design des Versuchskörpers für einen Versuch zur Bestimmung der Erschütte-



**Abbildung 12:**  
Seitenansicht des Testkörpers für V1 (oben) und Berechnungsmodell (unten).



rungsweiterleitung (Versuch V1) durchgeführt und präsentiert. Zur Illustration werden hier folgende graphische Darstellungen angeführt:

- Abbildung 10 zeigt das Projektil nach dem Versuch X3 mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen sowie das Projektil am Ende einer FEM (Finite-Elemente-Methode)-Vorbereitung mit dem Programm ABAQUS. Die sich aus der Vorbereitung ergebenden vier Faltungen des Projektils stimmen mit dem später durchgeführten Versuch überein. Ein weiteres Ergebnis der Vorbereitung ist die oszillierende Last-Zeit-Funktion, die in den Berechnungen als Alternative zu einer Lastfunktion auf Basis des Riera-Modells verwendet wurde.
- Abbildung 11 zeigt gemessene und blind vorberechnete Verschiebungen zum Versuch X3. Die blinden Vorberechnungen zu diesem Versuch ergaben eine gute Prognose der Messwerte des im August 2013 durchgeführten Versuchs.
- In Abbildung 12 ist eine Vorstudie zum Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V1 mit dem Prinzip der Testanordnung sowie dem FE-Modell dargestellt. Die Struktur besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer Rückwand, seitlich sind Dreieckswände zur Stabilisierung angeordnet. Die interessierenden induzierten Erschütterungen werden an der Rückwand ermittelt. Die Struktur ist horizontal am Ende der Bodenplatte zur Verhinderung eines Gleitens und vertikal an der Oberseite der Vorderwand zur Verhinde-

rung eines Abhebens abgestützt. Eine Lagerung erfolgt auf Elastomerstreifen unter Vorder- und Rückwand. Die Bewehrung des Testkörpers ist so bemessen, dass nichtlineares Werkstoffverhalten auf den unmittelbar dem Anprall ausgesetzten Bereich der Vorderwand beschränkt bleibt und die übrigen Bauteile reversibles Verhalten aufweisen.

### **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. Die im Projekt verwendeten Rechenprogramme werden vom ENSI bzw. seinen Experten auch bei den Sicherheitsanalysen für die Schweizer Kernanlagen genutzt. So fließen die gewonnenen Erkenntnisse direkt in die Aufsichtstätigkeit ein. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

#### **Ausblick**

Der neue Versuchsaufbau in einer grösseren Halle, der Versuche mit einfachen Strukturen (siehe Test V1) oder Betonplatten mit Spannweiten von 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben wird, konnte nicht wie ursprünglich geplant im Sommer 2013 realisiert werden. Die Projektdauer von IMPACT III wird sich deshalb verlängern und der Abschluss wird aus heutiger Sicht nicht vor 2016 sein.

Das Team ENSI/SPI/B&H/PRINCIPIA wird die Arbeiten zu den Versuchen mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen sowie den Versuchen zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung weiterführen. Es wird ihre Bedeutung für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz auf internationalen Konferenzen vorstellen. Für die Eurodyn-Konferenz Anfang Juli 2014 in Porto sind zwei Präsentationen geplant.

### 1.3.2 Expertengruppe Starkbeben

Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst, ETH Zürich

ENSI-Projektbegleiter: Thomas van Stiphout

Bericht der Forscher in Anhang A

#### Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben und ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung der seismischen Gefährdungs-Analyse der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die vom ENSI etablierte Expertengruppe Starkbeben des SED beschäftigt sich mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnetes Ziel der Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die Expertengruppe steht ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und Dokumenten internationaler Organisationen (z.B. IAEA, OECD) zur Verfügung.

Seit Juli 2010 sind zwei Vollzeitstellen mit einer Laufzeit von jeweils vier Jahren beim SED durch das ENSI finanziert. Die Forschungstätigkeit der Expertengruppe Starkbeben berücksichtigt Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken und im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren und damit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Dabei geht es um folgende Themen:

1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und Erdbebenskalierung;
2. 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);

3. Historische Seismologie: Beteiligung an der Aufarbeitung des historischen Erdbebenkatalogs, um kontinuierlich die Datengrundlage für die Erdbebengefährdungs-Analyse zu verbessern;
4. Entwicklung alternativer Ansätze zur Charakterisierung von seismogenen Quellregionen in der Schweiz;
5. Geologisches Tiefenlager: Synthese von bisherigen Erkenntnissen und deren Umsetzung zur Präzisierung von Anforderungen.

Die wichtigsten Ergebnisse dazu werden hier erläutert.

Die Modellierung der Bodenbewegung an einem Standort aufgrund eines Erdbebens erfolgt in zwei Schritten. Im ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPE) beschrieben. Im zweiten Schritt wird anhand von empirischen Modellen die Verstärkung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. 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 auf diesem Gebiet, wobei Modelle analysiert, validiert und teilweise weiterentwickelt werden. Die Expertengruppe Starkbeben unterstützt die Weiterentwicklung des 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 – und testet es unter anderem an historischen Schweizer Erdbeben. Auftretende Bodenbewegungen sind abhängig von Prozessen am Erdbebenherd, auf dem Ausbreitungspfad der Erdbebenwellen und am Standort (Bodeneigenschaften). Die Expertengruppe hat im Jahr 2013 unter anderem eine Methode entwickelt, die jeweiligen Beiträge zur Bodenbewegung zu separieren, und ermöglicht damit ein verbessertes Prozessverständnis. Die Ergebnisse aus diesem Teilprojekt werden bereits in der Datenverarbeitung des SED bei Auftreten eines Erdbebens in Echtzeit angewendet. Mit der aktiven Forschung auf diesem Gebiet trägt die Expertengruppe Starkbeben kontinuierlich zum Verständnis bezüglich der Unsicherheiten und der Sensitivitäten der Modelle bei, wobei die Ergebnisse Anwendung in der Praxis finden.

Um zukünftige Entwicklungen im Bereich der Erdbebengefährdungs-Analyse abzuschätzen, untersucht die Expertengruppe Starkbeben die Voraussetzung für den Übergang von der probabilistischen zur sogenannten Physik-basierten Erdbebengefährdungs-Analyse; diese basiert nur auf den geologischen Verhältnissen und physikalischen Prozessen. In den aktuellen in der Schweiz angewendeten Analysen werden die seismischen Quellregionen durch diffuse Seismizität repräsentiert, welche fast ausschliesslich auf statistischer Auswertung von instrumentellen und historischen Daten basiert. Die Sensitivität der Erdbebengefährdungs-Analyse aufgrund der Verwendung von alternativen und neuen Elementen, z.B. von beobachteter tiefenabhängiger Erdbebengrössenverteilung oder alternativen Quellmodellen (Berücksichtigung der lateralen Variation der Erdbebenverteilung und Verschiebungsbeträge an Brüchen), wird aktuell evaluiert. Zudem konnten im Jahr 2013 weitere Fortschritte mit der Einbindung von vorliegenden A-priori-Informationen über Brüche und Störungszonen, z.B. aus 3D-reflexionsseismischen Messungen, in die Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung erzielt werden. Die stetig verbesserte Beschreibung der geologischen Strukturen und die Weiterentwicklung von Quellmodellen, welche die Zusammenhänge zwischen Spannung und Verformung in der Erdkruste realitätsnaher beschreiben, entspricht dem Fokus dieses Teilprojektes.

Ein weiteres Ziel ist, das Wissen über physikalische Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungs-Analysen besser zu verstehen. Zu diesem Zweck forscht die Expertengruppe Starkbeben an der Modellierung von komplexen und nichtlinearen Wellenausbreitungsphänomenen. Im Jahr 2013 wurden in diesem Teilprojekt Simulationsprogramme weiterentwickelt und ebenfalls angewendet, z.B. um nicht-lineare Bodeneigenschaften an zwei Schweizer Standorten für Starkbeben-Messgeräte zu charakterisieren. Die Möglichkeiten dieser Simulationsprogramme zeigt das Anwendungsbeispiel des Erdbebens 1946 bei Sierre, welches die dynamische Bruchausbreitung und die Verstärkung der Bodenbewegungen in der Region demonstriert (Abbildung 13). Um die entwickelten Simulationsprogramme zu testen, beteiligte sich der SED im Jahr 2013 an einem internationalen Modellierungsexperiment. Die daraus resultierenden Erkenntnisse dienen der Verbesserung von simulati-

onsbasierten Vorhersagen. Zukünftig ermöglicht dieses verbesserte Prozessverständnis auch, die deterministische Bestimmung von Bodenbewegungen durch bisher in der Schweiz nicht beobachtete starke Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden zu verfeinern.

Unter dem Teilprojekt Geologische Tiefenlager erarbeitet die Expertengruppe Starkbeben zusammen mit dem ENSI die Anforderungen an geologische Tiefenlager bezüglich seismischer Sicherheit. Dazu werden die Gefährdungsbilder für geologische Tiefenlager auch unter Einbezug der Ergebnisse aus den anderen Teilprojekten definiert, um anschliessend die Anforderungen für die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlage zu präzisieren.

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Die Erfahrungen und Untersuchungen 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 PRP (PEGAGOS Refinement Project; Schlussbericht wurde im Dezember 2013 beim ENSI eingereicht) 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, welche Geologie-basierte und Physik-basierte Simulationen erforschen, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungs-Analysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager. Die Zusammenarbeit mit der Expertengruppe erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Bereich der Erdbebengefährdung zu erkennen.

#### **Ausblick**

Der Vierjahresvertrag der Expertengruppe Starkbeben wird im Sommer 2014 auslaufen. Zurzeit laufen die Gespräche zwischen dem ENSI und dem SED zu einer Fortsetzung der aufsichtsgerichteten Erdbebenforschung beim SED. Das ENSI beabsichtigt, die Forschungszusammenarbeit ohne Unterbruch weiterzuführen. Die Themenschwerpunkte eines weiteren Vertrages mit dem SED werden im Laufe des 1. Quartals 2014 gemeinsam festgelegt.



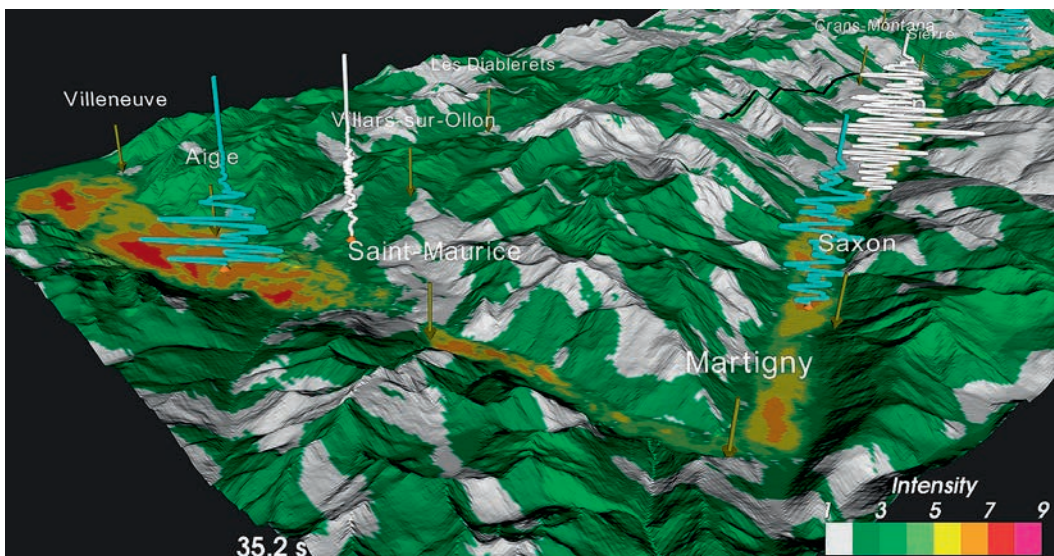
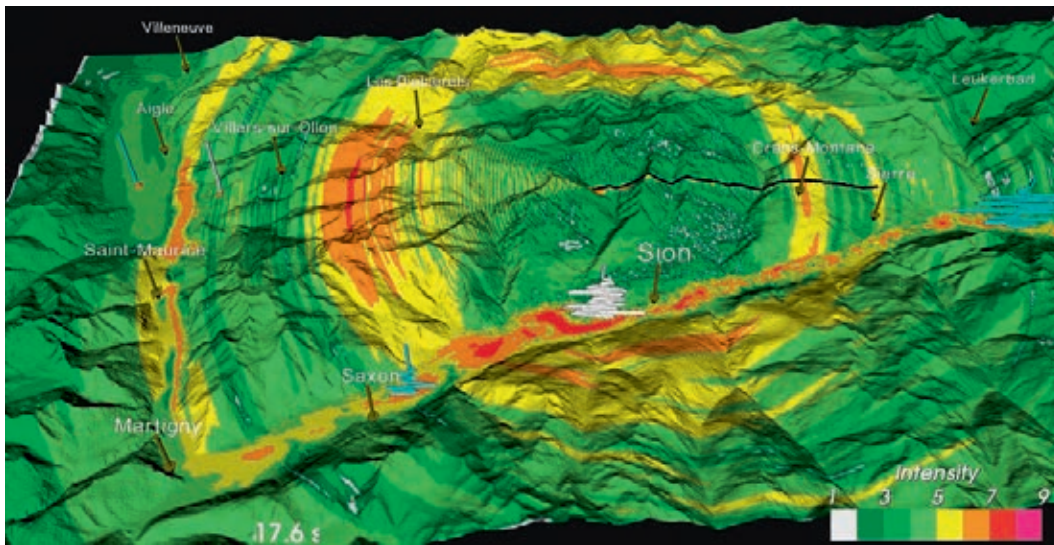
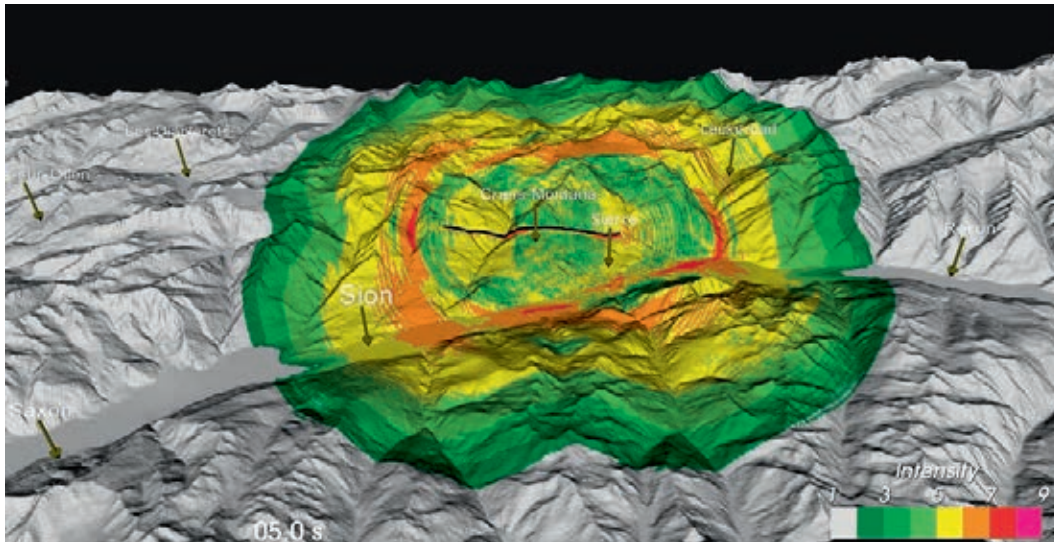


Abbildung 13: Simulation des Bruchvorganges und der Wellenausbreitung des Erdbebens 1946 bei Sierre nach 5.0, 17.6 und 35.2 Sekunden (siehe Zeitangaben am unteren Bildrand), welche deutlich die Verstärkung der Bodenbewegungen im Lockermaterial des Talbodens aufzeigt. Die Farbskala zeigt die Intensität der Bodenbewegungen. Quelle: D. Roten, SED.



### 1.3.3 SMART 2013 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken

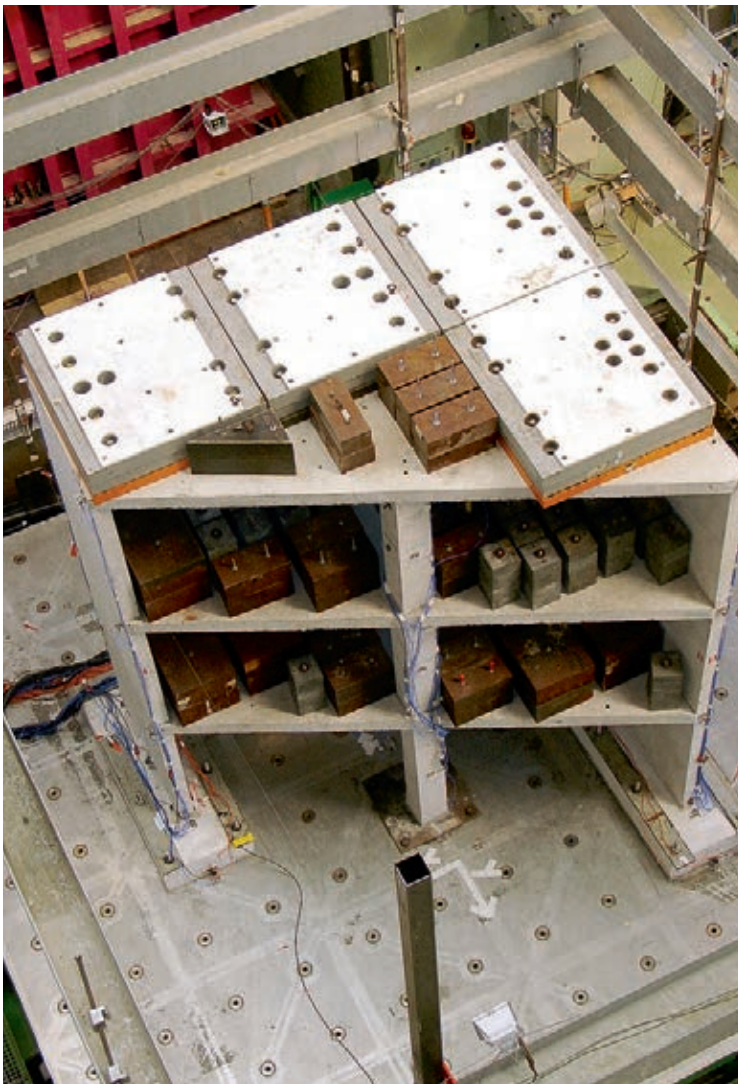
Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich und Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland

ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak  
Bericht der Forscher in Anhang A

#### Einleitung

Das Verhalten von Stahlbetonbauwerken unter Erdbebeneinwirkungen kann aufgrund der stetig steigenden Computer-Rechenleistung und Fortschritten bei Rechenprogrammen immer detaillierter simuliert werden. Heute ist es möglich, das stark inhomogene und nichtlineare Materialverhalten von Stahlbeton genauer als früher zu erfassen. Es können detaillierte numerische dreidimensionale Modelle von ganzen Bauwerken erstellt und deren Verhalten unter Erdbebeneinwirkung be-

**Abbildung 14:**  
Modellgebäude auf dem AZALEE-Rütteltisch. Quelle: SMART 2013, CEA.



rechnet werden. Dazu gibt es verschiedene Methoden und Rechenprogramme, von kommerzieller Software bis zu Forschungssoftware. Die kommerziellen Programme werden heute in der Praxis bei Kernkraftwerken zur Erdbebenbemessung von Neubauten und zur Überprüfung der Erdbebensicherheit von bestehenden Bauten aus Stahlbeton eingesetzt.

Das Commissariat à l'Energie Atomique CEA hat in Zusammenarbeit mit der Electricité de France EDF das Forschungsprojekt SMART 2013 als Weiterentwicklung des erfolgreichen Forschungsprojekts SMART 2008 (siehe ENSI-Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011) lanciert und finanziert. Das Projekt wird von der International Atomic Energy Agency IAEA unterstützt. SMART steht für «Seismic design and best-estimate Methods Assessment for Reinforced concrete buildings subjected to Torsion and non-linear effects». Es wird in diesem Projekt ermittelt, welche der erwähnten Methoden und Rechenprogramme die Wirklichkeit besser abbilden und wo Verbesserungspotenzial vorhanden ist. Dazu werden die Ergebnisse der Computer-Simulationen mit Resultaten aus Rütteltisch-Versuchen verglichen.

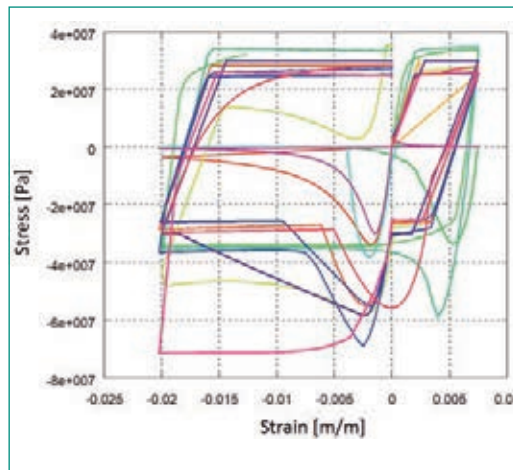
Die Rütteltisch-Versuche werden von der CEA in ihrem Forschungszentrum in Saclay bei Paris auf dem AZALEE-Rütteltisch durchgeführt. Mit diesem Rütteltisch können Erdbebeneinwirkungen simuliert werden. Als Modellgebäude wird ein 3-stöckiges Stahlbetongebäude mit asymmetrischer Tragstruktur im Modellmassstab 1:4 verwendet (siehe Abbildung 14). Die Tragstruktur ist bewusst asymmetrisch gewählt, um den Einfluss der Verdrehung des Gebäudes (Torsion) bei Erdbebeneinwirkung erfassen zu können. Torsion ist besonders wichtig, da sie zu stärkerer Schädigung führen kann. Das Modellgebäude wird derart gebaut, dass es einem Erdbeben einer gewissen Stärke, dem sog. Auslegungs- oder Bemessungserdbeben, widerstehen kann. Das Verhalten des Modellgebäudes wird auf dem Rütteltisch bei unterschiedlich starken Erdbeben getestet. Die Erdbebenstärke wird so variiert, dass auch das Verhalten des Modellgebäudes über die Auslegung hinaus untersucht werden kann. Während den Versuchen werden die Auswirkungen auf das Modellgebäude wie auftretende Beschleunigungen, Verschiebungen bzw. Verformungen, Risse und Betonabplatzungen an diversen Stellen im Modellgebäude von der CEA gemessen und anschließend ausgewertet.

Parallel zu den Rütteltisch-Versuchen der CEA versuchen 36 Teams von Erdbebeningenieuren aus der

ganzen Welt, die Resultate der Versuche mit Hilfe der numerischen Computer-Simulationen ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse vorauszusagen (sogenannte blinde Vorausrechnungen). Dazu modellieren sie die gesamte Testanordnung, also den Rütteltisch und das Modellgebäude, mit Hilfe verschiedener Rechenprogramme. Sie berechnen die erwarteten Auswirkungen auf das Modellgebäude, das heisst dessen Verhalten bei Erdbeben. Dabei kommen unterschiedliche Modellierungsarten und Berechnungsmethoden zum Einsatz. Der Vergleich der Ergebnisse der Vorausberechnungen mit dem bei den Rütteltisch-Versuchen gemessenen Verhalten zeigt die Möglichkeiten und das weitere Verbesserungspotenzial der verwendeten Simulationen auf (sogenanntes Benchmark-Projekt). Das ENSI beteiligt sich als eines der Teams an den Computer-Simulationen. Das ENSI-Team besteht aus Erdbebeningenieurern des ENSI und der Prüfingenieure Basler & Hofmann aus Zürich (B&H) und Stangenberg und Partner aus Bochum, Deutschland (SPI).

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

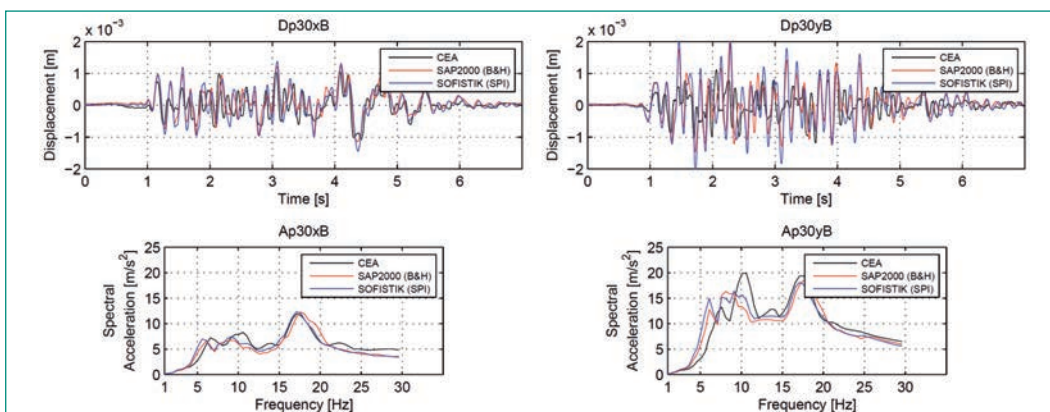
Die Rütteltisch-Versuche am Gebäudemodell wurden von der CEA bereits in den Jahren 2011 bis 2013 durchgeführt. Im Jahr 2013 haben die 36 Teams begonnen, ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse («blind») die Computer-Simulationen durchzuführen. Sie haben im Frühjahr von der CEA die Grundlagen (v.a. die Geometrie und Materialeigenschaften) für den Aufbau der Computer-Simulationsmodelle erhalten und konnten die ersten zwei Phasen des Benchmark-Projekts bearbeiten. Bis zum Herbst haben die Teams in Phase 1 ihre Rechenprogramme gewählt, die Berechnungsmodelle erstellt und die Modellierungsarten und Berechnungsmethoden an sogenannten «lokalen» Tests überprüft. Das ENSI-Team hat zwei Berech-



**Abbildung 15:** Vergleich des Modellverhaltens von Stahlbeton in der Ebene bei den einzelnen Teams (lokaler Test r.c.1, siehe Anhang A). Quelle: SMART 2013, CEA.

nungsmodelle mit Hilfe von unterschiedlichen kommerziellen Rechenprogrammen entwickelt: ein Modell mit dem Programm SAP2000 durch Basler & Hofmann und das zweite mit dem Programm SOFiSTiK durch Stangenberg und Partner. Weiterhin hat das ENSI-Team die, wie sich zeigte, anforderungsreichen lokalen Tests erfolgreich durchgeführt und miteinander verglichen. Die Vergleiche der Ergebnisse dieser beiden Modelle in den lokalen Tests haben eine recht gute Übereinstimmung ergeben. Die festgestellten Differenzen konnten durch unterschiedliche Annahmen und Programmeinstellungen erklärt und nachvollzogen werden. Die ersten Auswertungen und Vergleiche der CEA unter den 36 Teams zeigen demgegenüber teilweise grössere Unterschiede (siehe Abbildung 15). Dies gilt vor allem im Lastbereich, wo der Stahl und der Beton zu versagen beginnen. Diese Unterschiede sind auf die Vielfaltigkeit der verwendeten Modellierungsarten, Berechnungsmethoden und Rechenprogramme zurückzuführen und auf Unterschiede bei Fachwissen und Erfahrung der beteiligten Erdbebeningenieure.

Zu Beginn der Phase 2, die Ende Januar 2014 abgeschlossen wird, haben die 36 Teams von der CEA



**Abbildung 16:** Vergleich der Verschiebungen und Beschleunigungen am Modellgebäude gemessen (CEA) und mit den Computer-Modellen simuliert (SAP2000, SOFiSTiK) für einen Eckpunkt auf der obersten Decke (Run007, Eckpunkt B, siehe Anhang A). Quelle: CEA, B&H, SPI.

die gemessenen Versuchsdaten von zwei Testläufen am Modellgebäude auf dem Rütteltisch erhalten: ein Testlauf infolge der natürlichen Bodenruhe (sog. white noise) und ein Testlauf bei sehr schwacher Erdbebenanregung. Bei diesen beiden Testläufen verhält sich das Modellgebäude vollständig linear und bleibt ungerissen. Die gemessenen Versuchsdaten bei kleiner Erdbebenanregung dienen den 36 Teams zur Kalibrierung ihrer Computer-Modelle im linearen Bereich. Im Rahmen dieser Kalibrierung hat sich im ENSI-Team gezeigt, dass der Berechnungszeitschritt beim Zeitverlaufsverfahren, die Höhe der angesetzten Rayleigh-Dämpfung und die Art der Modellierung der Verbindung zwischen Rütteltisch und Modellgebäude die entscheidenden Parameter für die Ergebnisse im linearen Bereich sind. Es konnte im ENSI-Team für beide Modelle eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse der Computer-Simulationen mit den gemessenen Versuchsergebnissen für die Beschleunigungen in Form von Etagenantwortspektren und für die Verformungen erreicht werden (siehe Abbildung 16).

#### **Bedeutung des Projekts,**

##### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Durch die Teilnahme am Projekt SMART 2013 bleibt das ENSI über den Stand von Wissenschaft und Technik für die Erdbebenberechnungen der Kernanlagen informiert, und es beteiligt sich aktiv an dessen Weiterentwicklung. Die aus dem Projekt gewonnenen Erkenntnisse sind in naher Zukunft für die Aufsichtstätigkeit des ENSI im Bereich der Erdbebensicherheit der Kernanlagen wesentlich: Das ENSI überprüft die Ergebnisse der Gefährdungsstudie PEGASOS Refinement Project PRP. Danach werden die Betreiber ihre Nachweise zur Erdbebensicherheit überarbeiten bzw. aktualisieren müssen, was vielfach unter Verwendung von neusten Methoden zur Erdbebenberechnung erfolgen wird. Das ENSI erstellt dazu Vorgaben und wird diese Nachweise prüfen, letzteres auch unter Durchführung von eigenen unabhängigen Vergleichsrechnungen. Das Projekt SMART 2013 liefert dazu weitere Grundlagen, wertvolle Erkenntnisse und zusätzliche Erfahrung.

##### **Ausblick**

Im Jahr 2014 werden die zentralen Phasen 3 und 4 des Forschungsprojekts SMART 2013 durchgeführt. In der Phase 3, dem eigentlichen Benchmark-Projekt, werden die 36 Teams die fünf Modellversuche der CEA mit stärkerer Erdbeben-

anregung mittels ihrer in Phase 1 und 2 entwickelten Computer-Modelle simulieren. Dabei wird sich zeigen, wie gut die einzelnen Computer-Simulationen die Modellversuche mit starken simulierten Erdbeben abbilden können. In der Phase 4 werden durch die 36 Teams Verletzbarkeitskurven (Fragility-Kurven) für das Modellgebäude zu berechnen sein. Diese Kurven zeigen die Verletzbarkeit hinsichtlich der Stärke der Erdbebeneinwirkung unter Berücksichtigung der Unsicherheiten in der Anregung und den Modellparametern. Zu ihrer Berechnung werden verschiedene Methoden verwendet und miteinander verglichen.

Der Abschluss des Projekts erfolgt mit einem internationalen Workshop im November 2014 in Paris. Dort werden die Ergebnisse der Versuche der CEA und die Vergleiche mit den Computer-Simulationen der 36 Teams vorgestellt, unter den teilnehmenden Erdbebeningenieuren diskutiert und Erkenntnisse daraus abgeleitet.

#### **1.3.4 Plattform Extremereignisse (PLATEX): 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 sogenannten «Plattform Extremereignisse» (PLATEX) sind das Bundesamt für Umwelt (BAFU), das Bundesamt für Energie (BFE), das Bundesamt für Bevölkerungsschutz (BABS), das Bundesamt für Meteorologie und Klimatologie (MeteoSchweiz) sowie das ENSI.

Es wurde entschieden, dass sich PLATEX zunächst mit Fragen der Hochwassergefährdung befassen wird. Geplant ist die Durchführung einer umfassenden Studie zur Bereitstellung gemeinsamer Grundlagen für die Beurteilung der Hochwassergefährdung an Aare und Rhein. Zunächst soll dabei die Aare unterhalb des Thunersees bis zur Rheinmündung betrachtet werden. Für das ENSI sind mögliche neue Erkenntnisse im Zusammenhang mit der Überflutungsgefährdung an den Standorten der Schweizer KKW (drei der vier Schweizer Kraftwerksstandorte befinden sich an der Aare) von besonderem Interesse. Zur Erstellung der Studie ist ein breiter Einbezug der Fachwelt vorgesehen.



## Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr übernahm das BAFU die Leitung der Projektarbeiten zur Hochwassergefährdung. Die Koordination bzw. Organisation und Abstimmung der komplexen Inhalte der geplanten Studie wurden fortgesetzt. Durchgeführte Arbeiten waren insbesondere:

- Erstellung einer Vorstudie «Analyse der Grundlagen zu extremen Hochwasserabflüssen an Aare und Rhein». Die Vorstudie reflektiert die bisherigen Forschungsarbeiten respektive den aktuellen Kenntnisstand zum Thema (Bestandsaufnahme).
- Förderung einer Doktorarbeit an der Universität Bern. Das Hauptziel dieser Arbeit ist die europaweite Betrachtung der Extremhochwasser des 14. Jahrhunderts.
- Erstellung der detaillierten Ausschreibungsunterlagen für die Definition der weiteren Projektarbeiten. Diese Definition umfasst insbesondere die Festlegung der verschiedenen Teilprojekte inklusive Pflichtenheften für die konkreten fachlichen Inhalte. In den Teilprojekten werden voraussichtlich Hochwasserstatistiken inklusive historische Hochwasser sowie Fragen der Hydrologie, der Grossraumhydraulik und des Feststofftransports behandelt. Verklausungen und das Versagen wasserbaulicher Einrichtungen sollen ebenfalls betrachtet werden. Die Resultate der verschiedenen Untersuchungen sollen anschliessend zur Ermittlung der Gefährdung eines Standorts geeignet aggregiert werden. Hierfür wird eine Methodik zu entwickeln sein. Neben den fachlichen Themen werden auch die organisatorischen Randbedingungen (Kosten, Termine, beteiligte Experten etc.) festgelegt.
- Kommunikation der PLATEX-Arbeiten auf der Webseite des BAFU (siehe auch <http://www.bafu.admin.ch/naturgefahren>).

## Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Wie aktuelle probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) zeigen, tragen extreme Hochwasser einen nicht vernachlässigbaren Anteil zum nuklearen Risiko der schweizerischen KKW bei. Zudem hat die Überflutungsthematik nach dem schweren Unfall in Fukushima generell einen höheren Stellenwert im Kontext mit der Sicherheit von Kernkraftwerken erhalten.

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

Basierend auf den Ergebnissen der Projektausarbeitung ist für 2014 der Start der konkreten fachlichen Arbeiten in den verschiedenen Teilprojekten geplant. Parallel hierzu läuft die Dissertation zu den Extremhochwassern des 14. Jahrhunderts.

## 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 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 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 in 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 fin-

den sich im Kap. 1.1.1 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

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

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die folgenden Arbeiten des Jahres 2013 waren aus Schweizer Sicht besonders interessant:

Tests von Operateurgruppen in Simulatoren dienen dazu, die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen besonders bei Störfällen zu ermitteln. Die dabei gewonnenen Daten können zur Verbesserung von probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet werden. Je nach gewähltem Störfall-Szenario und je nach Auswertungsmethode sind Versuchsergebnisse aber teilweise schwer vergleichbar. Bereits 2012 wurde deshalb eine Studie dazu gestartet, wie Simulatorstudien konzipiert und ausgewertet werden sollten, damit ihre Ergebnisse

möglichst gut beurteilt und breit genutzt werden können. Zu diesem Thema wurde im Mai 2013 auch ein Workshop in Halden durchgeführt. Die teilnehmenden Experten möchten eine Datenbank zu Simulatordaten konzipieren. An diesen Arbeiten sind auch Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI massgeblich beteiligt.

Zugleich werden auch weiterhin Experimente mit Operateur-Teams unter simulierten Notfallbedingungen im Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB) durchgeführt. Das wichtigste derzeit laufende Experiment ist eine kombinierte Studie zur menschlichen Leistungsfähigkeit und Zuverlässigkeit, zum Nutzen einzelner Elemente von Mensch-Maschine-Schnittstellen (Abbildung 17) und deren Ausführung, sowie zu Bewertungsmethoden. Ein besonderer Schwerpunkt liegt dabei auf dem Informationsaustausch zwischen Kontrollraum und Personal in anderen Teilen eines Kernkraftwerks. Eine schwedische Operateurgruppe wurde im November 2013 getestet, weitere schwedische Gruppen sowie US-Gruppen von verschiedenen Anlagen sollen im Jahre 2014 teilnehmen. Bei diesen Tests sollen auch die in den letzten Jahren entwickelten portablen Informationssysteme eingesetzt werden. Sie dienen unter anderem dazu, dem Pickett-Ingenieur bereits ausserhalb des Kontrollraums Informationen zu vermitteln. Dieser ist im Normalbetrieb nicht ständig im Kontrollraum, sondern stösst erst im Bedarfsfall zu den dort arbeitenden Operateuren hinzu. Aber auch im Kontrollraum selbst sollen diese Hilfsmittel das Si-

**Abbildung 17:**  
Test von  
Kontrollraum-Anzeigen  
im HAMMLAB.  
Quelle: HRP.



tuationsverständnis verbessern. Bei einer weiteren, 2013 speziell zu diesem Thema durchgeführten, Studie hatten die getesteten Schichtchefs den Eindruck, dass sie die Situation schneller erfassen konnten. Von einem tatsächlichen Einsatz in einem Kernkraftwerk sind diese Systeme allerdings noch weit entfernt. Dazu muss nicht nur der Nutzen für die Operateure, sondern auch alle weiteren Auswirkungen solcher Systeme vorher geklärt werden. Nicht zuletzt stellen sich dann auch Fragen der Zuverlässigkeit und der Sicherung.

Ein weiteres interessantes Thema ist die Unterstützung von Revisionsarbeiten durch technische Hilfsmittel. Dazu führte das HRP einen Workshop sowie Vor-Ort-Studien in den USA und in Schweden durch. Diese zeigten, dass ein Bedarf besteht an Hilfsmitteln für die Planung, damit die Arbeiten räumlich und zeitlich genau aufeinander abgestimmt werden können. Dafür könnte interaktive Visualisierungssysteme dienen, in portabler Form auch für die bessere Darstellung von Strahlungsfeldern (Abbildung 18).

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Die Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit dienen dazu, Analysemethoden für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen weiter zu verbessern. Die Daten von Simulatorstudien im Rahmen des Halden Reactor Projects werden auch im Projekt Human Reliability Analysis HRA genutzt (siehe dazu auch Kap. 1.4.2 und Anhang A). So dienen sie auch der Verbesserung der probabilistischen Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke.

Die immer grösser werdende Abhängigkeit auch der nuklearen Sicherheitstechnik von rechnerbasierten Systemen ist ein zentrales Forschungsthema im HRP. Die diesbezüglichen Arbeiten dienen dazu, die Zuverlässigkeit solcher Systeme weiter zu verbessern.

Ein weiteres Ziel ist es, Stärken und Schwächen der Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit



**Abbildung 18:**  
Visualisierung eines Strahlungsfelds auf einem portablen Gerät.  
Quelle: HRP.

virtueller Realität arbeiten, können dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren.

#### **Ausblick**

Die Arbeiten des Projekts liegen auch im Bereich MTO weitgehend im Zeitplan. Wie oben bei der Studie zur menschlichen Zuverlässigkeit beschrieben, sind viele der Arbeiten längerfristig angelegt und werden somit 2014 fortgesetzt. Im Rahmen der Planung des HRP für die Projektphase 2015–2017 (siehe auch Projektbereich Brennstoff und Materialien, Kap. 1.1.1) wurden auf Empfehlung des Halden Board of Management auch Arbeiten zur Stilllegung vorgeschlagen. Darunter sind Arbeiten für organisatorische Hilfsmittel ähnlich denen für Revisionen, aber auch Untersuchungen zum Langzeitverhalten von trockengelagerten Brennelementen. Die Vorschläge wurden von den Experten in den HRP-Mitgliedsländern bis Ende 2013 bewertet. Die Auswertung der Ergebnisse in der ersten Jahreshälfte 2014 wird zeigen, in welchem Umfang diese Themen während der kommenden Projektphase behandelt werden.

## 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).

Die Hauptthemen im Berichtsjahr waren:

- *Errors of Commission (EOC)*: Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber nicht (entsprechend der festgelegten Erfolgskriterien) durchgeführt 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 von HRA-Methoden verwendet werden können.
- *Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit*: Die diesbezügliche internationale Erfahrung soll erfasst werden.
- *Anwendung von Simulatorstudien*: Die Daten aus einer US-amerikanischen Simulatorstudie wurden bereits benutzt, um die Vorhersagegüte verschiedener HRA-Methoden bezüglich Versagenswahrscheinlichkeiten, Schwierigkeitsgraden und Schlüsselementen des Handlungsablaufs zu bewerten. Im Berichtsjahr wurden für die Operateurhandlungen, die Gegenstand dieser Studie waren, auch Daten zur Variabilität zwischen den Anwendern gleicher HRA-Methoden ausgewertet. Für die Versagenswahrscheinlichkeiten der meisten Handlungen lag diese Variabilität innerhalb einer Grössenordnung. Eine mögliche Variabilitätsursache lag in dem von den Anwendern unterschiedlich gehandhabten Umgang mit den Limitierungen einer HRA-Methode (z.B. fehlende Anleitung zur Berücksichtigung des Einflusses teilweise irreführender Anzeigen).
- *Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit*: Der hierzu im Berichtsjahr entwickelte Fragebogen umfasst die Wechselwirkung zwischen Schäden ohne direkte Sicherheitsrelevanz und dem Reagieren auf Notfälle sowie Schwachstellen in Teilaspekten der Notfallplanung und deren Auswirkung auf die Arbeitsbelastung der Operateure. Zudem wurden einige Erdbebenstörfälle aus der nuklearen Betriebserfahrung ausgewertet. Hierzu gehörte auch der Störfall im Kernkraftwerk Hamaoka (Block 5) während des Suruga-Bay-Erdbebens von 2009, welches gerade noch im Rahmen der Auslegung lag. Es zeigte sich, dass auch dann eine erhöhte Arbeitsbelastung zu erwarten ist, wenn die Funktion von Sicherheitssystemen noch gegeben oder nur leicht eingeschränkt ist.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2013 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- *EOC*: Im Rahmen der Vorgängerprojekte wurde die sogenannte «Commission Errors Search and Assessment» (CESA) Methode entwickelt. Die im Vorjahr, im Rahmen einer Pilotstudie für ein drittes Schweizer Kernkraftwerk, abgeschlossene Anwendung dieser Methode wurde dokumentiert. Ferner erfolgte eine Dokumentation der aktuellen, verbesserten Fassung (Benutzer-

anleitung und technische Grundlage) des Quantifizierungsmoduls (CESA-Q) dieser Methode. Wie bisher werden vier Typen von Situationen (z. B. irreführende Anzeigen) mit plausiblen EOC-Gelegenheiten unterschieden. Aufgrund der Aktualisierung ergibt sich die EOC-Wahrscheinlichkeit direkt aus den Bewertungen von Einflussfaktoren (z. B. Schwierigkeit des Erkennens irreführender Anzeigen), welche die jeweilige Situation näher charakterisieren. Bislang waren oftmals Interpolationen, basierend auf bekannten EOC-Wahrscheinlichkeiten für einige Referenzsituationen, erforderlich. Das aus der Literatur bekannte «Bayesian Belief Network Model» bildete die technische Basis für die Herleitung des Zusammenhangs zwischen Einflussfaktoren und Wahrscheinlichkeiten.

anleitung und technische Grundlage) des Quantifizierungsmoduls (CESA-Q) dieser Methode. Wie bisher werden vier Typen von Situationen (z. B. irreführende Anzeigen) mit plausiblen EOC-Gelegenheiten unterschieden. Aufgrund der Aktualisierung ergibt sich die EOC-Wahrscheinlichkeit direkt aus den Bewertungen von Einflussfaktoren (z. B. Schwierigkeit des Erkennens irreführender Anzeigen), welche die jeweilige Situation näher charakterisieren. Bislang waren oftmals Interpolationen, basierend auf bekannten EOC-Wahrscheinlichkeiten für einige Referenzsituationen, erforderlich. Das aus der Literatur bekannte «Bayesian Belief Network Model» bildete die technische Basis für die Herleitung des Zusammenhangs zwischen Einflussfaktoren und Wahrscheinlichkeiten.

## **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 und die etablierten HRA-Methoden für die Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeiten von (zur Aufrechterhaltung bzw. Wiederherstellung der Sicherheit) angeforderten Handlungen konzipiert sind. Der Einfluss letztgenannter Handlungen auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

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

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 lief Mitte 2013 aus. Aufgrund der guten Resultate sollten in einem Nachfolgeprojekt insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt werden:

1. EOC-Pilot-Studie für das vierte Schweizer Kernkraftwerk; EOC-Studie zu internen systemübergreifenden (z. B. Brand) und externen (z. B. Erdbeben) Ereignissen für alle vier Schweizer Kernkraftwerke;
2. Pilot-Studie zur Nutzung Schweizer Simulator-daten für die HRA in Schweizer Risikoanalysen;
3. Weiterführung der Arbeiten zur Erstellung einer Wissensbasis bezüglich der Wirkungen von Erdbeben auf die menschliche Zuverlässigkeit.

Diese Arbeiten dienen einer umfassenden Verbesserung der HRA, und die damit einhergehenden Erkenntnisse tragen zur Erhöhung der Sicherheit bei.

## **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 der Anlagen und ihres Verhaltens erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Die Analyse des Unfallablaufs in den Reaktoren von Fukushima-Daiichi gehört ebenfalls in diesen Forschungsbereich.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel,

Thomas Wintterle

Bericht der Forscher in Anhang A

#### **Einleitung**

Mit dem Projekt STARS wird die seit 1988 erfolgreiche Zusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem PSI im Bereich der Sicherheitsanalysen fortgesetzt. Die Aufgabe des STARS-Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis zu auslegungsüberschreitenden Störfällen ein.





**Abbildung 19:**

*Simulation eines Mischungsexperiments innerhalb des ROCOM-Reaktordruckbehälters in Dresden-Rossendorf.*

*Die von der STARS-Gruppe durchgeführten Modellierungen zeigen die dabei auftretenden komplizierten Strömungsmuster. Quelle: PSI.*

## Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

### *Brennstoffverhalten*

Das Brennstabprogramm FALCON wird für die Auslegung und Auswertung von Versuchen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) verwendet, die sich mit dem Brennstoffverhalten bei Kühlmittelverlust-Störfällen befassen. Fortschritte konnten bei der Berechnung der Spaltgasfreisetzung und dem Verlauf der Hüllrohrtemperatur erzielt werden. Ausserdem kann mittlerweile – falls es zu einem signifikanten Aufblähen und Aufplatzen des Hüllrohrs kommt – der Zeitpunkt des Aufplatzens genauer bestimmt werden. Ein weiterer Schwerpunkt war die Auswirkung von Leistungsrampen auf den Brennstab. Die Analyse mehrerer Versuche aus dem Forschungsprojekt SCIP-II (siehe Kap. 1.1.2) ergab, dass eine stufenweise Erhöhung der Leistung das Hüllrohr weniger belastet und die Wahrscheinlichkeit für ein Versagen des Hüllrohrs stärker von der Geschwindigkeit der Rampe abhängt als vom Brennstababbbrand. Die Vorhersage der Hüllrohrintegrität mit FALCON lieferte konsistente Ergebnisse, es müssen aber weitere wichtige Einflüsse, wie die Verweildauer auf hoher Leistung, in das bestehende Schadenskriterium integriert werden. Im Rahmen eines OECD-Vergleichstests (Benchmark) zur Fortpflanzung von Unsicherheiten wurde die Brennstoffmodellierung fortgesetzt. Es zeigte sich, dass die

Beiträge der verschiedenen Fertigungstoleranzen zur Unsicherheit der Brennstoff-Zentraltemperatur wesentlich davon abhängen, ob der Spaltschluss zwischen Brennstoff und Hüllrohr bereits stattgefunden hat oder nicht.

### *Reaktorkern*

Zwischen den Stäben der Brennelemente befinden sich die sogenannten Unterkanäle, durch welche das Kühlmittel von unten nach oben durch den Reaktor strömt. Für die Modellierung des Kühlmittelverhaltens in diesen Kanälen wurde das Analyseprogramm COBRA-TF eingeführt. Die Modellierung eines OECD-Benchmarks für die Bestimmung des radialen Dampfblasengehalts in einem Brennelementausschnitt zeigte die gute Eignung des Programms. Durch die Einführung des Brennelementprogramms CASMO-5 konnte der Reaktivitätsverlauf in einem Druckwasserreaktor genauer berechnet werden. Dies wurde anhand des Verlaufs der kritischen Borckonzentration im Kernkraftwerk Gösgen über einen Brennstoffzyklus (ca. 11 Monate) verdeutlicht. Mit der Einführung des neuen Reaktorkernsimulators SIMULATE-5 wurde ebenfalls begonnen. Die nuklear-thermohydraulische Stabilitätsanalyse von Siedewasserreaktoren mit dem Programm SIMULATE-3K wurde weiter verbessert. Ein Stabilitätstest aus dem Brennstoffzyklus 10 des Kernkraftwerks Leibstadt (KKL) konnte deutlich besser simuliert werden, als dies bisher möglich war. Der OECD-Stabilitäts-Bench-

mark zum schwedischen Kernkraftwerk Oskarshamn-2 wurde ebenfalls sehr genau abgebildet. Die Fortpflanzung von Unsicherheiten in den nuklearen Daten wurde weiter untersucht. In einer ersten Anwendung wurde der Beitrag verschiedener Unsicherheiten zur Gesamtunsicherheit der abzuführenden Nachzerfallswärme in einem Lagerbecken bestimmt. Dabei zeigte sich, dass die Unsicherheiten der Spaltausbeute den weitaus grössten Beitrag liefern.

#### *Systemverhalten*

Im Berichtszeitraum wurde die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE fortgesetzt. TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Bei der Modellierung wurden die Eingabedaten und die geometrische Abbildung der Anlage (Input-Decks) weiter an die Berechnungsrichtlinien von TRACE angepasst. Für die Simulation von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen wurden Validierungsrechnungen der japanischen Grossversuchsanlage JAEA/LSTF im Rahmen des OECD/NEA ROSA-2 Projektes mit TRACE nachgerechnet. Die Validierung von TRACE ist notwendig für dessen Anwendung bei Störfallanalysen. Dazu dient die Mitarbeit bei internationalen Benchmarks zu integralen Experimenten wie beispielsweise PKL-2 oder OECD/NEA ROSA-2, um die gewonnenen Daten nutzen zu können. Im Bereich der Siedewasserreaktoren wurde für das KKL ein Modell für ein erweitertes Frischdampf-Leitungssystem implementiert.

Um der Entwicklung im Bereich der Multi-Physik-Simulationen Rechnung zu tragen, wurde die Implementierung der numerischen Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics CFD) vorangetrieben. Zur Validierung des CFD-Codes STAR-CCM+ wurden die komplexen dreidimensionalen Strömungen der Mischungsexperimente aus dem ROCOM-Teststand in Dresden-Rossendorf und des OECD/NEA PKL2-Projektes (Teststand in Erlangen bei Nürnberg, Abbildung 19) berechnet.

#### *Sicherheitsanalysen*

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu konkreten Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen des Freigabeverfahrens zur neuen Beladung des KKL-Reaktorkerns verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltbarkeit, lineare Stableis-

tung, Druckverluste, lokaler Stabbrand) berechnet. Die Berechnungen bestätigten, dass die sicherheitstechnischen Kriterien durch die neue Reaktorauflösung erfüllt sind.

Mit dem Projekt YUMOD erneuert das KKL die Umwälzschleifen und -pumpen am Reaktor inklusive deren Steuerung. Dafür wurden die Umwälzschleifen neu modelliert und das Verhalten der Anlage KKL bei postulierten Störfällen wie dem schnellen Hochlaufen der Umwälzpumpen berechnet.

#### **Bedeutung des Projekts,**

##### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das Projekt stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Es unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Dazu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen und andere Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Call). Weiterhin unterstützt das Projektteam auf Anfrage – mit Genehmigung des ENSI – schweizerische Kernkraftwerksbetreiber mit Studien und Analysen zu Aspekten des Kraftwerksbetriebs und der Sicherheit.

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und störfallbedingte 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 dringlich an, um die komplexen Neuanalysen bei Anlageänderungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit des ENSI bewerten zu können.

#### **Ausblick**

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Me-

thoden 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 die Teilnahme an internationalen Forschungsprogrammen und die Mitarbeit in internationalen Expertengruppen unerlässlich.

Für das Jahr 2014 sollen die Vorausberechnungen der neuen Reaktorkernauslegungen für die schweizerischen Anlagen erweitert werden. Zur Modellierung des Brennstoffverhaltens bei Kühlmittelverlust-Störfällen wurde eine Doktorarbeit begonnen.

### **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 neuer Kernkraftwerkstypen (wie z.B. den AP1000) 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 Auslegungstörfällen besteht in einer wesentlich stärkeren Kopplung der Vorgänge im Reaktor-Kühlkreislauf mit Prozessen im Sicherheitsbehälter (Containment). Die thermohydraulischen Abläufe im Reaktor-Kühlkreislauf 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 weniger geeignet für die Berechnung der Vorgänge im Reaktor-Kühlkreislauf.

Aufgrund der sistierten Neubauprojekte wurde beschlossen, die Anwendungsbasis so auszurichten, dass das Projekt den Fokus auf Containmentvorgänge bestehender Reaktoren hat. Das Projekt

PASSPORT beinhaltet aber weiterhin die Entwicklung der Methodik einer engen Kopplung der Thermohydraulik-Codes des Reaktors (TRACE) und des Containments (GOTHIC). Die Kopplung der beiden Rechenprogramme wird benötigt, um mögliche Störfallszenarien in den heutigen Kernkraftwerken besser analysieren zu können.

#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Im Berichtszeitraum wurde die Validierung der bereits entwickelten Kopplung von TRACE und GOTHIC abgeschlossen. Als Ausgangspunkt für die Entwicklung der Modelle in TRACE und GOTHIC wurde das am PSI durchgeführte Experiment PANDA ISP-42 ausgewählt. PANDA ist eine Grossversuchsanlage, gebaut und betrieben am PSI, um Containmentvorgänge mit Rückkopplung an den Reaktor-Kühlkreislauf zu untersuchen. Die Ergebnisse von Vergleichsrechnungen (Benchmarks) der verschiedenen PANDA-Experimente mit GOTHIC und TRACE zeigen die Möglichkeiten und Limitierungen der beiden Rechencodes auf.

Mit der Kopplung der beiden Rechenprogramme besteht heute die Möglichkeit, dreidimensionale Strömungsvorgänge im Containment mit dem Rechenprogramm GOTHIC und eindimensional im Reaktor-Kühlkreislauf mit dem Systemcode TRACE zu simulieren. Die Kopplung basiert auf dem Austausch von Masse- und Energiedaten an der Schnittstelle der Berechnungsgebiete von TRACE und GOTHIC. Die Kopplung erlaubt, dass Zweiphasenströmungen (Wasser/Dampf) 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.

Zum Abschluss des Projektes wurde erfolgreich eine gekoppelte Rechnung eines Kühlmittelverlust-Störfalls durchgeführt. Für die Berechnung wurde ein vereinfachtes Anlagen- und Containmentmodell einer schweizerischen Anlage verwendet. Das Projekt PASSPORT wurde damit erfolgreich beendet.

#### **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. Das ENSI wie auch das PSI konnten durch die Projektar-

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

#### Ausblick

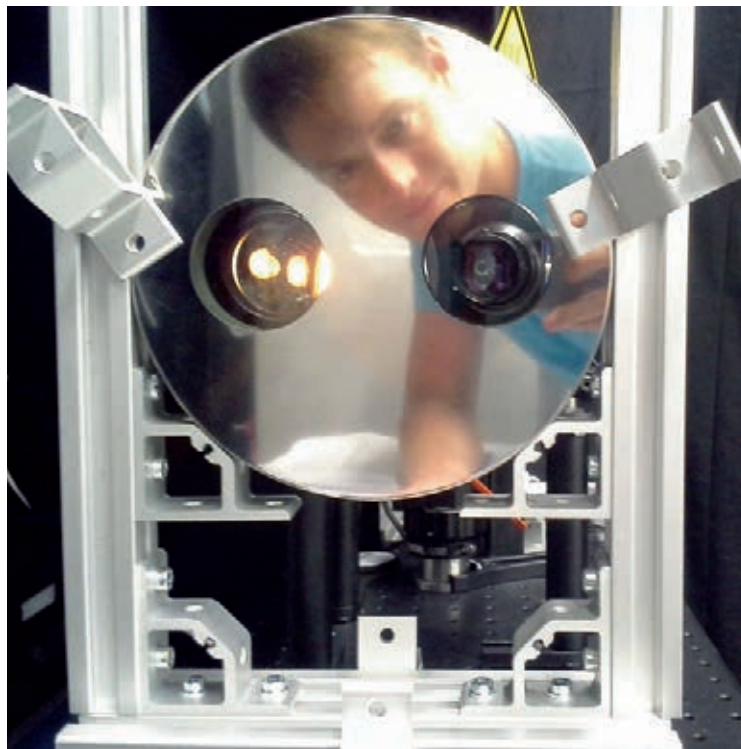
Die entwickelte Kopplung zwischen dem Systemcode TRACE und Containmentcode GOTHIC kann im Rahmen von weiteren Forschungsvorhaben verwendet werden. Das ENSI kann weiterhin im Rahmen des STARS-Projektes auf die Kompetenz und Erfahrung des PSI mit dem Projekt PASSPORT zurückgreifen.

### 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 Wasserdampfatmosfera untersucht. Darüber hinaus werden die Auswirkungen des räumlich und zeitlich veränderlichen Flüssigkeitsfilms auf die Effizienz des Wärmeübergangs betrachtet. Dazu werden Versuche mit hoher Messgenauigkeit insbesondere in einem Druckbehälter durchgeführt, in dem sich eine temperaturkontrollierte vertikale Platte befindet. 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 Programms «Containment Safety» am PSI.



**Abbildung 20:** Platte aus rostfreiem Stahl von etwa 20 cm Durchmesser mit zwei metallverschmolzenen Schaugläsern für die Messung der Flüssigkeitsschichtdicke. Die Platte wird in die Wand des Druckbehälters eingebaut und muss den dortigen Belastungen standhalten. Das Bild zeigt die Innenseite. Die für die NIR-Messung benötigte Beleuchtung mit einer Halogen-Lampe erfolgt durch das Schauglas links und die Beobachtung mit der NIR-Kamera durch das Schauglas rechts. Es ist vorteilhaft, zwei Schaugläser zu verwenden, um Reflektionen des eingestrahelten Halogenlichts zu vermeiden. Für einen guten optischen Zugang im Infrarot-Bereich besteht das Schauglas für die NIR-Kamera aus 3 cm dickem Saphirglas.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In diesem Jahr wurde der Druckbehälter LINX einschliesslich der Regel- und Messtechnik für die hochpräzisen Messungen von Temperatur, Schichtdicke und Wasserfluss mit hohem Aufwand nach dem Stand der Technik aufgerüstet. Dies beinhaltet die Konstruktion von wichtigen Komponenten. Der Doktorand ist am IRSN in die Verwendung des Codes ASTEC eingewiesen worden und hat ein erstes Modell des Druckbehälters erstellt. Er ist jetzt vertraut mit den derzeit limitieren ASTEC-Modellen für Kondensation und Wiederverdampfung. Sowohl für die Messung der Temperatur als auch der Dicke der Flüssigkeitsschicht auf der vertikalen Platte werden innovative optische Methoden im Infrarotbereich verwendet. Diese Methoden haben den grossen Vorteil, dass sie nur unwesentlich in das Experiment eingreifen. Der Doktorand hat in seiner ersten wissenschaftlichen Veröffentlichung die Technik der optischen Messung der Filmdicke im nahen Infrarotbereich in einem Beitrag zum 15. International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15) im Mai 2013 in





**Abbildung 21:**  
Brennelementbündel  
nach einem  
Lufteinbruch beim  
OECD SFP-Projekt.

Pisa präsentiert. Die Schichtdickenmessung, die vornehmlich auf dem Effekt der Absorption im nahen Infrarotbereich (Near InfraRed NIR; Abbildung 20) basiert, wurde kalibriert und validiert. Dazu wurden die Vergleiche mit Widerstandsmessungen aufgeklebter Maschensensoren sowie mit Messungen der Dicke des Flüssigkeitsfilms mittels kalter Neutronen an der ICON-Anlage (Imaging with Cold Neutrons) des PSI erweitert. Mit verfeinerten experimentellen Methoden und Datenbearbeitungstechniken hat der Doktorand die Güte der Messung des zweidimensionalen Profils der Schichtdicken auf der vertikalen Platte deutlich verbessert.

#### **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, die Verteilung und den

Transport der Gase (Luft, Dampf, Wasserstoff) sowie 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 Rechencodes für Leichtwasserreaktoren nur unzureichend abgebildet. Dies betrifft neben den Codes wie ASTEC und GOTHIC, die effektive Parameter und Korrelationen verwenden, auch aktuelle Simulationsprogramme für die numerische Strömungsmechanik (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 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. Ein wesentlicher Aspekt bei diesem Projekt ist zudem die Ausbildungsförderung.

#### **Ausblick**

Die experimentellen Vorbereitungen und Validierungen der Apparaturen und Messinstrumente sind abgeschlossen. Geplant sind längere Messkampagnen mit einem erweiterten Bereich von Anfangs- und Randbedingungen im Druckbehälter. Mit ihnen sollen der Flüssigkeitsfilm und seine Dynamik bei Bedingungen mit Kondensation und Wiederverdampfung analysiert werden. Schliesslich sollen die derzeit limitierten ASTEC-Modelle für Kondensation und Wiederverdampfung unter Verwendung der gewonnenen Messresultate verbessert werden. Der Doktorand wird dazu von den Experten der IRSN bei der Verwendung des Codes ASTEC unterstützt.



Die Darstellung der Methodenentwicklung und die Analyse der Messkampagnen sollen dem Doktoranden die Möglichkeit zu weiteren wissenschaftlichen Veröffentlichungen bieten und zu seiner Ausbildung als Spezialist in Containment-Thermohydraulik beitragen.

Das PSI wird die Messergebnisse zusätzlich zu AS-TEC 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 vom ENSI, vom PSI 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. Lufteinbruch kann die Zerstörung des Kerns beschleunigen und die Freisetzung von Spaltprodukten erhöhen. Abbildung 21 zeigt aus einem Versuch ein Brennelementbündel nach Lufteinbruch. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können. In den vergangenen Jahren hat das PSI ein entsprechendes Oxidationsmodell entwickelt, welches in MELCOR implementiert und anhand verschiedener Experimente validiert wurde. Mit diesem Projekt werden die Reaktionen von Zirkonium-Hüllrohren unter verschiedenen Sauerstoff-/Stickstoff-Dampfgemischen erforscht und das Oxidationsmodell weiterentwickelt, um den Nitrierungsprozess besser abzubilden. Das Projekt startete Mitte 2013 und dauert bis Mitte 2017.

##### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Neuere Experimente für Brennelemente in Lagerbecken zeigten, dass die Reaktion zwischen Stickstoff und Zirkonium zu einer starken Bildung von Zirkoniumnitrid führt. Diese exotherme Reaktion trägt, neben derjenigen des Zirkoniums mit Sauerstoff, sowohl wesentlich zur Temperaturerhöhung als auch zur Zerstörung des Hüllrohrmaterials bei. Dieses Phänomen soll in der ersten Projektphase erforscht und dann mit dem Oxidationsmodell korrekt abgebildet werden.

Die Forschungsarbeiten zu den Stickstoffreaktionen unter Luft oder Dampfatosphären wurden in der zweiten Jahreshälfte 2013 im Rahmen eines Dokorats plangemäss aufgenommen. Erste Ergebnisse in Form einer Zusammenfassung der grundlegenden Phänomene, Kenntnisse und Datenquellen wurden im November 2013 am 19. internationalen QUENCH-Workshop in Karlsruhe vorgestellt (siehe Bericht der Forscher in Anhang A).

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

Oxidation von Hüllrohren mit Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter, im Brennstofflagerbecken oder im Transportbehälter betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung 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 Rechencodes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die Weiterentwicklung des auch vom ENSI genutzten Rechencodes 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

Mit den nächsten Forschungsarbeiten sollen anhand von Daten aus neuen Versuchen die wichtigsten noch vorhandenen Wissenslücken zu den Stickstoffreaktionen geschlossen werden. Das auf diesen Grundlagen neu zu entwickelnde Oxidations-/Nitrierungsmodell dient dann zur Planung weiterer Experimente und für Modellverfeinerungen.

### 1.5.5 OECD BSAF – Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

#### Einleitung

Nach den schweren Reaktorunfällen in Fukushima startete die OECD dieses Projekt, bei dem elf Organisationen aus acht Ländern vergleichende Simulationen durchführen. Es verfolgt die Ziele, die Unfallabläufe in den einzelnen Reaktoren zu rekonstruieren und die Endzustände der Reaktoren und vor allem der Reaktorkerne zu bestimmen. Dadurch soll die Planung der weiteren Untersuchungen, der Dekontamination und des Rückbaus unterstützt werden. Ein weiteres Ziel ist die Ausweitung der Beurteilungsbasis für Simulationsprogramme. Da bei Experimenten zur Erforschung von schweren Reaktorstörfällen meist nur einzelne Phänomene (häufig auch in kleinerem Massstab und mit nicht-radioaktivem Material) untersucht werden, sollen die Unfälle von Fukushima ausgewertet werden.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das PSI konzentriert sich bei seinen Arbeiten auf den Reaktorblock 3 von Fukushima. Es verwendet das Simulationsprogramm MELCOR, welches auch vom ENSI bei Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke benutzt wird.

Im Gegensatz zu typischen Benchmark-Studien (Vergleichsrechnungen), bei denen detaillierte Messwerte genau festgelegter Experimente erfasst werden, ist die Datenbasis bei den Unfällen in Fukushima unvollständig und/oder unsicher, da verschiedene Messinstrumente nicht normal funktionierten. Für seine Analyse verwendet das PSI hauptsächlich den Zeitpunkt der Wasserstoffexplosion, die Druckverläufe im oberen und unteren Teil des Containments (Drywell und Wetwell), die Einspeise-

zeiten und Einspeiseraten der Feuerwehrrpumpen und die Zeitangaben der ungefilterten Containment-Druckentlastung. Die Druckverläufe werden vom PSI als ziemlich vollständig und zuverlässig angesehen, bei den anderen erwähnten Angaben gibt es, abgesehen vom Zeitpunkt der Wasserstoffexplosion, teilweise Lücken und Unsicherheiten.

Die im Rahmen des Projekts zur Verfügung gestellten Eingabedaten für MELCOR (Input Deck) zum Block 3 von Fukushima wurden vom PSI an die spezifischen Gegebenheiten angepasst. Die Effekte der Unsicherheiten bei der Löschwasser-Einspeisung und Containment-Druckentlastung wurden im Detail analysiert. Mehr als 50 Simulationen wurden durchgeführt, um ein Best-estimate-Szenario zu erhalten, also eine Simulation, die die Druckverläufe im Reaktordruckbehälter und im Containment sowie den Zeitpunkt der Wasserstoffexplosion so genau wie möglich reproduzieren kann. Gemäss dieser Simulation wäre es in Block 3 nicht zu einer Kernverlagerung im Reaktordruckbehälter (RDB) gekommen, und der RDB hätte nicht versagt. Damit scheint der Reaktorkern von Block 3 von Fukushima weniger beschädigt zu sein als ursprünglich angenommen. Allerdings basieren diese Simulationen auf inzwischen fraglichen Annahmen, weil im Oktober 2013 neue Informationen zum Betrieb der dampfgetriebenen Einspeisesysteme geliefert wurden. Die Einflüsse dieser neuen Informationen müssen noch evaluiert und im Modell berücksichtigt werden. Dies kann zu Änderungen bei der Beurteilung führen.

#### Bedeutung des Projekts,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt ist von sehr grosser internationaler Relevanz, und es ist für das PSI eine Auszeichnung, als eine von elf Organisationen weltweit zu diesem Projekt eingeladen worden zu sein. Im BSAF-Projekt werden die Abläufe bei den schweren Reaktorunfällen von Fukushima mittels verschiedener Simulationsprogramme analysiert. Weil zudem mehrere Beteiligte das Programm MELCOR benutzen, kann unter Umständen auch der Einfluss der Anwender auf das Ergebnis evaluiert werden, bei komplexen Modellierungen immer ein wichtiger Aspekt. Das Projekt dient somit der Verbesserung des Rechenprogramms MELCOR und dem Kompetenzerhalt in diesem Bereich in der Schweiz. Darüber hinaus tragen die durch das Projekt gewonnenen Informationen auch zum besseren Verständnis des Ablaufs schwerer Unfälle und speziell der Versagensgrenzen von Anlagenteilen bei.

## Ausblick

Bedingt durch die Verzögerungen bei der Bereitstellung der Daten zu den Anlagen und Unfallbedingungen ist das Projekt langsamer vorangekommen als ursprünglich geplant. Das PSI hingegen ist mit seinen Arbeiten im Plan. Im Oktober 2013 wurden revidierte Randbedingungen betreffend Annahmen zu den Unfallabläufen vorgeschlagen, diskutiert und in der Zwischenzeit auch vereinbart. Das PSI wird aufgrund der neuen Informationen die Simulationen überarbeiten und bei der Entwicklung seines Best-estimate-Szenario berücksichtigen. Im Herbst 2014 soll das BSAF-Projekt abgeschlossen werden.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

#### Einleitung

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben dem ENSI fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SSM), schwedische 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.

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 Forschungsphase (2012–2016) lassen sich in folgende vier Bereiche einteilen:

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

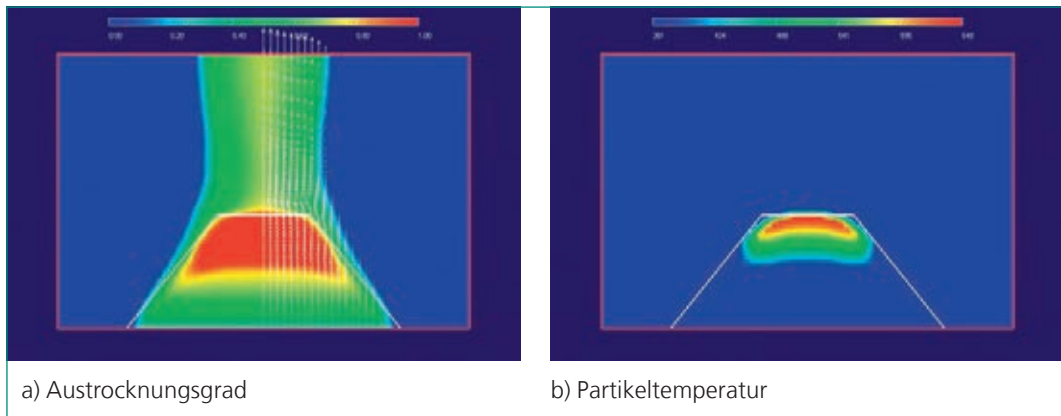
## Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das übergeordnete Projektziel ist die Entwicklung einer Struktur zur risikoorientierten Unfallanalyse, mit der die bedingten Gefährdungen der Containmentintegrität quantifiziert werden können. Als Referenzanlage wird ein prototypischer Siedewasserreaktor («Nordic BWR») definiert. Die wichtigsten Arbeiten im Jahre 2013 waren:

*RES (Risk Evaluation and Synthesis):* Das Hauptziel der Arbeit ist die Entwicklung eines Hilfsmittels zur Quantifizierung der bedingten Versagenswahrscheinlichkeit des Containments durch ein nicht kühlbares Schüttbett und durch Dampfexplosionen. Die bisher durchgeführten Arbeiten zeigen, dass die Zeitpunkte, wann ein Unfall ein neues Stadium erreicht (z.B. Zeitpunkt der Kernverlagerung, RDB-Versagen), eine hohe Bedeutung haben. Diese Zeitabhängigkeit ist deshalb explizit in den zu erstellenden Modellen zu berücksichtigen.

*MEM (Melt Ejection Modes):* Das Ziel von MEM ist die Entwicklung deterministischer Modelle zur Analyse der Kernschadenzustände in Verbindung mit den RDB-Versagensarten. Dazu werden die Zeiten und Versagensarten des RDBs (Versagen von Führungsrohren der Steuerstäbe oder der Instrumentierung, Versagen von Anschlussstutzen von Pumpen oder Kriechversagen des RDBs) anhand zweier Szenarien untersucht: Ein Szenario mit Kühlung der Schmelze sowohl von unten (durch die Steuerstabführungsrohre) wie auch von oben (z.B. durch die Noteinspeisung), das andere Szenario ohne Kühlung. Ohne Kühlung ist ein frühes Versagen der Führungsrohre zu erwarten. Zu dieser Zeit liegen die Temperaturen im Hauptteil der Schmelze noch unterhalb von 2000 °C, die Oxide im Kern sind also noch nicht geschmolzen. Die Kühlung kann zu einem verzögerten Versagen der Führungsrohre führen, das Kriechversagen des RDBs selber wird davon praktisch nicht beeinflusst. Da die Stutzen der Führungsrohre deutlich kühler sind als die Temperaturen in der Schmelze, ist ein Erstarren der Schmelze in diesem Bereich möglich. Dies ermöglicht die Ausbildung eines oxidischen Schmelzepools im RDB, bevor der RDB durch Kriechen versagt.

*DECO (Debris Coolability Map):* Die Strategie zur Milderung von schweren Unfällen besteht bei vielen Leichtwasserreaktoren in der Flutung des Containments, um die aus dem RDB austretende Kernschmelze zu fragmentieren und dadurch die Kühlbarkeit zu verbessern. Ob die im so erzeugten Schüttbett produzierte Nachzerfallswärme abge-



**Abbildung 22:** Diese zwei Grafiken zeigen die Analyseergebnisse ( $t = 4000 \text{ s}$ ) zur Kühlbarkeit eines Schüttbetts mit einem Partikeldurchmesser von  $2 \text{ mm}$  und einer Nachzerfallsleistung von  $200 \text{ W/kg}$ . Abbildung a) zeigt, dass es im oberen, roten Teil des Schüttbettes zur Austrocknung kommt, also kein Wasser mehr zur Kühlung verfügbar ist. Durch Dampfkühlung, Wärmeleitung und -strahlung kann allerdings trotzdem noch soviel Wärme abgeführt werden, so dass die Temperatur im oberen Teil des Schüttbetts auf ca.  $650 \text{ °C}$  begrenzt bleibt (Abbildung b). In diesem Beispiel ist das Schüttbett also kühlbar. Quelle: KTH Stockholm.

führt werden kann, hängt von den Eigenschaften dieses Schüttbetts ab. Das Ziel von DECO ist die Entwicklung deterministischer Modelle zum Verhalten des Schüttbetts, um dessen Kühlbarkeit zu beurteilen. Ein wichtiger Aspekt ist deshalb die Agglomeration von Fragmenten, da dadurch der Fließwiderstand des Wassers durch das Schüttbett stark erhöht werden kann, was die Wärmeabfuhr aus dem Schüttbett verringert. Ferner werden Experimente durchgeführt, um Daten zur Kalibration der Simulationsmodelle zu gewinnen. Dabei wurden zwei verschiedene Partikeltypen verwendet, welche sich in Form, Größe und Material unterscheiden. Für die mit diesen Partikeln erzeugten Schüttbetten wurde bestimmt, wann es zu einer Austrocknung der Schüttbetten kommt. Diese Messungen wurden dann mit den Modellprognosen verglichen (Abbildung 22) und zeigten eine gute Übereinstimmung.

*SEIM (Steam Explosion Impact Map):* Das Hauptziel in diesem Bereich ist die Quantifizierung der durch Dampfexplosionen verursachten Drücke in der Reaktorgrube und der Impulse auf die Wände. Zur Bestimmung der Einflüsse verschiedener Parameter auf die resultierenden Drücke und Impulse wurden Sensitivitätsanalysen durchgeführt. Die Untersuchungen zeigen, dass der Anfangsdruck, die Wassertemperatur und die Eintrittsgeschwindigkeit der Schmelze in die Wasservorlage die wichtigsten physikalischen Parameter sind, während die Dichte und thermische Leitfähigkeit der Schmelze sowie die Anfangsgröße der Schmelzfragmente den geringsten Einfluss haben.

### 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 RDB gekühlt werden kann. Dadurch wird eine belastbarere Risikoquantifizierung in der Stufe 2 von probabilistischen Sicherheitsanalysen ermöglicht. Ferner können die Unterlagen für die Beherrschung schwerer Unfallsituationen (Severe Accident Management Guidance, 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.

#### Ausblick

Die Arbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen und kommen weiterhin gut voran. Die Arbeiten im nächsten Jahr konzentrieren sich auf die Zusammenführung der entwickelten Modelle, um eine erste Analyse des bedingten Containmentversagens durchzuführen.

## 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 Freigabemessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation.

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

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurde die Doktorarbeit zur Entwicklung eines Modells zur atmosphärischen Ausbreitung von Radionukliden abgeschlossen. Die Fachbegleitung dieser Doktorarbeit war Teil der Vereinbarung. Die Beschleunigeranlagen im PSI-Areal West produzieren Positronenstrahler, die kontinuierlich im Rahmen der zulässigen Grenzwerte an die Umgebung abgegeben werden. Zur Verifikation des Ausbreitungsmodells wurden an drei verschiedenen Orten des PSI die abgegebenen Positronenstrahler gammaspektrometrisch mit je einer Messstation bestimmt. Bis zur Fertigstellung der Doktorarbeit 2013 konnte die Fragestellung zur Modellierung der kleinräumigen Ausbreitung jedoch nicht vollumfänglich bearbeitet werden, so dass ein Vergleich zwischen Modellrechnung und Messung bis jetzt nicht möglich war. Der Betrieb der Messstationen wird weiter fortgesetzt, um die Datenbasis für einen späteren Vergleich mit Modellrechnungen zu vergrössern.

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 im Berichtszeitraum einen ersten Entwurf für die ISO 16639 verfasst, in der die Anforderungen an die Raumluftüberwachung an Arbeitsplätzen in Kernanlagen festgelegt werden. Die WG 17 arbeitet weiterhin an einer Revision der ISO 7503, einer Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen. 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.

Während der jährlichen Aeroradiometrieübung wurden auf dem Waffenplatz in Thun Vergleichsmessungen zwischen Aeroradiometrie und Boden-



messungen (Ortsdosisleistung und In-Situ-Gamma-spektrometrie) durchgeführt. Der Vergleich zwischen Bodenmessungen der Ortsdosisleistung und der Aeroradiometrie zeigte eine gute Übereinstimmung. Dasselbe gilt für die Mittelwerte der Aktivitätskonzentrationen der Radionuklide Kalium-40 und Thorium-232, die mit In-Situ-Gammaspektrometrie und Aeroradiometrie bestimmt wurden.

Die Personen-Neutronendosimeter am PSI basieren auf PADC-Detektoren (auch Cr-39 genannt). PADC ist ein Polymer. Ein auftreffendes Teilchen ionisierender Strahlung bildet dabei eine Spur, die später mikroskopisch ausgewertet wird. Vor der Einführung dieses Dosimeters am PSI vor zehn Jahren wurde seine Energieempfindlichkeit bestimmt. Seit ungefähr sieben Jahren ist am CERN eine modifizierte Version im Einsatz. Dort wird ein Lithiumfluorid-Chip, um auch für thermische Neutronen empfindlich zu sein, als Radiator eingesetzt. Im Jahr 2013 wurde nun die Bestimmung der Empfindlichkeit des CERN-Neutronendosimeters erfolgreich nachgeholt. Es zeigten sich nur kleine Unterschiede zwischen dem am PSI und dem am CERN eingesetzten modifizierten Dosimetern. Die bestehenden Kalibrierverfahren können weiter verwendet werden. Im Berichtsjahr wurde das BeOmax-System für die technische Dosimetrie erfolgreich evaluiert. Das Messsystem basiert auf Berylliumoxid-Festkörpern, die als Strahlungsdetektoren eingesetzt werden. Wenn bestrahlte BeOmax-Detektoren mit Licht beleuchtet werden, dann ist die Intensität ihrer Lumineszenz ein Mass für die Strahlendosis, die sie erhalten haben.

Für die Kalibration bzw. Eichung von Oberflächen- und Personenkontaminations-Monitoren werden Emissionsraten-zertifizierte Quellen verwendet. Mit einer speziellen Methode wurden nun die Emissionsraten der zertifizierten Flächenquellen der Eichstellen des PSI und des Institut de Radio-physique IRA in Lausanne miteinander verglichen. Dabei zeigten sich bei einigen Quellen signifikante Unterschiede. Aus diesem Grunde wird nun eine unabhängige Überprüfung der Flächenquellen, z.B. durch die deutsche Physikalisch-Technische Bundesanstalt PTB, angestrebt.

Die Aktivität in einem gefüllten Endlagerfass wird im ZWILAG (Zwischenlager Würenlingen AG) mit Hilfe einer Fassmessanlage mit fünf Dosisleistungsmesssonden, die in der Umgebung des Fasses verteilt angebracht sind, bestimmt. Dabei wird das Fass um seine Längsachse gedreht. Die Sektion Messwesen kalibrierte im Berichtszeitraum diese Fassmessanlage für ein Referenzfass mit einer Mi-

schung aus Cäsium-137 und Kobalt-60 haltigem Inhalt mit einer Unsicherheit von 10% (Erweiterungsfaktor  $k=2$ ).

Die Gruppe Radioanalytik hat eine Schnellmethode für die Bestimmung von Uran, Plutonium, Americium und Curium in Lebensmittelproben entwickelt. Diese Methode kann nach einem schweren Unfall in einem Kernkraftwerk sehr hilfreich sein. Zusätzlich hat sie die Kalibrierung eines Flüssig-Scintillationsspektrometers mit Dreifach/Doppel-Koinzidenz-Messtechnik erfolgreich überprüft.

Im Dezember 2012 wurden in Zusammenarbeit mit der Eidgenössischen Anstalt für Wasserversorgung, Abwasserreinigung und Gewässerschutz EAWAG Sedimentkerne im Klingnauer Stausee erhoben und anschliessend im Jahr 2013 gamma-spektrometrisch hinsichtlich der Aktivitätskonzentrationen von Kalium-40, Cäsium-137, Radium-226 und Blei-210 ausgemessen. Mit verschiedenen Methoden wurde eine Sedimentationsrate von ungefähr 1 cm pro Jahr bestimmt. Ereignisse mit grösseren Aktivitätseinträgen, wie zum Beispiel der Reaktorunfall von Tschernobyl, sind in den Messergebnissen gut sichtbar.

Im Rahmen des Projekts «Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software für Dichte-, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie» wurden Energie-Empfindlichkeits-Berechnungen für Standardgeometrien durchgeführt und die Messungen an Kalibrierlösungen damit ausgewertet. Dabei zeigten sich je nach Nuklid Abweichungen von bis zu 11,2% vom Referenzwert.

Im Jahr 2013 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen liess sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

### **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 har-

monisierten 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 2014 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

- Fachbegleitung von Studenten (Nachwuchsförderung im Strahlenschutz)
- Mitarbeit bei der internationalen Normung in der Strahlenmesstechnik
- Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW
- Anwendung der Spektreiauswertesoftware GENIE2000- und ISOCS/LABSOCS- in der Gamma-Spektrometrie
- 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 und Dosimetern
- Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»
- Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen
- Durchführung der nationalen Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie
- Optimierung der Alpha/Beta-Separation für Flüssigszintillationszähler mit Variationen der Diskriminator-Settings
- Anwendung einer sequentiellen radiochemischen Trennmethode für die Bestimmung von Strontium, Thorium, Uran, Plutonium und Americium
- Klingnau-Projekt: Bestimmung der Sedimentationsrate mit Polonium-210/Blei-210
- Ad-hoc-Fragestellungen des ENSI

## 1.7 Stilllegung und Entsorgung

Die Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle mit dem Ziel der Abfallminimierung spielt bereits beim Betrieb der Kernanlagen eine wichtige Rolle. Sie wird in diesem Forschungsbereich ebenso betrachtet wie mögliche Risiken im Zuge der Stilllegung von Reaktoren. Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung dreht sich um die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine, um die Auslegung und Überwachung eines Tiefenlagers und um Prozesse, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Mit dem Näherrücken der Stilllegung von Kernkraftwerken und dem Fortschreiten des Verfahrens zum Sachplan geologische Tiefenlager gewinnt dieser Bereich laufend an Bedeutung.

### 1.7.1 Abfallbewirtschaftung im Vergleich

ENSI-Projektbegleiter: Markus Hugi

#### Einleitung

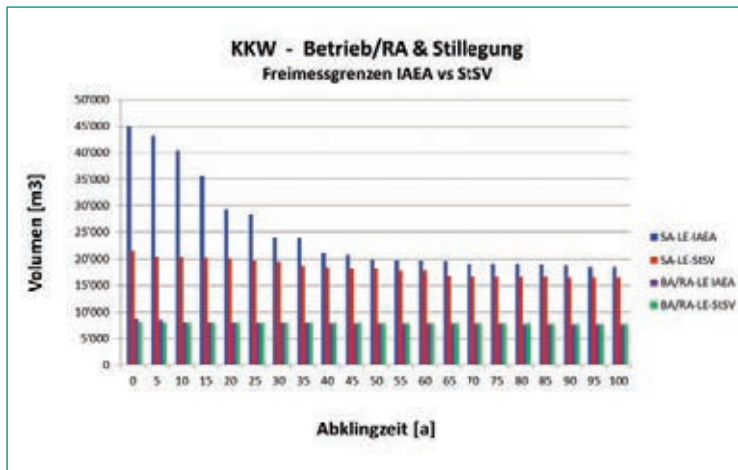
Das Projekt «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb).

Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) hat das Projekt gemeinsam mit dem Bundesamt für Umwelt (BAFU) und dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) sowie unter Berücksichtigung von fachlichen Beiträgen der Kommission für nukleare Sicherheit (KNS) bearbeitet. Bei Bedarf wurden Vertreter der Nuklearindustrie (Abfallproduzenten, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle – Nagra) als Experten einbezogen.

Das Projekt beinhaltet eine Bestandsaufnahme zur aktuellen Bewirtschaftung der radioaktiven und nicht-radioaktiven Abfälle sowie strategische und technisch-wissenschaftliche Überlegungen zur Bewirtschaftung der radioaktiven Abfälle, insbesondere zur Abfallminimierung, zum Umgang mit organikahaltigen radioaktiven Abfällen und zur Verbringung metallischer Werkstoffe in geologische Tiefenlager.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Schlussfolgerungen aus den Projektarbeiten und die darin enthalten Empfehlungen hinsichtlich alternativer Behandlungsmethoden wurden im Sommer 2012 in einem Berichtsentwurf zusam-



**Abbildung 23:** Volumen der für die geologische Tiefenlagerung erwarteten Abfälle aus Kernkraftwerken unter Berücksichtigung der geltenden (Strahlenschutzverordnung StSV-) bzw. voraussichtlichen (IAEA-) Freimessgrenzen (LE) als Funktion der Abklingzeit nach Entstehung der Abfälle. Die Betriebsabfälle (BA) inklusive Reaktorabfälle (RA) und die Stilllegungsabfälle (SA) sind separat ausgewiesen. Datenquelle: Nagra 2013.

mengefasst und der Projektgruppe zur Stellungnahme unterbreitet. Im Berichtsjahr wurden die Rückmeldungen ausgewertet und in den Projektbericht integriert. Hinsichtlich der Empfehlungen nimmt der Projektbericht Bezug auf entsprechende Vorhaben im Rahmen des Forschungs-, Entwicklungs- und Demonstrationsplans der Nagra.

Ferner wurden ausgewählte Ergebnisse aus dem Bericht «Radioactive Waste in Perspective» der Nuclear Energy Agency (NEA), der einen Überblick über den aktuellen Stand der Bewirtschaftung von radioaktiven und chemotoxischen Abfällen vermittelt, in den Projektbericht eingearbeitet (NEA 2010).

Schliesslich wurde der Projektbericht einer externen Überprüfung durch Experten des Instituts für Entsorgung (INE) am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) unterzogen.

### Bedeutung des Projekts,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt wird ein Vergleich der Regelungen im Umweltschutzgesetz und in der Gesetzgebung zur Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle angestrebt. Die Projektergebnisse liefern gemäss aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik gezielte Optimierungsmöglichkeiten für die Behandlung spezifischer Abfallströme aus kerntechnischen Anwendungen. Die wichtigsten Punkte dazu sind:

#### Organische Abfälle

Bezüglich organischer radioaktiver Abfälle sind konditionierte Ionenaustauscherharze (IAH) und konditionierte Konzentrate aus dem Betrieb der

bestehenden Kernkraftwerke in Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des Projekts massgebend. Sie tragen nach Aufsättigung des verschlossenen Tiefenlagers durch mikrobiellen Abbau zur Produktion von Gasen bei, erhöhen durch komplexierende Abbauprodukte die Mobilität der Radionuklide und führen unter Umständen zu einer beschleunigten Degradation der Zementbarrieren.

Als Massnahme zur Reduktion der IAH-Mengen stehen ein optimaler Reaktorbetrieb (d.h. dichter Brennstoff) und der Einsatz von adäquaten (korrosionsresistenten) Werkstoffen im Vordergrund. Ionenaustauscherharze liessen sich in einem Pyrolyseprozess beispielsweise in einer bestehenden ausländischen Anlage oder einer in der Schweiz zu realisierenden 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). Für die Gasproduktion ist anteilmässig der eigentliche radioaktive Rohabfall massgebend, während die Metallkomponenten der Lagercontainer und Abfallbinde weniger ins Gewicht fallen. Trennen, dekontaminieren, freimessen und wieder verwenden erweisen sich als erfolgversprechende und prüfenswerte Massnahmen zur Reduktion der Abfallmengen im SMA-Lager.

Bei optimaler Prozessführung resultieren je nach Aktivierungsgrad und Materialzusammensetzung durch das Einschmelzen aktivierter Metalle weitgehend inaktive Giesslinge, die gegebenenfalls wieder verwertet werden können, während die radioaktive Schlacke der Entsorgung zugeführt wird. Zumindest aber führt das Umschmelzen zu einem günstigen Oberflächen/Volumen-Verhältnis und damit zu einer geringeren Gasproduktionsrate für die metallischen Abfälle.

Durch eine Abklinglagerung über die regulatorisch erlaubte Abklingzeit von 30 Jahren hinaus ist nicht zu erwarten, dass sich die Entsorgungssituation für KKW-Abfälle aus dem Betrieb und der Stilllegung signifikant ändert. In Anbetracht der sich ankündigenden neuen (IAEA-)Freimessgrenzen, die gegenüber den geltenden (StSV-)Freimessgrenzen zu einer beträchtlichen Zunahme des Abfallvolumens führen, kann aber eine konsequente 30-jährige Abklinglagerung diese Zunahme des Abfallvolumens in erheblichem Masse kompensieren (Abbildung 23). Für radioaktive Abfälle aus Grossforschungsanlagen (die einen grossen Teil von me-

tallischen Komponenten beinhalten) würde eine Verlängerung der Abklingzeit zu einer Reduktion der einzulagernden Abfälle führen.

#### *Hochaktive Abfälle*

Bei den hochaktiven Abfällen (HAA – verbrauchte Brennelemente und verglaste Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung) stammt 98% der produzierten Gesamtgasmenge von den Lagerbehältern aus (Kohlenstoff-)Stahl. Deren Vorteile liegen in der einfachen Herstellung und dem Verschluss, der mechanischen Stabilität, der Handhabung (insbesondere Rückholbarkeit) sowie den verhältnismässig geringen Kosten. Zudem führt die anaerobe Korrosion der Behälter zu stark reduzierenden geochemischen Bedingungen im HAA-Nahfeld. Diese wirken sich günstig auf die Korrosionsbeständigkeit der Abfallmatrix (Uranoxid bzw. Glas) und die Rückhaltung von Redoxsensitiven Radionukliden im Barrierenmaterial des HAA-Nahfeldes aus.

Als Massnahme zur Reduktion der produzierten Gasmenge im HAA-Lager steht die Verwendung alternativer Behältermaterialien wie zum Beispiel eine Kupferummantelung oder keramische Werkstoffe im Vordergrund.

In Übereinstimmung mit den Projektergebnissen hält der Bundesrat in seinen Auflagen für das Entsorgungsprogramm 2016 unter anderem fest, dass die Entsorgungspflichtigen im Hinblick auf einen zusätzlichen Gewinn für die Sicherheit des geolo-

gischen Tiefenlagers angemessene Optimierungs-massnahmen nach aktueller Erfahrung und dem Stand von Wissenschaft und Technik aufzuzeigen und zu prüfen haben [SBR 2013].

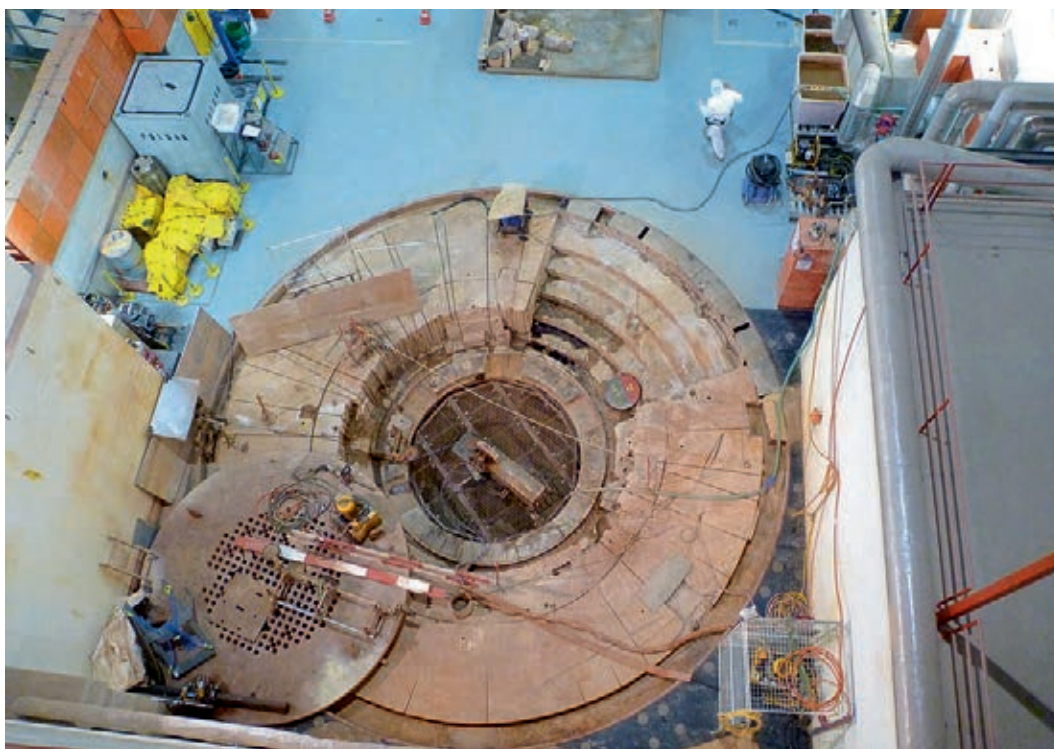
#### **Ausblick**

Die fachlichen Arbeiten in Hinblick auf die sicherheitstechnischen Fragestellungen des Projekts sind abgeschlossen und die Ergebnisse der Untersuchungen im Projektbericht dokumentiert.

Zur Frage der Anwendbarkeit der Technischen Verordnung über Abfälle (TVA) bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle sind zusätzliche Abklärungen vorgesehen. Die Veröffentlichung des endgültigen Projektberichts ist in der ersten Jahreshälfte 2014 in Verbindung mit einem Symposium zum Thema «Abfallbewirtschaftung» vorgesehen.

#### **Literatur**

- NEA (2010), Radioactive Waste in Perspective. Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development, NEA No. 6350, Paris (France).
- SBR (2013), Verfügung zum Entsorgungsprogramm 2008 der Entsorgungspflichtigen sowie zum Bericht zum Umgang mit den Empfehlungen in den Gutachten und Stellungnahmen zum Entsorgungsnachweis vom Oktober 2008, Schweizerischer Bundesrat, Bern, 28. August 2013.



**Abbildung 24:**  
Rückbau des  
Forschungsreaktors  
DIORIT am Paul  
Scherrer Institut (Stand  
Mitte 2012). In der  
Reaktorgrube sind  
noch der Fundament-  
ring und eine stählerne  
Lochplatte zu sehen.  
Diese wurden unter-  
dessen entfernt.  
Quelle: ENSI.



## 1.7.2 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen

Auftragnehmer: IAEA

ENSI-Projektbegleiter: Hannes Hänggi

### Einleitung

Die Stilllegung von Kernanlagen hat 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 (Abbildung 24) – so auch die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEA) in Wien.

2012 lancierte die IAEA 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 verfolgt die beiden Projekte, beteiligt sich aber nicht aktiv an der Gremienarbeit, weil ähnliche Projekte bei der Nuklearenergieagentur NEA der OECD ebenfalls Ressourcen im ENSI beanspruchen und den aktuellen Fragestellungen der Aufsichtsbehörde besser entsprechen. Stattdessen ist das Paul Scherrer Institut am Projekt DACCORD aktiv vertreten.

In den Projekten tragen die IAEA-Mitgliedsländer ihre Erfahrungen zusammen und erarbeiten daraus Berichte mit Empfehlungen, die von der IAEA publiziert werden. Beim Kostenabschätzungsprojekt DACCORD wird zusätzlich das Computerprogramm CERREX (Cost Estimation for Research Reactors in Excel) angewendet und aufgrund konkreter Daten verbessert.

Mit den beiden Projekten strebt die IAEA einen verstärkten internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch bei Stilllegungsprojekten der Mitgliedsländer untereinander an. Dazu wurde auch eine Kommunikationsplattform im Internet entwickelt und im Berichtsjahr in Betrieb genommen. Das ENSI hat ebenfalls Zugriff auf diese Plattform und kann sich so über den aktuellen Stand der Forschungsprojekte informieren.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach der Startsitzen für beide Projekte im Dezember 2012 wurden im Berichtsjahr die Daten unter den Mitgliedsländern erhoben. Dazu wurden jeweils Fragebogen erstellt, die von den Teilnehmern

beantwortet werden mussten. An je einwöchigen Treffen in Wien wurden die Daten zusammengetragen, besprochen und in kleineren Arbeitsgruppen analysiert. Für das Projekt DRiMa resultierte so ein erster Entwurf des Abschlussberichts (Kap. 1–3 von 8) und für das Projekt DACCORD wurde das Programm CERREX aufgrund der ersten Erkenntnisse angepasst. Beide Projekte liegen also auf Kurs und verlaufen wie geplant.

### Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die beiden Forschungsprojekte der IAEA haben für das ENSI folgende Vorteile:

- Weiteres Know-how zur Beurteilung von Kostenstudien und Stilllegungsprojekten
- Zugang zu Stilllegungsdaten anderer IAEA-Mitgliedsländer
- Breites internationales Netzwerk für den Informations- und Erfahrungsaustausch

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. So berücksichtigt DRiMa, 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 das Risiko bei Stilllegungsprojekten grundsätzlich besser abschätzen und beurteilen können.

### Ausblick

Die Arbeiten in den Projekten werden 2014 planmässig weitergeführt. Folgende Aktivitäten sind vorgesehen:

#### DACCORD:

- Fortsetzung der Datensammlung aus Rückbauprojekten;
- Fortgesetzte Anpassung des Computerprogramms CERREX aufgrund der gesammelten Daten;
- Entwurf des Abschlussberichts bis Oktober, finaler Entwurf im Dezember nach dem dritten Treffen.



Der Abschluss des Projekts DACCORD ist für Mai 2015 vorgesehen.

*DRiMa:*

- Fortsetzung der Erfahrungssammlung unter den teilnehmenden Ländern;
- Fortsetzung der Arbeit in Arbeitsgruppen;
- Validierung der gewonnenen Erkenntnisse in einem Testfall;
- Erstellung des finalen Entwurfs des Schlussberichts.

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

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

Projektpartner: EU

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.

An dem Projekt nehmen neben dem ENSI die belgische, französische, kanadische, niederländische und schwedische Aufsichtsbehörde teil. Zusätzlich sind auch technische Forschungs- und Beratungsorganisationen (Technical and Scientific Support Organisations TSO), die die Aufsichtsbehörden unterstützen, aus Belgien, Deutschland, Frankreich, Litauen, den Niederlanden, der Slowakei und aus Tschechien beteiligt.

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 2013 der Berichtsentwurf über den Vergleich der internationalen Anforderungen mit den nationalen Sicherheitsanforderungen zu ausgewählten Themen fertiggestellt. Gleichzeitig wurde der Bedarf für technische Richtlinien, die noch zu entwickeln sind, erhoben. Dieser Bedarf hängt stark davon ab, in welcher Phase der Realisierung eines Tiefenlagers sich das Land befindet. Daher war ein weiteres Ergebnis, dass der Austausch zu bestimmten technischen Themen unter den Aufsichtsbehörden und ihren technischen Forschungs- und Beratungsorganisationen sehr wertvoll sein kann. So könnte zum Beispiel die Diskussion, wie einzelne Aufsichtsbehörden technische Aspekte bei der Überprüfung von Gesuchen bewerten, bei Bedarf zur gemeinsamen Entwicklung technischer Anforderungen führen.

Zusätzlich wurde für das Teilprojekt WP2.2 ein Bericht erstellt, der identifiziert, welche technische Expertise die Aufsichtsbehörde bei den entsprechenden Realisierungsphasen eines Tiefenlagers (Konzeptphase, Standortauswahlverfahren, Bau- und Betriebsphase und Nachverschlussphase) benötigt. Als Basis für diesen Bericht dienten die im Teilprojekt WP2.1 identifizierten Sicherheitsanforderungen, die Antworten zu einem Fragebogen und die Diskussionen an den Treffen der Arbeitsgruppe.

Ein weiteres Thema im Jahr 2013 war, wie die zukünftige Plattform aussehen kann. Das ENSI wurde dazu gebeten, einen Vorschlag für den Austausch zu bestimmten technischen Themen zu machen. Das ENSI hat eine themenbezogene Sitzung («topical session») analog zu den Treffen der Integration Group for the Safety Case der OECD-NEA vorgeschlagen, da diese sehr informativ sind und effizient organisiert werden. Diese Idee wurde als ein Teil der zukünftigen Plattform aufgenommen.

#### 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 auszu-

bauen und von den Erfahrungen der Länder mit fortgeschrittenen Tiefenlagerprogrammen (z.B. Schweden, Frankreich) zu profitieren. Die Diskussion über verschiedene Fachthemen, bzw. wie andere Aufsichtsbehörden diese 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

Das Projekt wurde bis in das 1. Quartal 2014 verlängert, um alle Arbeitspakete und Berichte zu finalisieren. Auf der Basis der Resultate soll ein Vorschlag erarbeitet werden, wie in Zukunft die Arbeitsweise und der Austausch der Aufsichtsbe-

hörden und ihrer Experten über diese Plattform verbessert werden kann.

#### 1.7.4 Forschungsprojekt Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Forschungsgruppe Ingenieurgeologie der ETH Zürich  
 ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank  
 Berichte der Forscher in Anhang A (RC und HM Experiment)

#### Einleitung

Die Experimente im Felslabor Mont Terri ermöglichen wichtige Erkenntnisse zur Gesteinsbeschaffenheit, zur Felsmechanik, zur Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen des Opalinustons, also des für geologische Tiefenlager in der Schweiz vorgesehenen Wirtgesteins. Am Forschungsprojekt beteiligen sich aktuell 15 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA). Das ENSI nimmt seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen der regulatorischen Forschung teil. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich einen mehrjährigen Forschungsvertrag abgeschlossen. Der gegenwärtige Forschungsschwerpunkt liegt auf der Charakterisierung der felsmechanischen Eigenschaften des Opalinustons und der Untersuchung und Modellierung hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse.

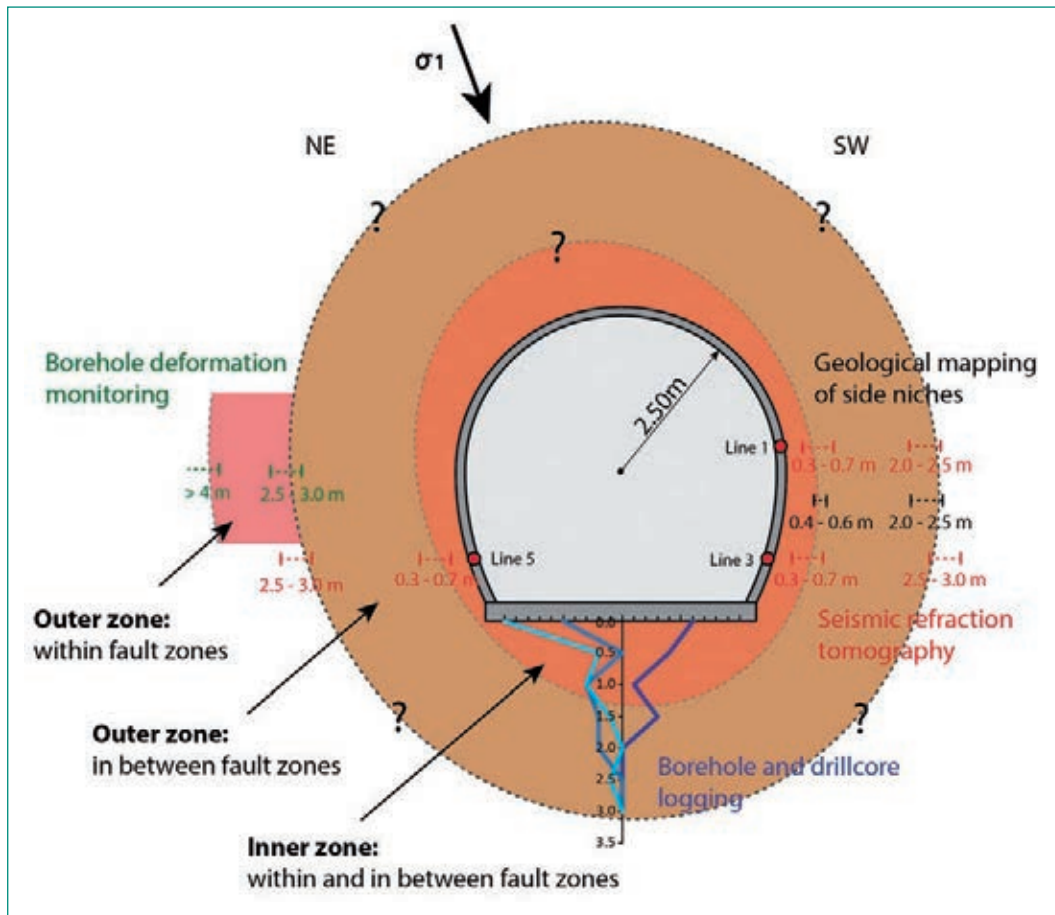
#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten stand 2013 die Auswertung, Dokumentation und der Abschluss des RC-Experimentes (Rock Mass Characterisation Experiment), welche im Rahmen einer ETH-Dissertation erfolgten. Zielsetzung dieser vierjährigen Doktorarbeit war einerseits die Untersuchung der geomechanischen Prozesse und des Gebirgsverhaltens des Opalinustons während des Tunnelvortriebes. Der untersuchte 32 Meter lange Tunnelabschnitt der Galerie-08 hat einen hufeisenförmigen Querschnitt mit einem Durchmesser von rund 5 Metern (Abbildung 25). Die durch den Bau des Tunnels ausgelösten Spannungsumlagerungen und damit verbundenen Deformationen führten zu einer Auflockerung des Gebirges in unmittelbarer Umgebung des Tunnels (Excavation Disturbed Zone EDZ). Deren Ausmass wurde mit Hilfe von Deformationsmessgeräten in vorgängig abgeteuf-

**Abbildung 25:**

Startpunkt des RC-Experimentes in der Galerie-08 beim Laufmeter GM 95.5. Die rote Linie markiert den Umriss für den nächsten Tunnelabschlag (Galerie-Laufmeter 95.5 bis 97 m). Der Durchmesser des Tunnels beträgt 5 Meter.  
 Quelle: ENSI.





**Abbildung 26:** Konzeptuelles Modell der Auflockerungszone um den untersuchten Tunnelabschnitt des RC-Experiments in der Galerie-08. Im Bereich von Störungen (rosa hinterlegt) reicht die Auflockerungszone weiter ins Gestein hinein als in den übrigen Bereichen. Quelle: R. Thöni 2013.

ten Beobachtungsbohrungen mittels geophysikalischer Bohrlochmessungen sowie mit Hilfe geodätischer und Laserscanner-Messungen an der Tunneloberfläche erfasst. Andererseits ging es um die Erfassung von langfristigen Verformungen im Gebirge (Konsolidierung, Kriech- und Quellprozesse), die nach dem Bau des Tunnelabschnittes über 3 Jahre hinweg mittels verschiedener Langzeit-Messverfahren verfolgt wurden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen liegen nun in Form einer ETH-Dissertationsarbeit dokumentiert vor (PhD Thesis von Reto Thöni, ETH-Zürich 2013). Die wichtigsten Schlussfolgerungen können wie folgt zusammengefasst werden:

- Aufgrund der ausgeprägten Schichtung und der bereits vorhandenen tektonischen Diskontinuitäten (Trennflächen, Scherzonen, Störungen) weist der Opalinuston im Felslabor Mont Terri eine grosse Gesteinsanisotropie bzw. Gebirgsheterogenität auf, welche massgebend das mechanische Gebirgsverhalten beeinflusst. Diese hat sowohl auf der Bohrloch- wie auf der Tunnelskala einen grossen Einfluss auf die Lokalität und die radiale Ausdehnung der beim Ausbruch des Tunnels entstehenden Auflockerungszone um den Hohlraum. Es konnte gezeigt

werden, dass sowohl Bruchmechanismus und Bruchorientierung wie auch die Häufigkeit von induzierten Brüchen entscheidend von den prä-existierenden tektonischen Trennflächen und Störungszonen abhängen. Mit zunehmender Trennflächenhäufigkeit ändert sich das Bruchverhalten von vorwiegend sprödem Bruchverhalten zu hauptsächlichem Scherversagen entlang von prä-existierenden Trennflächen.

- Die Messresultate zeigen, dass das Gebirgsverhalten während und nach dem Ausbruch des Tunnelabschnittes sowohl von individuellen Trennflächen und deren Versagensmechanismen als auch durch grossskalige Gebirgsfestigkeits- und Steifigkeitsheterogenitäten bestimmt wird. Verschiebungen an individuellen Trennflächen traten vorwiegend an der Tunnelfirste, der Sohle und der Tunnelbrust auf. Das Bruchverhalten an den Tunnelwänden wird vor allem von spröden Bruchprozessen dominiert, welche im Nahbereich von Störungszonen zu stark erhöhten Verformungen führten.
- Basierend auf den geologischen und geophysikalischen Messdaten wurde ein konzeptuelles Modell der Auflockerungszone für den untersuchten Tunnelabschnitt erstellt (Abbildung 26).



Die Auflockerungszone um den untersuchten Tunnelabschnitt der Galerie-08 besteht aus einer inneren, stark gestörten Zone mit einer radialen Ausdehnung von 0.5–1.5 Metern und einer äusseren, weniger stark gestörten Zone mit einer radialen Ausdehnung von bis zu 4 Metern. Die innere Zone weist eine relativ konstante Ausdehnung über den gesamten Tunnelabschnitt auf, während die radiale Ausdehnung der äusseren Zone aufgrund der sich ändernden Trennflächenhäufigkeit stark variiert.

- Mit Hilfe von dreidimensionalen numerischen Modellierungen wurde die zeitliche und räumliche Entwicklung der durch den Tunnelvortrieb induzierten Spannungen um den Hohlraum untersucht. Elastische Modellierungen zeigen, dass Festigkeits- und Steifigkeitsheterogenitäten im Opalinuston zu erheblichen Spannungskonzentrationen im angrenzenden Gestein führen, was eine Erhöhung von spannungsinduzierten Brüchen zur Folge hat. Mit den numerischen Modellresultaten konnten die im Feld beobachteten Bruchtiefen und Verschiebungsmagnituden adäquat abgebildet werden. Die dafür verwendeten Materialeigenschaften wurden an Bohrkernen anhand felsmechanischer Tests im Labor ermittelt.

Neben dem RC-Experiment beteiligt sich das ENSI an drei weiteren Experimenten, die u.a. in Zusammenarbeit mit dem Felslaborbetreiber swisstopo durchgeführt werden. Das Cyclic Deformation-Experiment (CD) untersucht das zyklische Deformationsverhalten der Tunnelwand in Abhängigkeit des Klimas (Temperatur, Luftfeuchtigkeit). Das Experiment liefert wichtige Informationen zu Prozessen wie Entsättigung/Aufsättigung, Quellung und Selbstabdichtung des Opalinustons. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wird eine neue Methode der Durchlässigkeitsbestimmung in Bohrungen entwickelt. In dem mit Luft gefüllten Bohrloch wird dabei die aus der Bohrlochwand austretende Feuchtigkeit mit hochempfindlichen Messgeräten erfasst. In der Berichtperiode wurde der Prototyp des Messgerätes weiter entwickelt und getestet. Das Monitoring-Experiment (MO) schliesslich dient der Vorbereitung und dem Testen von Monitoring-Techniken; gegenwärtig wird die Beständigkeit von Glasfaserkabeln und Sensoren untersucht.

Als Folgeprojekt zum RC-Experiment hat das ENSI mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein neues Experiment gestartet (HM-Experiment), welches im Rahmen der Dissertation von Katrin Wild

durchgeführt wird. Im Mittelpunkt stehen umfangreiche felsmechanische Laboruntersuchungen an Opalinuston-Proben, mit welchen das hydraulisch-mechanische Verhalten und die für die Modellierung erforderlichen felsmechanischen Kennwerte ermittelt werden sollen. Ziel ist, ein verbessertes konstitutives Stoffgesetz (Modell zur Berechnung des mechanischen Verhaltens) für den Opalinuston zu erarbeiten und für die felsmechanische Modellierung (mit dem Programm FLAC3D) verfügbar zu machen. Die Beziehung zwischen Saugspannung und Sättigung repräsentiert den Wassergehalt in den Poren des Opalinustons, welcher einen starken Einfluss auf dessen mechanische Eigenschaften hat. In der Berichtsperiode wurden an verschiedenen Probenserien u.a. die charakteristischen Saugspannungskurven für den Opalinuston ermittelt und deren Einfluss auf die Zug- und Druckfestigkeit untersucht. Je nach Orientierung der Probenkörper (parallel oder senkrecht zur Schichtung) und abhängig vom Wassergehalt (2–8%) ergeben sich grosse Unterschiede in den Druckfestigkeiten (4–22MPa). Ergänzend wurde ein felsmechanisches Laborprogramm mit zyklischer Belastung/Entlastung der Proben gestartet, mit welchem das visko-elastische Verhalten des Opalinustons untersucht wird.

#### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das Mont-Terri-Forschungsprojekt liefert dem ENSI Grundlagendaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Das RC-Experiment lieferte wichtige Ergebnisse, mit welchen das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen während des Tunnelvortriebes aufgezeigt wurden. Sie fördern das Verständnis über die durch den Tunnelbau induzierten Spannungsumlagerungen um den Hohlraum sowie deren Einflussfaktoren. Mit dem Rechenimulator FLAC3D verfügt das ENSI zusammen mit der Ingenieurgeologie ETH Zürich über ein Werkzeug, welches bei der Aufsichtstätigkeit eingesetzt werden kann.

Die Ergebnisse des CD-Experimentes zeigen das zyklische Deformationsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas und geben Einblick in die damit verknüpften Prozesse (Aufsättigungs- und Entsättigungsvorgänge, Quellprozesse). Mit dem FM-D-Experiment werden Grundlagen zur Messung lokaler Gesteinsdurchlässigkeiten geschaffen, die für die Interpretation

hydraulischer Bohrlochmessungen wichtig sind. Mit dem MO-Experiment evaluiert und testet das ENSI geeignete Monitoring-Techniken, die für die künftige Überwachung geologischer Tiefenlager erforderlich sind.

Die Beteiligung am internationalen 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**

In der Berichtsperiode konnte das RC-Experiment im Rahmen einer ETH-Dissertationsarbeit erfolgreich abgeschlossen werden. Die wichtigsten Ergebnisse der Dissertation werden in internationalen Fachzeitschriften publiziert werden. Das ENSI hat zusammen mit der Ingenieurgeologie ETH Zürich weitere vertiefte Untersuchungen zum hydraulisch-mechanischen Verhalten des Opalinustons im Rahmen einer Dissertationsarbeit gestartet (HM-Experiment).

### **Literatur**

R. Thöny (2013): Geomechanical analysis of excavation induced rock mass behaviour of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Research Laboratory Switzerland. PhD Thesis, Swiss Federal Institute of Technology, ETH Zürich Switzerland.

## **1.7.5 OECD-NEA Clay Club**

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Erik Frank

### **Einleitung**

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC), wo unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden, sind über 20 Länder vertreten. Deren technische Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung, diskutiert Detailfragen zu techni-

schon und natürlichen Barrieren sowie Methoden für den Sicherheitsnachweis und verfolgt allgemein den Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet. Eine Untergruppe der IGSC ist die «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media», kurz «Clay Club» genannt. Das ENSI nimmt an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanten und Forschungsinstitutionen aus 17 (IGSC) bzw. 9 Ländern (Clay Club) vertreten sind.

Ziel des Clay Clubs ist es, den internationalen Stand der Tongesteinsforschung zu verfolgen sowie 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 Berichtsjahres**

#### **und deren Umsetzung**

Die Arbeiten des Clay Clubs konzentrierten sich im Berichtsjahr 2013 auf das neu lancierte Projekt mit dem Titel «Argillaceous Media Database Compilation». Es beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen. Diese werden in einem Bericht zusammengestellt und auf den neuesten Stand gebracht. Berücksichtigt werden dabei nur diejenigen Tongesteinsformationen, die heute als Wirtgesteine für geologische Tiefenlager vorgesehen sind und mit den aktuellsten Methoden und Analysetechniken 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 und wo ein umfassendes Datenmaterial zum Vergleich zur Verfügung steht (Felslaboren HADES in Belgien, Bure und Tournemire in Frankreich und Mont Terri in der Schweiz). Ein spezielles Kapitel wird den Stellenwert der Geologie und der sicherheitsrelevanten Eigenschaften der Tongesteine für den Langzeiteinschluss und den Si-



cherheitsnachweis darlegen. Das Projekt wird von der Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert.

### **Bedeutung des Projekts,**

#### **Beitrag zur nuklearen 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 und Quervergleiche für die sicherheitstechnische Beurteilung der geologischen Tiefenlagerprojekte in der Schweiz.

#### **Ausblick**

Neben dem bereits laufenden Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» wird sich der Clay Club im Zeitraum 2014–2016 mit Themen zur Porencharakterisierung auf der Mikroebene, zu Skalierungsmethoden und zur Diffusion in Tongesteinen befassen. Um die Zusammenarbeit mit der Industrie und der Akademie zu fördern und zu verstärken, ist für 2015 geplant, das Treffen der Steuerungsgruppe des Clay Club zusammen mit der Jahrestagung der Clay Mineral Society (CMS) durchzuführen. An einem gemeinsamen Workshop sollen dabei die Erfahrungen der verschiedenen Organisationen auf dem Gebiet der Tongesteinsforschung ausgetauscht werden.

### **1.7.6 Forschungsprojekte zu den Themen Monitoring, Pilotlager und Lagerauslegung**

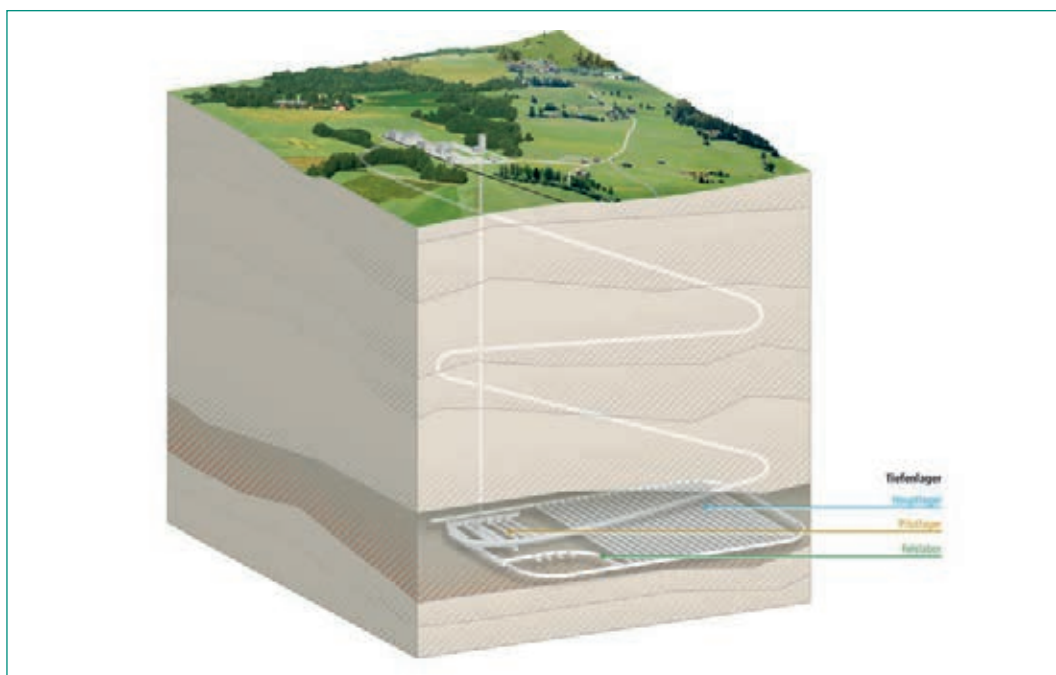
ENSI-Projektbegleiter/in: Erik Frank (Monitoring), Ann-Kathrin Leuz (Pilotlager), Meinert Rahn (Lagerauslegung)

#### **Einleitung**

In der schweizerischen Kernenergieverordnung sind die Elemente eines geologischen Tiefenlagers (Abbildung 27) für radioaktive Abfälle festgelegt: Das Hauptlager dient der Einlagerung der Hauptabfallmenge, das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars und die Testbereiche bilden das lokale Felslabor für Experimente zu Betrieb, Verschluss und Langzeitsicherheit. Im Pilotlager wird bis zum Ablauf der gesetzlich geforderten Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und der 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 Entscheid zum ordnungsgemässen Verschluss des Lagers.

Im Rahmen des schweizerischen Standortauswahlverfahrens (Sachplan geologische Tiefenlager) werden gegenwärtig sechs geologische Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach und mittel-

**Abbildung 27:**  
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



aktive Abfälle) und drei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) untersucht. Darin werden ausschliesslich tonreiche Wirtgesteine vorgeschlagen; Betrachtungen zur Lagerauslegung und Lagerüberwachung (Monitoring) können sich daher auf Aspekte konzentrieren, die in tonigen Gesteinen und den vorgesehenen technischen Barrieren wichtig sind.

2010 hat das ENSI drei Forschungsprojekte zur Auslegung eines geologischen Tiefenlagers, zum darin integrierten Pilotlager und zum Monitoring gestartet, mit denen abgeklärt wird, ob über die aktuelle Richtlinie zur geologischen Tiefenlagerung (ENSI-G03) hinausgehend zusätzliche regulatorische Anforderungen zu stellen sind. Alle drei Projekte sind gleichzeitig Teil des Forschungsprogramms «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb). Zu zwei Projekten wurden neben den ENSI-Mitarbeitern im Sinne von Anhörungen externe Experten des ENSI, Vertreter der Standortkantone sowie die Nagra beigezogen.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Im Berichtsjahr wurden für die beiden Projekte «Pilotlager» und «Lagerauslegung» eine bzw. sechs Sitzungen abgehalten. Für das Projekt «Monitoringkonzepte und -einrichtungen» wurden 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, die wichtigen zu überwachenden Prozesse und Parameter sowie Möglichkeiten zur Einbeziehung von Interessengruppen.

Im Berichtsjahr wurden Erfahrungen aus den Aufsichtskommissionen für die Tiefbohrungen in der Schweiz erläutert. Über drei Jahrzehnte hat die HSK (als ENSI-Vorgängerorganisation) als eine von mehreren relevanten Behörden die Sondierbohrungen der Nagra begleitet. Aufgabe der Aufsichtskommissionen war es, zu prüfen, ob

- die Sondierarbeiten so durchgeführt werden, dass optimale Grundlagen zur Beurteilung der Sicherheit von späteren Endlagern geschaffen werden,
- die Auflagen der Bewilligung eingehalten werden,
- die Bohr- und Verfüllungsarbeiten das natürliche Isolationsvermögen der geologischen Schichten nicht beeinträchtigen.

Damals wurde die Aufsicht über die Sondierbohrungen durch verschiedene Behörden auf Gemeinde-, Kantons- und Bundesebene wahrgenommen. Ziel der Aufsichtskommission war es, die Aufsichtsarbeiten zu koordinieren und den gegenseitigen Informationsfluss sicherzustellen. Die kantonalen und kommunalen Vertreter wurden oft von Experten oder Vertretern der lokalen Opposition begleitet. Eine wesentliche Erkenntnis aus den damaligen Erfahrungen ist die hohe Bedeutung der Öffentlichkeitsarbeit für das Gelingen strittiger Projekte. Die Information der Bevölkerung sollte auch seitens Behörde, nicht nur seitens Betreiber erfolgen.

Im Berichtsjahr wurde ein Vergleich nationaler und internationaler Regelungen für das Monitoring durchgeführt, basierend auf den IAEA Safety Standards No. SSR-5, dem Entwurf der IAEA DS 357 und dem Berichtsentwurf der WENRA mit Titel «Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels Report (SRL)» sowie den schweizerischen Anforderungen an das Pilotlager, die Testbereiche und das Monitoring. Die IAEA SSR-5 definieren die Anforderung, dass ein Monitoring vor und während Bau und Betrieb eines geologischen Tiefenlagers durchgeführt werden soll. Das Monitoringprogramm soll so entwickelt werden, dass die notwendigen Informationen für den Schutz von Mensch und Umwelt erfasst und aktualisiert werden. Dies beinhaltet die notwendigen Informationen für den Schutz des Betriebspersonals, der Bevölkerung und der Umwelt während des Betriebs eines Tiefenlagers. Zudem muss aufgezeigt werden, dass die Lagerentwicklung den Erwartungen entspricht und damit die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers nicht beeinträchtigt ist.

Gemäss IAEA DS 357 muss das Monitoringprogramm eines Tiefenlagers auf den Sicherheitsnachweis ausgerichtet sein und die Ergebnisse müssen wieder in den Sicherheitsnachweis einfließen. Das Monitoringprogramm ist durch den Betreiber zu entwickeln und dient vor und während der Bauphase der Charakterisierung des ursprünglichen Zustands sowie während und nach dem Betrieb dem Erkennen eines unerwarteten Systemverhaltens. Pläne sind zu definieren, wie mit unerwartetem Systemverhalten umgegangen wird. Der Betreiber des Tiefenlagers hat der Aufsichtsbehörde periodisch über die Ergebnisse des Monitoring des Tiefenlagers und allenfalls auftretende unerwartete Ereignisse zu berichten.

Das Monitoringprogramm dient dazu, die Funktionsfähigkeit der hintereinander gestaffelten

Barrieren (Mehrfachbarrierensystem) des Tiefenlagers während der Bau-, Betriebs- und Verschlussphase hinsichtlich Betriebs- und Langzeitsicherheit zu beurteilen. Die Umweltüberwachung ist Teil des Monitoringprogramms. Die Verantwortung der Aufsichtsbehörde liegt in der Definition der Anforderungen an das Programm, an der Überprüfung von dessen Implementierung, der regelmässigen Kontrolle des Programms und seiner Ergebnisse. Gegebenenfalls sind unabhängige Kontrollmessungen durchzuführen.

Das Projekt «Auslegung und Inventar des Pilotlagers» wird voraussichtlich noch bis Ende 2014 fortgesetzt. Die bisherigen Ergebnisse werden in einem Bericht festgehalten.

Das **Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen»** fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen bei einer dem Bau eines Felslabors vorangehenden Umweltüberwachung (Erfassung der ungestörten Umweltbedingungen), der Messung der durch den Bau hervorgerufenen Veränderungen bis hin zum Messprogramm während der Betriebsphase bis zum ordnungsgemässen Verschluss des Lagers. 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 internationalen Forschungsaktivitäten und -resultate des laufenden EU-Forschungsprogrammes 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 umfangreichen Ergebnisse aus dem MoDeRn-Forschungsprogramm. Im März 2013 fand dazu eine internationale Konferenz in Luxembourg statt, an welcher die Schlussresultate des vierjährigen MoDeRn-Projektes präsentiert wurden. Die Arbeiten des Projektes umfassten 6 Themenbereiche zum Monitoring (Strategien bzw. Konzepte, Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten, in-situ Tests und Demonstrationen, Fallbeispiele, Einbezug der verschiedenen Interessengruppen sowie eine Schlussberichterstattung). Eine Vielzahl der technischen Berichte wurde 2013 fertiggestellt. Die Veröffentlichung des Schlussberichtes wird Anfang 2014 erfolgen. Von zentraler Bedeutung für das ENSI sind die Statusberichte zu den heute verfügbaren Messtechniken, neue Monito-

ring-Entwicklungen wie seismische Tomographie und WIFI-Datenübertragungen sowie weiterer Klärungsbedarf im Rahmen neuer Forschungsarbeiten (z. B. im Felslabor Mont Terri).

Das **Projekt «Lagerauslegung»** beschäftigt sich mit der Auslegung der verschiedenen Lagerteile und deren Beziehung zueinander sowie mit der Erschliessung und bautechnischen Auslegung der untertägigen Anlagen. Der für die Projektarbeit erstellte umfangreiche Fragebogen zu auslegungsrelevanten Themen bei SMA- und HAA-Lagern wurde 2013 weiter bearbeitet, der SMA-Fragenteil wurde abgeschlossen. Die Fragen wurden jeweils seitens der im Projekt beigezogenen Experten zunächst individuell beantwortet; die Antworten wurden dann anlässlich der Sitzungen fachlich diskutiert und vom ENSI zusammengefasst.

Sicherheitstechnische Aspekte der Zugangsbauwerke wurden auch 2013 im Rahmen des Projekts diskutiert. Am 12. August 2013 fand ein auf die Teilnehmenden der Regionalkonferenzen ausgerichtetes Forum statt, an dem das Thema der Zugangsbauwerke präsentiert und Fragen aus den Regionalkonferenzen beantwortet wurden. Dabei wurde erneut festgehalten, dass sich grundsätzlich weder für Schächte noch für Rampen generelle sicherheitstechnische Nachteile ergeben, die die eine oder andere Zugangsvariante massgebend in Frage stellen. Im Rahmen der Beantwortung des projektinternen Fragebogens wurde beschlossen, zur Vereinfachung der Diskussion eine gemeinsame Terminologie in Form eines Glossars zu erstellen. Das Glossar wurde in diversen Sitzungen diskutiert und erweitert. Ausserdem wurden Aspekte einer direkten Endlagerung der hochaktiven Abfälle in den Transport- und Lagerbehältern erörtert und diese Option aufgrund ihrer diversen sicherheitstechnischen Mängel klar verworfen.

Thema projektinterner Diskussionen war auch die Frage, inwiefern sich verschiedene Lagerteile (HAA- und LMA-Lager, aber auch Lagerteile eines Kombilagers) gegenseitig beeinflussen können. Es wurden Aspekte der Gebirgsmechanik, der Temperatur, der Hydrogeologie, der Chemie und Gasentwicklung betrachtet und festgestellt, dass die meisten Einflüsse örtlich begrenzt bleiben, folglich nur eine beschränkte räumliche Trennung der Lagerteile vorgenommen werden muss. Die Frage der notwendigen Tiefenlage eines Lagers wurde detailliert betrachtet. Es wurde gefolgert, dass

- die von der Nagra in Etappe 1 des Sachplans gewählten Tiefenfenster für HAA und SMA sinnvoll sind;

- insbesondere das untere Ende des Fensters von den bautechnischen Gegebenheiten abhängt (dazu wird 2014 ein Fachsymposium veranstaltet);
- für das obere Ende des Fensters zusätzlich verlangt werden könnte, dass die Dekompaktionszone erst am Ende des Betrachtungszeitraums die Oberkante des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs erreicht.

Weitere diskutierte Themen umfassten die Auslegungaspekte bezüglich der gesetzlich geforderten «Rückholung ohne grossen Aufwand» sowie bezüglich langfristiger Unterhaltsarbeiten an den untertägigen Anlagen.

### **Bedeutung der Projekte,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das schrittweise Vorgehen im Sachplan geologische Tiefenlager und bei der anschliessenden Realisierung eines geologischen Tiefenlagers schliesst die daran angepasste Weiterentwicklung der zugehörigen Anforderungen gemäss Stand von Wissenschaft und Technik ein. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität. Gemäss Richtlinie ENSI-G03 ist bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen und es müssen auch Alternativen aufgezeigt werden, um die Wahl der Auslegung, des Monitoringkonzepts und der technischen Umsetzung sicherheitstechnisch zu begründen. Mit den drei Projekten wurde eine transparente Diskussionsplattform geschaffen, auf der Projektant, Bewilligungsbehörde und betroffene Kantone zusammen mit Experten relevante Aspekte und Fragestellungen diskutieren. Die Projekte liefern keine unmittelbar für Etappe 2, aber für die späteren Etappen des Sachplanverfahrens wichtige Erkenntnisse.

#### **Ausblick**

Mit dem Abschluss des internationalen EU-Forschungsprojekts MoDeRn und der Verfügbarkeit der Schlussberichte können die Ergebnisse nun in die Diskussion zur Überwachung des Pilotlagers einfließen. Für die beiden Projekte «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Lagerauslegung» sind 2014 nur noch wenige Sitzungen vorgesehen, die die Themen abschliessen und auf die Diskussion der Schlussberichte ausgerichtet sind. Die in 2014 geplanten Projektabschlüsse stellen vorläufige Haltepunkte dar. Die Arbeiten zu Fragen der Lagerauslegung, zur Konzipierung des Pilotlagers und zum Monitoring werden nach den Beurteilungsarbeiten zur Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager (d. h. vermutlich 2016) wieder aufgenommen. Entsprechende Folgeprojekte sind im revidierten Agneb-Forschungsprogramm «Radioaktive Abfälle» vorgesehen.

lungsarbeiten zur Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager (d. h. vermutlich 2016) wieder aufgenommen. Entsprechende Folgeprojekte sind im revidierten Agneb-Forschungsprogramm «Radioaktive Abfälle» vorgesehen.

### **1.7.7 FORGE – Fate of Repository Gases**

Projektpartner: EU-Forschungsprogramm

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Lorenzo Sentís

#### **Einleitung**

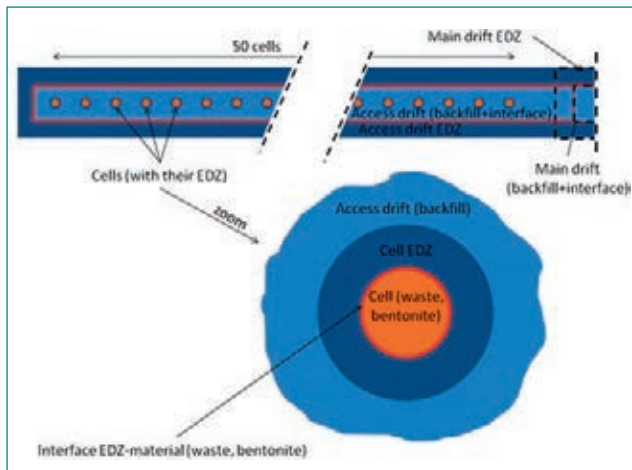
FORGE ist ein Projekt der EU im Rahmen des 7. Rahmenprogramms. Es hat zum Ziel, die sicherheitstechnische Bedeutung der durch Gase verursachten Prozesse im Nah- und Fernfeld eines Tiefenlagers vertieft zu untersuchen, beispielsweise den Druckaufbau im Tiefenlager oder den Transport von Gasen und Radionukliden aus dem Tiefenlager ins Wirtgestein. Zum Druckaufbau trägt das durch eingelagerte Metalle und organische Stoffe 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

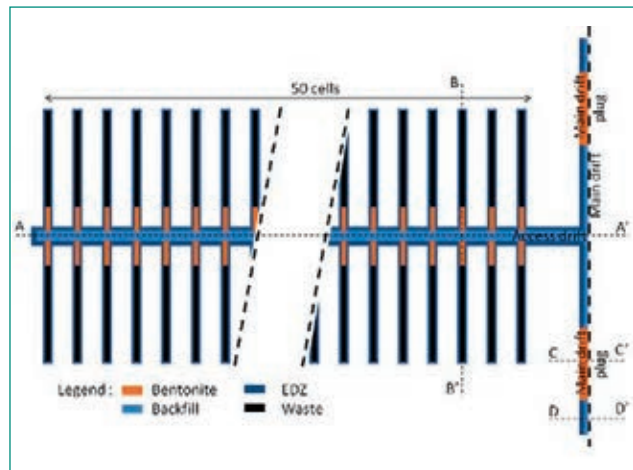
24 Partner nehmen an FORGE teil, darunter sind neben dem ENSI weitere Aufsichtsbehörden (aus Belgien, Tschechien und Frankreich) sowie entsorgungspflichtige Institutionen vertreten. Das Projekt wurde im Februar 2009 gestartet und das Ende war ursprünglich für Februar 2013 geplant, aber es wurde aufgrund der noch nicht fertiggestellten Experimente und Berichte bis September 2013 verlängert. Im Jahr 2013 lag daher der Fokus auf der Finalisierung der technischen Berichte und Publikationen.

Das ENSI nimmt am Arbeitspaket WP1 («Treatment of gas in performance assessments») teil. Die Arbeiten beinhalten eine Bestandsaufnahme der aktuellen Kenntnisse über die Gasbildung und den Gastransport in einem geologischen Tiefenlager (WP1.1) sowie die Definition und die Durchführung von sicherheitstechnisch relevanten Vergleichsberechnungen (Benchmark) zum Gastransport (WP1.2).

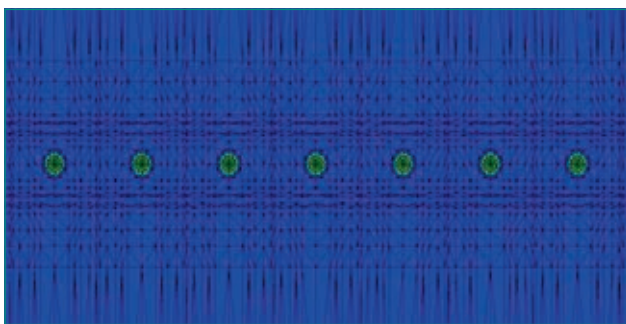




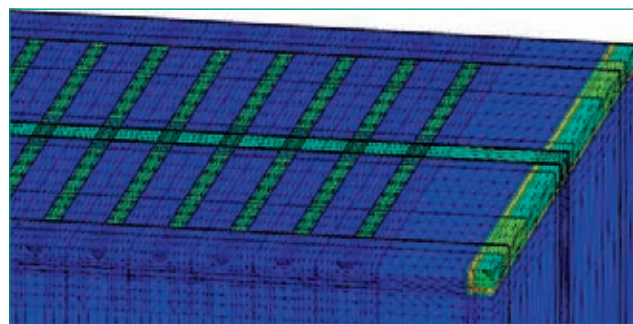
**Abbildung 28:** Beispiel der Grenzfläche (bezeichnet als «Interfaces») zwischen verschiedenen Materialien aus der zweiten Vergleichsberechnung, umgeben von der Auflockerungszone (Excavation Disturbed Zone EDZ). Quelle: FORGE.



**Abbildung 29:** Modell für die zweite Vergleichsberechnung. Es handelt sich um ein generisches Modell und entspricht deswegen nicht dem Konzept eines bestimmten Landes. Quelle: FORGE.



**Abbildung 30:** Querschnitt des Gitters für das Programm TOUGH2, generiert vom ENSI für die zweite Vergleichsberechnung. Quelle: ENSI.



**Abbildung 31:** Längsschnitt des Gitters entlang des Betriebstunnels für das Programm TOUGH2, generiert vom ENSI für die zweite Vergleichsberechnung. Quelle: ENSI.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeitsgruppe WP1.1 erstellte einen Bericht über den Stand von Wissenschaft und Technik bei der Gasbildung und dem Gastransport in einem Tiefenlager. Die durchgeführten Experimente zeigten, dass der dilatanzkontrollierte Transport (Deformationen des Porenraums) neben dem Zweiphasenfluss für eine realitätsnahe Simulation des Gastransports in einem tonhaltigen Material zu berücksichtigen ist.

Im Arbeitspaket WP1.2 wurden 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 wird der Einfluss der Grenzflächen («interface») zwischen der Auflockerungszone und dem Tiefenlagerbehälter betrachtet. Die Grenzflächen haben einen Einfluss auf die Resultate, sind aber wegen ihrer Vielzahl numerisch aufwändig zu modellieren. Denn mit diesen wächst auch die Anzahl von Gitterelemen-

ten mit kleinem Volumen, was die numerische Stabilität beeinträchtigt. Es wurden deswegen Methoden zum Upscaling (Umrechnung auf einen größeren Massstab) benutzt, indem die Materialeigenschaften der Grenzfläche mittels einer Gewichtung in den nahstehenden Materialien integriert wurden. In der Abbildung 28 wird ein Beispiel von dieser Grenzfläche anhand des Modells für die zweite Vergleichsberechnung dargestellt.

Das ENSI hat sich 2013 intensiv mit der zweiten Vergleichsberechnung beschäftigt. Ein Längsschnitt des dreidimensionalen Systems wird in Abbildung 29 dargestellt.

Für die Modellierung wurde die parallelisierte Version des Zweiphasenfluss-Rechenprogramms TOUGH2 verwendet. Die Erstellung eines Gitters für dieses Programm ist aufwändig, weil detaillierte Angaben zu geometrischen Eigenschaften zwischen Nachbar-Gitterelementen, wie zum Beispiel gemeinsame Oberfläche, Distanzen zwischen den Zentren der Gitterelemente, etc., angegeben werden müssen. In Abbildung 30 und Abbildung 31 werden Abschnitte des für diese



Vergleichsberechnung verwendeten Gitters gezeigt. Das ENSI hat für diese Simulationen eine neue Methode zur Erstellung des Gitters implementiert.

In Abbildung 32 und Abbildung 33 werden die Resultate der Simulation für Gasdruckwerte dargestellt und mit den Resultaten eines Teams verglichen, das auch mit dem Programm TOUGH2 gerechnet hat. In beiden Berechnungen wurde die Grenzfläche nicht explizit berücksichtigt, sondern in die umgebenden Elemente integriert. Die Integration dieser Grenzfläche im Modell wurde vom ENSI und vom Vergleichsteam unterschiedlich gemacht, und das ist einer der Gründe für die kleinen Unterschiede in den Resultaten.

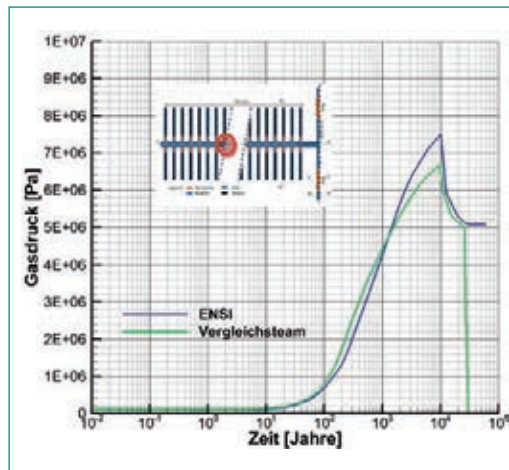
Die Resultate zeigen höhere Gasdrücke in den Berechnungen des ENSI in der Mitte des Modells und tiefere Werte am Rand des Modells. Der Grund dafür ist eine schnellere Verteilung des Gases beim Modell des Vergleichsteams, was wiederum auf die unterschiedliche Implementierung der Grenzfläche zurückzuführen ist. Weitere ENSI-Resultate zum Verlauf der Gasdrücke an verschiedenen Punkten des Lagersystems werden in Abbildung 34 gezeigt. Die Resultate aller Teams werden in einem Schlussbericht des Projekts dokumentiert. Der von den Teams berechnete Gasdruck zeigt Unterschiede, wenn sie nicht dieselben Rechencodes und vor allem verschiedene Vereinfachungen verwenden. Im Vergleich zum Gasdruck sind die Unterschiede für den Gasdurchfluss zwischen den Teams deutlich grösser (eine Grössenordnung).

### Bedeutung des Projekts,

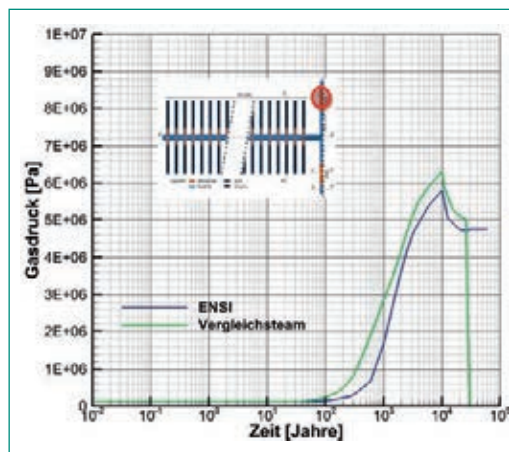
#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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 Einlagerungsstollen. In dichten Wirtgesteinen kann dieses Gas nur langsam abgeführt werden, und es kommt zu einem Druckaufbau in den Lagerstollen. Die für die Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers wichtige Frage ist, ob durch diesen Druckaufbau die Rückhaltefähigkeit des Wirtgesteins in Folge der Bildung von Rissen gefährdet wird.

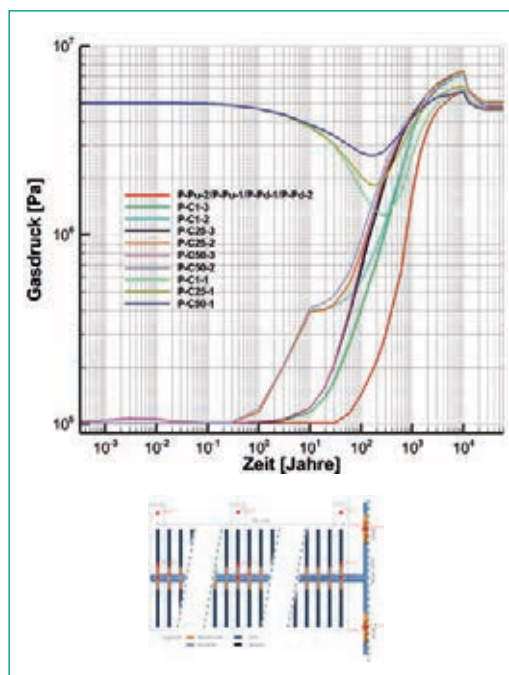
Das Projekt FORGE bietet dem ENSI Gelegenheit, sich bezüglich aller relevanten Fragestellungen im Bereich von Gasbildung und Gastransport in Tiefenlagern auf dem neusten Stand von Wissenschaft und Technik zu halten (Arbeitspaket WP1.1). Mit den Kenntnissen aus dem Arbeitspaket WP1.2



**Abbildung 32:**  
Berechnete Gasdrücke vom ENSI und einem Vergleichsteam in der Mitte des Modells. Quelle: ENSI.



**Abbildung 33:**  
Berechnete Gasdrücke vom ENSI und einem Vergleichsteam am Rand des Modells. Quelle: ENSI.



**Abbildung 34:**  
ENSI-Resultate für die Gasdrücke an verschiedenen Punkten des Modells. Die Lage der Punkte ist im unteren Bild dargestellt. Quelle: ENSI.

kann das ENSI einerseits neue Modelle erstellen, die für Berechnungen zum Gastransport in den nächsten Etappen des Sachplans eingesetzt werden können. Andererseits ermöglicht dieses Projekt, Rechenprogramme und Modelle kennenzulernen, die andere Projektteilnehmer benutzen. Die Erkennt-

nisse 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 im Internet unter [www.bgs.ac.uk/forge/home.html](http://www.bgs.ac.uk/forge/home.html) erhältlich.

### Ausblick

Aus Sicht des ENSI ist das Projekt FORGE ein grosser Fortschritt in der Erforschung der Gasbildung und des Gastransports in einem geologischen Tiefenlager. Die Ergebnisse der Experimente konnten jedoch nur teilweise mit den Resultaten von Berechnungen bestätigt werden. Das zeigt, dass noch weitere Forschungsarbeiten nötig sind, um den Gastransport besser zu verstehen. Es laufen zurzeit andere EU-Projekte wie PEBS (Long-term Performance of the Engineered Barrier System) und Experimente wie GAST (Gas Permeable Seal Test) im Felslabor Grimsel, die sich mit diesen Themen beschäftigen. In europäischen Felslabors, wie in der Schweiz (Mont Terri, Grimsel), Frankreich, Schweden, Belgien und Finnland, werden verschiedene Experimente zum Thema Gasbildung und Gastransport durchgeführt.

### 1.7.8 DECOVALEX-2015 Project

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

### Einleitung

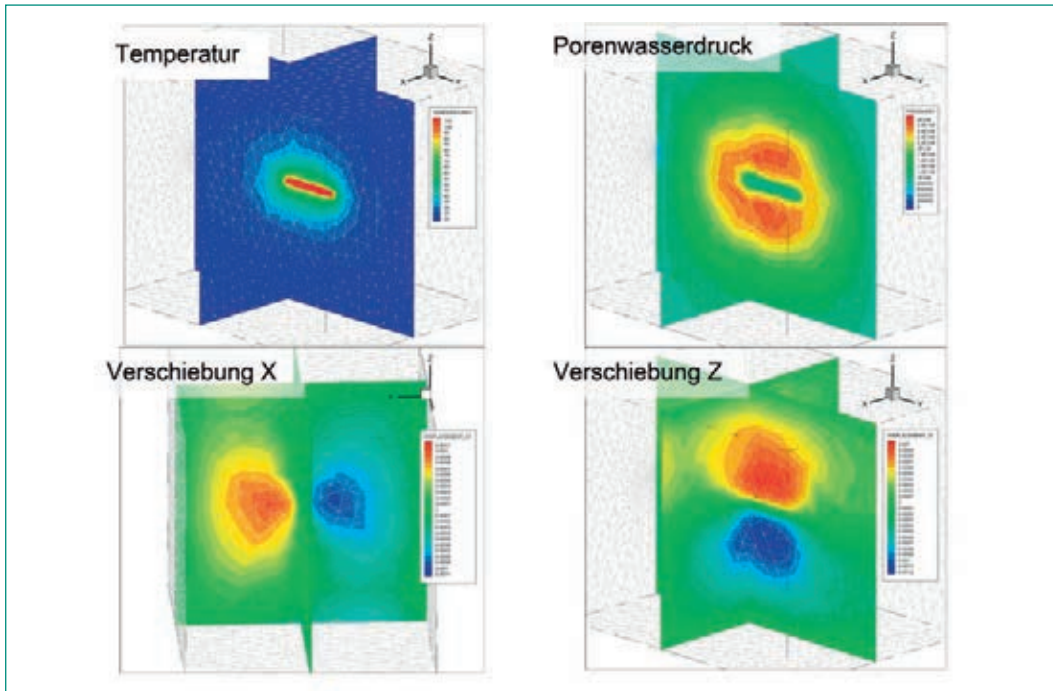
Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskooperation, die von der KTH in Stockholm koordiniert wird. Sie soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und

chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen vertiefen und die Fähigkeit zur numerischen Modellierung dieser Prozesse zu verbessern. DECOVALEX 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 sind Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle und Aufsichtsbehörden aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.

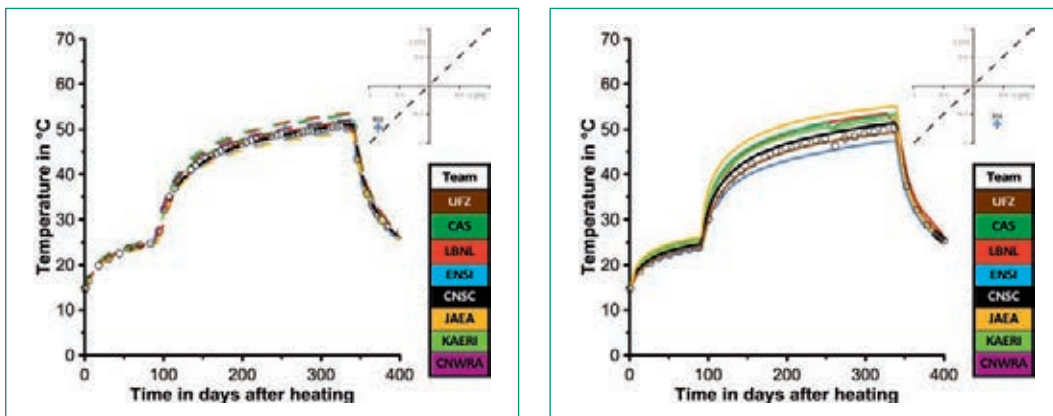
Im April 2012 begann die bis 2015 andauernde Phase VI des DECOVALEX-Projektes. Neben dem ENSI nehmen weitere neun Organisationen, die das Projekt finanzieren, teil. Diese sogenannten Funding Organisations können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen und finanzieren. Für DECOVALEX-2015 wurden fünf Aufgaben definiert:

- Task A: Versiegelungsexperiment in Tournemire (SEALEX in-situ Test) vorgeschlagen durch IRSN (Frankreich);
- Task B1: Heizexperiment in Mont Terri (HE-E in-situ heater test) vorgeschlagen durch EU-Projekt PEBS;
- Task B2: Technische Barrieren-Experiment in Horonobe URL (EBS experiment) vorgeschlagen durch JAEA (Japan);
- Task C1: THMC-Modellierung von Gesteinsklüften vorgeschlagen durch das Lawrence Berkeley National Laboratory (USA);
- Task C2: Standortcharakterisierung (Bedrichov Tunnel in-situ experiment) vorgeschlagen durch RAWRA (Tschechien).

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
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
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 35:**  
Räumliche Verteilung der berechneten Temperatur, des Porenwasserdrucks und der Verschiebung in X- und Z-Richtung beim HE-D-Experiment nach einer Heizperiode von 260 Tagen.



**Abbildung 36:**  
Vergleich der gemessenen (Symbole) und der berechneten (Linien) Temperaturentwicklung der teilnehmenden Teams für die Messpunkte HEDB03 (links, 1.11 m entfernt vom Heizelement) und HEDB14 (rechts, 0.77 m entfernt vom Heizelement).

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

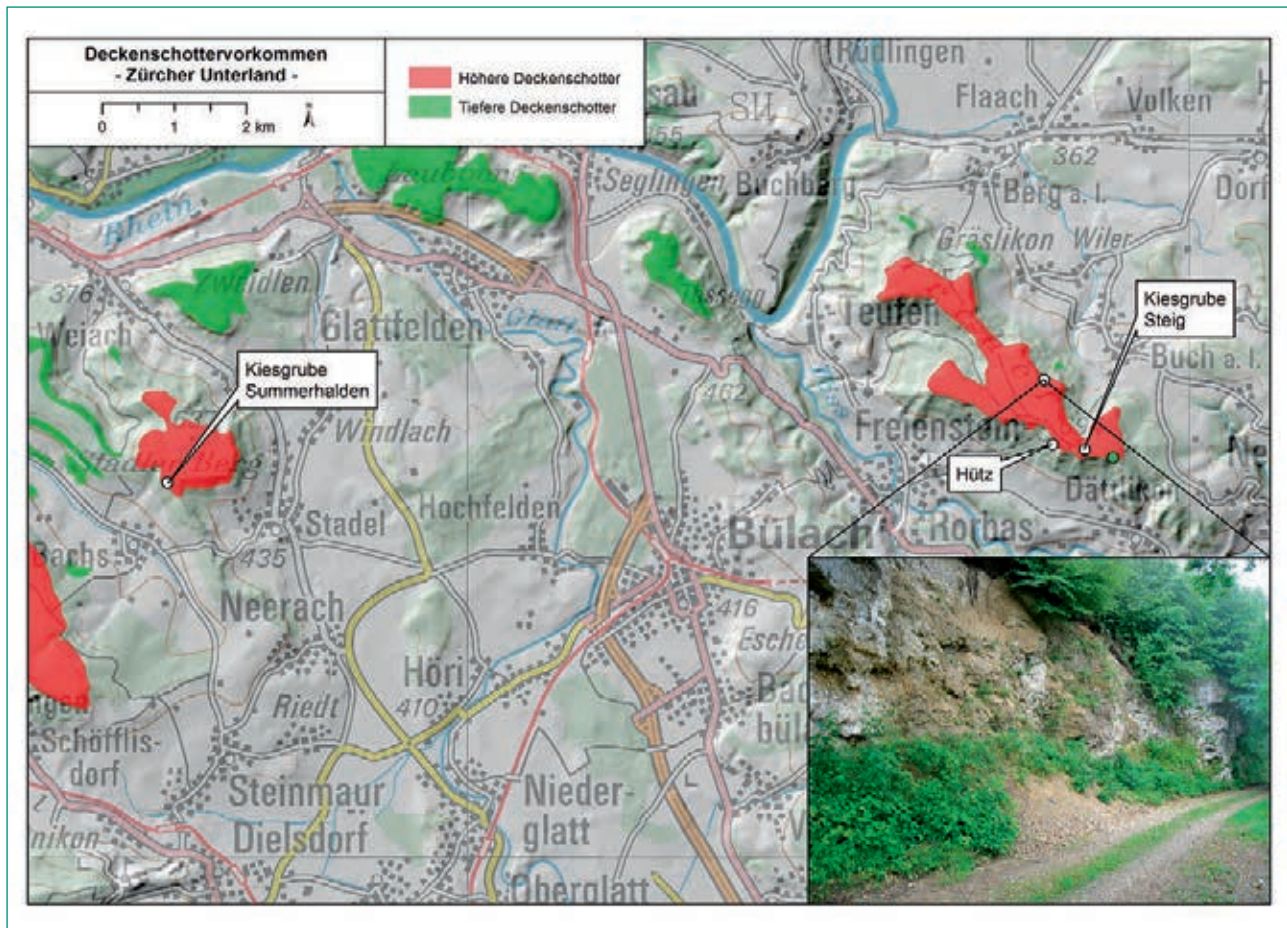
Das ENSI nimmt mit sieben weiteren Organisationen an der Aufgabe B1 teil. Es möchte mit dem Projekt die Weiterentwicklung der eigenen Modellierfähigkeiten insbesondere für die Langzeitentwicklung des Nahfelds im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers vorantreiben. Bei einem Heizexperiment wie B1 führt die zunehmende Temperatur zu einer Ausdehnung des Gesteins sowie zum Absinken der Dichte und Viskosität von Wasser. Beide Folgen beeinflussen sich auch gegenseitig, so dass eine gekoppelte Berechnung der thermischen, hydraulischen und mechanischen Prozesse (THM) notwendig ist.

Ziel der Aufgabe B1 ist es, das gekoppelte THM-Verhalten von Bentonit und Opalinuston des HE-E-Heizexperiments im Felslabor Mont Terri numerisch zu simulieren und mit Messungen zu vergleichen. Für die schrittweise Bearbeitung der

Aufgabe B1 wurden vier Teilaufgaben definiert. Aufgabe 1a befasst sich mit einer Simulationsstudie zum Opalinuston basierend auf dem früheren HE-D-Experiment des Projekts Mont Terri. Alle Messungen wurden von der ANDRA durchgeführt und dem Projekt DECOVALEX-2015 zur Verfügung gestellt. In Aufgabe 1b wird basierend auf experimentellen Daten das THM-Verhalten von Bentonit numerisch simuliert. Die Aufgaben 2 und 3 werden sich dann mit der Simulation des HE-E-Experiments befassen.

Das Projektziel des Berichtsjahres war der Abschluss der Bearbeitung der Aufgabe B1-1a sowie der Beginn der Arbeiten zu B1-1b, deren Abschluss bis April 2014 vorgesehen ist. Das dabei betrachtete HE-D-Experiment ist ebenfalls ein Heizexperiment, bei dem die Heizelemente direkt im Opalinuston installiert wurden. Dadurch ist es möglich, das THM-Verhalten des Opalinustons isoliert zu betrachten. Bei dem Experiment wurden die Tempe-





**Abbildung 37:** Deckenschotter-Vorkommen des Stadler Bergs sowie des Irchel im Zürcher Unterland. Die Erosionsreste der Deckenschotter bilden hochgelegene Plateauflächen in der Landschaft, was heute besonders eindrucksvoll am Irchel, nordöstlich von Büelach, zu erkennen ist. Im Gelände zeigen sich die Deckenschotter meist als steile Klippen aus verbackenem, zementiertem Schotter (kleines Bild); grüner Punkt: Säugetierfundstelle Irchel-Hasli. Quellen: Deckenschotter-Vorkommen aus Nagra (2011), Kartendaten und Höhenschummerung Bundesamt für Landestopografie. Reproduziert mit Bewilligung des Bundesamts für Landestopografie swisstopo (Bewilligungsvermerk: © 2014 swisstopo BA140019).

ratur, der Porenwasserdruck und die Spannungsänderung an mehreren Stellen in der Umgebung der Bohrung gemessen (Abbildung 35). Ziel der Aufgabe ist ein verbessertes Verständnis der ablaufenden gekoppelten THM-Prozesse im Opalinuston sowie die Parameterbestimmung für die einzelnen Prozesse.

In Abbildung 36 ist der Vergleich der gemessenen Temperatur mit den Berechnungsergebnissen aller teilnehmenden Teams für zwei Sensoren dargestellt. Dabei werden die anisotropen Eigenschaften des Opalinustons deutlich. Die Wärmeleitung parallel (linkes Bild) ist höher als senkrecht zur Schichtung (rechtes Bild). Daher ist die Temperaturentwicklung über die Zeit trotz der unterschiedlichen Distanz zum Heizelement ähnlich. Der Vergleich der Ergebnisse zeigt eine gute Übereinstimmung zwischen den Teams, wobei die Ergebnisse senkrecht zur Schichtung etwas grössere Abweichungen zwischen den Teams aufweisen.

Die Bearbeitung des Projekts DECOVALEX-2015 ist derzeit plangemäss und der Vergleich der Ergeb-

nisse des ENSI mit den Messwerten und mit den anderen Teams zeigt eine gute Übereinstimmung. Die Ziele der abgeschlossenen Bearbeitungsphase wurden damit erreicht.

#### **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 vertieft die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeit-Sicherheitsbetrachtung relevanten Modellierung von THMC-Prozessen im Bentonit und im Opalinuston. Diese und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der geplanten Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX-2015 stärkt 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

Im nächsten Jahr wird die Aufgabe B1-1b (Heizexperiment mit Bentonit) abgeschlossen und mit der Aufgabe B1-2 (HE-E Experiment) begonnen. Die Arbeiten des ENSI werden im Jahr 2014 und 2015 durch ein Forschungsteam der Universität Kiel unterstützt, welches sich insbesondere mit der Sensitivität der Modellergebnisse bezüglich der Ungewissheiten in den Materialparametern befassen wird.

### 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 teilweise 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 der Vorstösse 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 Oberfläche bis 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 37). Von der Ablagerungszeit 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 eiszeitlicher Ablagerungen, welche die heutigen Flusstäler füllen. Doch war eine Datierung aufgrund fehlender Methoden bisher nicht möglich. Die bislang verfügbaren Datierungsverfahren funktionieren nur für deutlich jüngere Schichten, deren Alter häufig mit der Radiokohlenstoff-Methode ( $^{14}\text{C}$ ) und der Methode der optisch stimulierten Lumineszenz (OSL) bestimmt werden können. Diese Methoden eignen sich für maximale Alter von circa 50 000 ( $^{14}\text{C}$ ) bzw. 200 000 Jahre (OSL).

Um die deutlich älteren Deckschotter zu datieren, wurde seitens ENSI und der Universität Bern ein Forschungsprojekt zur Datierung mittels der kosmogenen Beryllium- und Aluminium-Nuklide  $^{10}\text{Be}$  und  $^{26}\text{Al}$  gestartet. Diese Methodik ermöglicht unter idealen Voraussetzungen die Datierung von Sedimenten mit einem Alter von bis zu 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 Al-



**Abbildung 38:** Probenahme der Höheren Deckschotter auf dem Irchel in der ehemaligen Kiesgrube Steig. Die steilstehenden Wände der Grube verlangten nach – für Quartärgeologen – eher ungewöhnlichen Probenahmetechniken. Foto: S. Ivy-Ochs.

ter der verschiedenen Deckenschotter-sedimente bestimmen. Gleichzeitig soll die Frage beantwortet werden, ob die vorhandenen Schotter in einer einzigen Phase 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 Hebungsraten verglichen werden.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bereits im Herbst 2012 wurden, in Zusammenarbeit mit dem Institut für Prähistorische und Naturwissenschaftliche Archäologie der Universität Basel, ein Vorkommen der Tieferen Deckenschotter an der südöstlichen Stadtgrenze von Pratteln bei Basel beprobt. Hierzu wurden 8 Sedimentproben entnommen. An der Lokalität wurde 1974 ein Faustkeil gefunden. Dieser soll nun indirekt durch die Bestimmung des Alters der Fundschicht datiert werden. Aus archäologischen Überlegungen heraus wird bisher ein Alter von 300 000 bis 400 000 Jahren angenommen. Damit wäre der Faustkeil von Pratteln eines der ältesten erhaltenen Werkzeuge der Schweiz. Die Deckenschotter-Vorkommen bei Pratteln gehören nicht zu den Schlüssellokalitäten des Forschungsprojekts, bieten jedoch eine wertvolle Gelegenheit, die Methode der Altersbestimmung mittels kosmogener Nuklide im Bereich der Archäologie zu testen.

Im Frühjahr 2013 wurden nach intensiver Vorerkundung die Vorkommen der Höheren Deckenschotter am Stadler Berg sowie auf dem Irchel be-

probt (vgl. Abbildung 37). Am Stadler Berg wurden in der ehemaligen Kiesgrube Summerhalde 16 Proben entnommen, auf dem Irchel 9 Proben im Aufschluss Hütz sowie 20 weitere in der aufgelassenen Kiesgrube Steig (Abbildung 38). Die Vorkommen am Irchel sind für das Projekt von zentraler Bedeutung, da dort 1994 Säugetierreste gefunden wurden (Fundstelle in Abbildung 37 grün markiert), mit deren Hilfe das Alter der Deckenschotter auf ungefähr 1.8–2.6 Millionen Jahre eingegrenzt werden konnte (Bolliger et al. 1996). Diese indirekte Datierung ist bis heute die einzig verfügbare Alterseinstufung für die Deckenschotter-Vorkommen der Nordschweiz.

Um Gesteine mittels kosmogener Nuklide datieren zu können, müssen sie durch aufwändige physikalische und chemische Verfahren aufbereitet werden. Die Extraktion der in geringen Spuren im beprobten Quarz enthaltenen Nuklide  $^{10}\text{Be}$  und  $^{26}\text{Al}$  benötigt im Regelfall zwei bis drei Wochen, wobei immer nur ein Satz aus maximal acht Proben zugleich bearbeitet werden kann (Abbildung 39). Die geringen Messfehler (s. u.) belegen, dass die Präparationsarbeiten sehr gewissenhaft ausgeführt wurden.

Bei der Probenaufbereitung wurde das Verfahren optimiert: Mittels Massenspektrometer (Abbildung 40) werden die Verhältnisse von  $^{10}\text{Be}$  zu  $^9\text{Be}$  bzw. von  $^{26}\text{Al}$  zu  $^{27}\text{Al}$  gemessen. Je höher diese Verhältnisse, d. h. je mehr  $^{10}\text{Be}$  bzw.  $^{26}\text{Al}$  in der Probe enthalten ist, desto präziser kann die Nuklidkonzentration und damit das Alter der Gesteine bestimmt werden. Das nicht-kosmogene  $^9\text{Be}$  wird erst während der Probenaufbereitung hinzugefügt, weil es nicht schon in den Proben enthalten ist; dadurch kann ein für die Messung geeignetes  $^{10}\text{Be}/^9\text{Be}$ -Verhältnis hergestellt werden. Zur Messung des  $^{26}\text{Al}/^{27}\text{Al}$ -Verhältnisses muss hingegen kein Aluminium künstlich der Probe beigelegt werden, da das Mineral Quarz natürlicherweise nicht-kosmogenes  $^{27}\text{Al}$  in grösseren Mengen enthält. Bei der chemischen Aufbereitung der Proben muss vielmehr darauf geachtet werden, den  $^{27}\text{Al}$ -Anteil effizient zu reduzieren, was üblicherweise nur schwer zu erreichen ist. In Zusammenarbeit mit der Gruppe für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich (LIP) konnte durch gezielte Anpassungen bei der chemischen Behandlung des Probenmaterials dennoch eine substantielle Abreicherung an  $^{27}\text{Al}$  erreicht werden. Hierdurch können zukünftig auch Bestimmungen von sehr kleinen  $^{26}\text{Al}$ -Konzentrationen mit der notwendigen Genauigkeit erfolgen. Zusätzlich zu den erfolgten Optimierungen bei der Probenauf-

**Abbildung 39:** Berylliumoxid-Extrakt aus 100 g hochreinem Quarz bzw. aus ursprünglich 300 bis 400 g unaufbereitetem Probenmaterial. Durchmesser des Glas-tiegels: 5 mm, Foto: A. Dehnert.







**Abbildung 40:**  
 Blick in die Messhalle der Gruppe für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich (LIP). Zu sehen sind verschiedene Messanordnungen zur Detektion unterschiedlicher Nuklide.  
 Quelle: LIP Homepage, C. Vockenhuber (<http://www.ams.ethz.ch/instruments/index>).

bereitung werden durch das LIP gegenwärtig Anpassungen am Teilchenbeschleuniger bzw. am Messablauf vorgenommen. Resultate der  $^{26}\text{Al}$ -Bestimmung der Lokationen Stadler Berg und Irchel werden daher ab Frühjahr 2014 erwartet.

Mit Hilfe eines von Hidy et al. (2010) veröffentlichten Berechnungsverfahrens konnten für die untersuchten Profile Pratteln und Stadler Berg erste Alterseinstufungen anhand der vorliegenden  $^{10}\text{Be}$ -Messresultate abgeleitet werden. Da zur vollständigen Datierung mittels kosmogener Nuklide die Konzentrationen von mindestens zwei verschiedenen Nukliden, bei dieser Studie  $^{10}\text{Be}$  und  $^{26}\text{Al}$ , bekannt sein müssen, sind die resultierenden Alter als Minimalalter zu verstehen.

Die Tieferen Deckenschotter bei Pratteln weisen demnach ein Minimalalter zwischen 240 000 und 300 000 Jahren auf. Dieses Ergebnis ist in Übereinstimmung mit der archäologischen Einstufung der Fundschicht auf ein Alter von 300 000 bis 400 000 Jahre. Die Ablagerungen der Höheren Deckenschotter am Stadler Berg konnten mit Hilfe der  $^{10}\text{Be}$ -Resultate auf ein Minimalalter von  $1.4 \pm 0.2$  Millionen Jahren datiert werden. Auch dieser Wert widerspricht nicht dem mittels Fossilien bestimmten Altersbereich von 1.8 bis 2.6 Millionen Jahre. Beide noch vorläufigen Alterswerte stellen bedeutende Meilensteine für die Schweizer Quartärforschung dar: Sie sind die ersten direkten Altersbestimmungen der vermutlich ältesten eiszeitlichen Ablagerungen der Schweiz. In Bezug auf das Forschungsprojekt zeigen die Resultate, dass die Datierung mittels der kosmogener Nuklide  $^{10}\text{Be}$  und

$^{26}\text{Al}$  mit Erfolg angewendet werden kann. Die Relevanz der ersten Ergebnisse in Bezug auf die Frage der langfristigen Erosionsraten im Gebiet der Nordschweiz kann jedoch erst nach Vorliegen der  $^{26}\text{Al}$ -Messungen (siehe Ausblick) beurteilt werden.

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

Die geologischen Standortgebiete zur Entsorgung radioaktiver Abfälle liegen mit einer Ausnahme in der Nordschweiz. Geodäsie-Messungen weisen dort auf aktuelle Hebungsraten im Bereich von 0.0 bis 0.2 mm pro Jahr hin. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen Prognosen für die zukünftige Hebung (und gleichzeitige Erosion) erstellt werden. Diese Prognosen orientieren sich an den langfristigen Erosions- und Hebungsdaten der Vergangenheit. Bei einem Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sind dabei die letzten 100 000 Jahre, beim Lager für hochaktive Abfälle (HAA) die letzten 1 000 000 Jahre relevant. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsdaten sind die Deckenschotter als älteste und heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes prädestiniert. Sie sollen aufzeigen, ob die heute gemessenen Hebungsdaten einer nur kurzfristig gültigen Rate oder einem mit langfristigen Raten vergleichbaren Wert entsprechen. Die Forschungsergebnisse fließen in die Bewertung der Standortgebiete ein und dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

## Ausblick

Im Frühjahr 2014 wird mit Ergebnissen zu den ausstehenden  $^{10}\text{Be}$ - (Irchel) und  $^{26}\text{Al}$ -Bestimmungen (Pratteln, Stadler Berg und Irchel) gerechnet. Sobald diese mit ausreichender Messgenauigkeit vorliegen, können die jetzigen Alterseinstufungen (Pratteln und Stadler Berg) überarbeitet werden. Für den Irchel sind die ersten direkten Altersbestimmungen überhaupt zu erwarten. Auf Basis dieser Erkenntnisse sollen anschliessend weitere Schlüssellokalitäten ausgewählt und beprobt werden. Der Fokus der zweiten Beprobungskampagne wird sich nach derzeitigen Überlegungen auf die Tieferen Deckenschotter konzentrieren.

## Literatur

Bolliger T., Fejjar O., Graf H., Kälin D. (1996): Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsägern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich). *Eclogae Geologicae Helvetiae* 89, 1043–1048.

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.

Hidy A.J., Gosse J.C., Pederson J.L., Mattern J.P., Finkel R.C. (2010): A geological constrained Monte Carlo approach to modelling exposure ages from profiles of cosmogenic nuclides: An example from Lees Ferry, Arizona. *Geochemistry, Geophysics, Geosystems* 11, Q0AA10. DOI: 10.1029/2010GC003084

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



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

Im Kalenderjahr 2013 wurden der IAEA 24 Vorkommnisse der INES-Stufen 2 oder höher gemeldet:

INES-Stufe	Bezeichnung	Kurzbeschreibung
2	Zwischenfall	Die meisten Vorkommnisse waren auf Bestrahlung von Personen mit resultierenden Strahlendosen oberhalb der zulässigen nationalen Grenzwerte in Industrie und Medizin zurückzuführen. Zwei Vorkommnisse standen im Zusammenhang mit dem Diebstahl von Strahlenquellen. Bei einem Vorkommnis wurden Schwächen in der Auslegung eines abgestellten Forschungsreaktors in den Niederlanden entdeckt, bei dem Brüche in den Entwässerungsleitungen des Reaktorbehälters nicht analysiert worden waren. Der Forschungsreaktor wurde in der Zwischenzeit nachgerüstet und die Störfallanalysen ergänzt.
3	ernsthafter Zwischenfall	In zwei Fällen kam es in der Industrie zur Bestrahlung von Personal deutlich über die zulässigen Grenzwerte hinaus, was deterministische Strahlenauswirkungen (z.B. Hautrötung, Hautverbrennung oder Übelkeit bzw. Erbrechen) zur Folge hatte. Im dritten Fall handelte sich um die Leckagen von kontaminiertem Wasser, die im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi 2013 zu verzeichnen waren. Das Ausmass der aufgetretenen Radioaktivität begründet die Klassierung auf Stufe 3 der INES-Skala.

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, bei dem das ENSI seit März 2013 die Funktion des Chair of Technical Board and Steering Committee übernommen hat. 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 Abschnitte beschreiben ausgewählte wichtige Vorkommnisse oder im Zusammenhang mit Betriebserfahrung publizierte Erkenntnisse aus dem Jahr 2013 und wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet.

## 2.1 Überschreitung des Jahresdosisgrenzwertes für die Haut beim Kernkraftwerk Blayais-4 in Frankreich

Beim Verlassen der kontrollierten Zone im Kernkraftwerk Blayais-4, einem seit 1983 betriebenen französischen Druckwasserreaktor mit einer Leistung von 900 MW<sub>e</sub>, wurde am 24. April 2013 im Nackenbereich einer Person des Fremdpersonals

eine Hautkontamination festgestellt. Die Person hat, als Vorbereitung für zerstörungsfreie Prüfungen, Schleifarbeiten an mehreren Gegenständen durchgeführt.

Die radioaktive Kontamination wurde sofort entfernt. Die Hautdosis liegt vermutlich über dem Jahresgrenzwert für die Haut von 500 mSv. Das französische Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire IRSN wird das Vorkommnis näher untersuchen. Die akkumulierte Ganzkörperdosis liegt dennoch in jedem Fall unter dem Jahresgrenzwert. Die erhaltene Strahlendosis erfordert nicht zwingend medizinische Massnahmen, die Person soll aber trotzdem vorbeugend weiter untersucht werden.

Die französische Aufsichtsbehörde ASN führte am 26. April 2013 als Folge des Vorfalles eine Inspektion in Blayais durch und kontrollierte dabei, ob der Betreiber Électricité de France EDF und die betroffene Fremdfirma die erforderlichen Massnahmen für die medizinische Kontrolle getroffen und mögliche Ursachen zum Vorkommnis analysiert hatten. Das Vorkommnis wurde auf der Stufe 2 der INES-Skala klassiert.

Das ENSI stellt fest, dass gründliche Kontaminationsmessungen an Material, Ausrüstung (vor, während und nach der Arbeit) und Personal unabdingbar sind. Die Präsenz und aktives Interagieren des Strahlenschutzpersonals am Arbeitsort, wie es in der Schweiz üblich ist, ist eine Voraussetzung, um Vorfälle wie in Blayais zu verhindern oder mindestens zu erschweren.

## 2.2 Überschreitung des Jahresdosisgrenzwertes für die Haut in der Anlage LAMA (CEA Grenoble) in Frankreich

Bei Stilllegungsarbeiten in der Anlage LAMA (Laboratoire de l'analyse des matériaux actifs), Grenoble, die vom CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) betrieben wird, wurde bei einer von drei Personen (Fremdpersonal) eine Überschreitung des Jahresgrenzwerts für die Haut von 500 mSv festgestellt.

Ein externer Mitarbeiter sortierte in einem Zelt zusammen mit zwei Kollegen Bauschutt. Erst beim Ausziehen der Vollschutzausrüstung nahm er das Alarmsignal seines elektronischen Dosimeters (Dosicard) wahr. Das Dosimeter wurde während der Arbeiten unter der Ausrüstung getragen, wobei das Display nicht einsehbar war. Auf den persönlichen

Schutzausrüstungen der drei Mitarbeiter konnten keine Kontaminationen festgestellt werden.

Als Ursache des Alarms des elektronischen Dosimeters wurde im Anlieferungsbereich ein Beton-Stück mit einer Dosisleistung von 13 mSv/h (Hauptnuklid Cäsium-137) identifiziert. Die Kontaminationskontrollen am Arbeitsplatz zeigten für Beta-Strahler maximal 0,7 Bq/cm<sup>2</sup> und für Alpha-Strahler 0,1 Bq/cm<sup>2</sup>. Die Untergrundstrahlung am Arbeitsplatz betrug etwa 0,003 mSv/h. Die Inkorporationskontrolle der betroffenen Person durch den «Service Médical» zeigte, dass keine Inkorporation vorlag.

Das Vorkommnis hat sich am 23. August 2013 ereignet und wurde der französischen Aufsichtsbehörde ASN am 3. September 2013 gemeldet. Der Bewilligungsinhaber CEA hat menschliche und organisatorische Mängel als Grund für das Vorkommnis angegeben. Die ASN hat als Folge am 6. September 2013 eine reaktive Inspektion durchgeführt und die Verhältnisse, die zu diesem Vorkommnis geführt haben, untersucht sowie den Arbeitsplatz inspiziert. Die vom CEA ergriffenen Sofortmassnahmen wurden ebenfalls überprüft.

Die Inspektion der ASN ergab, dass eine mangelhafte Vorbereitung der Sortierarbeiten zu diesem Vorkommnis geführt hat. Sie hat auch festgestellt, dass die Risikoanalyse in Bezug auf mögliche radioaktive Partikel im Bauschutt nicht ausreichend war. Eine entsprechende spezielle Arbeitsvorschrift lag nicht vor. Die Koordination zwischen CEA und der Fremdfirma war unzureichend. Allerdings beurteilt die ASN die von der CEA ergriffenen Sofortmassnahmen als Folge dieses Vorkommnisses, insbesondere betreffend die Ausarbeitung einer Arbeitsvorschrift vor einer Wiederaufnahme der Stilllegungsarbeiten, als genügend. Das Vorkommnis wurde als INES-2 eingestuft und zeigt, dass eine radiologische Überwachung auch während der Stilllegungsarbeiten unbedingt notwendig ist.

Analoge Probleme von nicht wahrgenommenen Alarmsignalen aus dem getragenen elektronischen Dosimeter traten auch in der Schweiz auf (z.B. im Kernkraftwerk Leibstadt im Jahr 2010) und wurden durch den gezielten Einsatz von Funkdosimetern gelöst. Dadurch wurde eine konsequente und nachvollziehbare Fernüberwachung der akkumulierten Strahlendosen und der Dosisleistungen am Arbeitsplatz durch den Strahlenschutz ermöglicht. Der Fall in Grenoble zeigt, dass auch in einem solchen Fall die Benutzung von Funkdosimetern ein effizientes Mittel für die Überwachung der radiologischen Situation wäre.

## 2.3 Ungenügende Ergiebigkeit der Brunnenwasserversorgung beim Kernkraftwerk Tihange-2 in Belgien

Am belgischen Kernkraftwerksstandort Tihange wird Grundwasser unter anderem zur Versorgung sicherheitstechnisch wichtiger Systeme verwendet. Das Grundwasservorkommen wurde jedoch auch für andere Zwecke, beispielsweise zur Herstellung von entsalztem Wasser, genutzt. Im Jahre 2012 wurde festgestellt, dass die Ergiebigkeit der Grundwasserbrunnen nicht mehr ausreicht, um die spezifizierte Versorgungsautonomie des Notkühlwassersystems (Emergency Service Water, ESW) gemäss der Auslegung über längere Zeit sicherzustellen. Die belgische Aufsichtsbehörde hat das Vorkommnis als INES 1 eingestuft.

Die drei Blöcke der Kernkraftwerksanlage Tihange sind am Ufer des Flusses Maas gelegen. Es sind drei Druckwasseranlagen mit einer elektrischen Leistung von je ca. 1000 MW. Die Blöcke wurden in den Jahren 1975, 1983 und 1985 in Betrieb genommen. Die Notkühlwasserversorgung des Blocks 1 erfolgt über zwei Brunnen mit je zwei redundanzzugeordneten Brunnenwasserpumpen. Diese sind unterhalb des Grundwasserspiegels als Tauchpumpen angeordnet. Das System wird insbesondere bei externen Ereignissen mit Ausfall der Kühlwasserversorgung durch Flusswasser benötigt und stellt in diesen Fällen die ultimative Wärmesenke dar. Auslegungsgemäss muss eine Versorgungsautonomie von 96 Stunden bei einer Fördermenge von mindestens 115 m<sup>3</sup>/h eingehalten werden.

Die ESW-Systeme der Blöcke 2 und 3 stellen ebenfalls die ultimative Wärmesenke bei externen Ereignissen dar. Das Kühlwasser wird pro Block aus drei Brunnen mit je einer redundanzzugeordneten Brunnenpumpe gefördert. Verwendet werden Tauchpumpen (Block 3) sowie über dem Grundwasserspiegel angeordnete Pumpen (Block 2). Zudem besteht die Möglichkeit, ESW-Wasser aus der Maas zu fördern. Auslegungsgemäss müssen die Brunnen in der Lage sein, die Kühlwasserversorgung während 30 Tagen sicherzustellen bei einer minimalen Fördermenge von 150 m<sup>3</sup>/h (Block 2) bzw. 250 m<sup>3</sup>/h (Block 3). Diese Anforderung wurde aus dem amerikanischen Regelwerk abgeleitet (U.S.NRC RG 1.27 «Ultimate Heat Sink for NPPs»). Für den Block 1, der anfänglich nicht gegen externe Ereignisse ausgelegt worden war, wurden geringere Anforderungen aufgrund kompensierender Massnahmen akzeptiert.

Das Grundwasservorkommen am Standort wurde ursprünglich als unbegrenzt vorhandene und stabile Kühlmittel- und Wasserquelle eingeschätzt. Es wurde entsprechend auch zu anderen Zwecken sowie zur Herstellung grosser Mengen demineralisierten Wassers (Deionat) genutzt. Erste Anzeichen, dass der Grundwasserspiegel tendenziell absinkt, wurden 1994 festgestellt, vorerst ohne Konsequenzen. Im Jahre 2001, im Rahmen einer periodischen Sicherheitsüberprüfung, wurde das Grundwasservorkommen eingehend untersucht und die verfügbaren Kühlwassermengen und -temperaturen bewertet. Aufgrund geringerer Ergiebigkeit wurde beschlossen, die Kapazität der Grundwasserförderung und damit auch die Zuverlässigkeit der ultimativen Wärmesenke zu erhöhen mit der Folge, dass in den Jahren 2001 bis 2003 neue Brunnen für die Blöcke 1 und 3 angelegt wurden. Eine Messung der Ergiebigkeit der Brunnen im Jahre 2004 zeigte, dass die von der Technischen Spezifikation (TS) geforderten Werte nicht eingehalten wurden; die Versorgung einer Redundanz des ESW-Systems mit dem benötigten Durchsatz war nur während sechs Stunden möglich. Auch diese Feststellung blieb vorerst ohne Konsequenzen. Im November 2011 wurde erneut die Nichtverfügbarkeit eines ESW-Stranges festgestellt, diesmal aufgrund ungenügender Förderung durch Kavitation der Tauchpumpe. Beide Vorkommnisse wurden einem zu tiefen Grundwasserspiegel zugeschrieben. Ab diesem Zeitpunkt wurde der Grundwasserspiegel des Standorts systematisch überwacht, und es wurde ein numerisches Modell zur Berechnung der Wasserflüsse erstellt, unter anderem auf der Basis der bisher durchgeführten Pumpversuche. Die Ergebnisse der Modellrechnungen zeigten im September 2012, dass die Kapazität des Grundwasservorkommens nicht ausreicht, um das ESW-System des Blocks 2 während der spezifizierten Zeitdauer zu versorgen. Statt einer Autonomie von 30 Tagen wurden Werte von 12 h und 16 h für zwei Stränge des ESW-Systems ermittelt. Die Werte für den Block 1 erfüllten gerade noch die im Vergleich zu Block 2 geringeren Anforderungen, und Block 3 war aufgrund des höheren Grundwasserspiegels nicht betroffen.

Die belgische Aufsichtsbehörde FANC stufte das Vorkommnis als INES 1 ein, da mehrere Redundanzen eines Sicherheitssystems aufgrund derselben Ursache beeinträchtigt waren. Damit lag ein so genannter «Common Cause Failure» (CCF) vor, der eine höhere Einstufung auf der INES-Skala zur Folge hat. Als Hauptursache wurde die

übermässige betriebliche Nutzung der Grundwasservorräte identifiziert. Die Entnahme von Grundwasser betrug vor der Feststellung der unzureichenden ESW-Versorgung bis zu einer Million m<sup>3</sup> pro Jahr, davon 80% zur Gewinnung von Deionat, das in vielen Bereichen des Kernkraftwerkbetriebs eingesetzt wird, unter anderem auch zur Speisung der Dampferzeuger. Bei dem Vorkommnis wurden auch die Bestimmungen der konventionellen Konzession bezüglich der Wasserentnahme für industrielle und gewerbliche Zwecke verletzt.

Grundwasservorkommen werden auch in den schweizerischen Kernkraftwerken zur Kühlwasserversorgung genutzt. Vor dem Bau der Anlagen wurden umfangreiche hydrogeologische Untersuchungen vorgenommen, um eine ausreichende Versorgung von Systemen mit Grundwasser zu gewährleisten. Insbesondere Wärmeabfuhrsysteme, die eine besonders zuverlässige Kühlmittelversorgung erfordern, werden im Anforderungsfall mit Brunnenwasser gespeist. Die KKW Beznau, Gösgen und Leibstadt weisen entsprechend solche Brunnen auf, während die Grundwasserverhältnisse am Standort Mühleberg für eine ausreichende Versorgung nicht geeignet sind. Auch die gegen Einwirkungen von aussen geschützten Notstandsysteme, die die Kernkühlung in ausserordentlichen Situationen (Erdbeben, Überflutung, Flugzeugabsturz, Explosion, etc.) sicherstellen sollen, fördern Kühlmittel aus den Brunnen zur Notbespeisung von Dampferzeugern und Nachwärmekühlern.

Die Anforderungen an die Funktionsfähigkeit und Einsatzbereitschaft solcher Notstand-Speisesysteme sind in den Technischen Spezifikationen (TS) der Kernkraftwerke aufgeführt. In den TS, einem freigabepflichtigen Dokument, ist festgelegt, welche sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und Komponenten in welcher Anzahl verfügbar sein müssen. Dabei sind auch die Prüfanforderungen zum Nachweis der Funktionsfähigkeit festgelegt. Falls die TS-Anforderungen nicht erfüllt werden, müssen Betriebseinschränkungen bis hin zum Abfahren der Anlage eingeleitet werden.

Im KKW Beznau beispielsweise muss der Grundwasserspiegel gemäss TS mindestens alle 31 Tage gemessen werden, bei auffälligen Veränderungen alle sieben Tage. Zur Überprüfung der Funktion der Notstand-Brunnenwasserpumpen werden alle 31 Tage Probeläufe durchgeführt, bei denen eine minimale Fördermenge erreicht werden muss. Zudem ist innerhalb von 10 Jahren die Erfüllung der ausle-



gungsgemässen Funktion der Notstandbrunnen anhand eines ausgedehnten Pumpversuchs nachzuweisen. Dieser Nachweis wurde im KKW Beznau im Jahre 2013 erbracht. Im Hinblick auf das Nachrüstprojekt AUTANOVE, bei dem unter anderem auch der Notstandbrunnen zur Nachspeisung der Notspeisewassertanks genutzt wird, wurde ein mehrtägiger Pumpversuch durchgeführt. Dabei wurde das Verhalten des Grundwasserspiegels mittels zahlreicher Peilstellen aufgezeichnet und daraus der so genannte Absenktrichter ermittelt. Wenn sich bei stationärer Entnahme ein stabiler Absenktrichter ausgebildet, bedeutet dies, dass Grundwasserentnahme und -zufluss im Gleichgewicht sind. Damit konnte nachgewiesen werden, dass eine Entnahme von ca. 180 l/s langfristig möglich ist (siehe Abbildung 2). Bereits nach dem Bau des Brunnens konnte im Jahr 1988 anhand eines 11-tägigen Pumpversuchs gezeigt werden, dass auch eine Entnahme von ca. 240 l/s langfristig möglich ist.

Auch die Grundwasserverhältnisse an den Standorten Gösgen und Leibstadt sind sehr gut bekannt. Verfügbarkeit und Ergiebigkeit von Grundwasser wurden auch im Rahmen des geplanten Neubaus von Kernkraftwerken überprüft. Die Analysen für den Standort Niederamt/Gösgen, die auf der Basis von numerischen kalibrierten Grundwassermodellen erstellt wurden, zeigten, dass eine Grundwasserentnahme von ca. 300 l/s zu keiner unzulässigen Absenkung des Grundwasserspiegels führt bzw. dass eine derartige Entnahme langfristig möglich ist. Dies gilt auch für die Notstandbrunnen des KKW Gösgen. Die Verfügbarkeit des Grundwassers und der zugehörigen Fördersysteme wird ebenfalls periodisch durch entsprechende Funktionsprüfungen kontrolliert. Die Prüfanforderungen sind in den TS festgelegt wie auch die Massnahmen bei Nichterfüllung der Prüfkriterien. Bei einer Nichtverfügbarkeit beider Stränge des Notstand-Speisewassers muss die Anlage innerhalb von 24 Stunden auf den Zustand «unterkritisch, kalt» abgefahren werden.

Am Standort Leibstadt werden Grundwasserbrunnen für die Speisung der Notkühlwassersysteme und zur Bereitstellung von Kühlwasser für das Notstandsystem SEHR (Special Emergency Heat Removal) genutzt. Die Ergiebigkeit des Grundwasservorkommens wurde gründlich abgeklärt. Die Ergebnisse zeigten, dass bei einer Fördermenge von 200 l/s während einer Dauer von 100 Tagen der Grundwasserspiegel ca. 5 bis 6 m abfällt. Damit befindet sich der Grundwasserspiegel immer noch

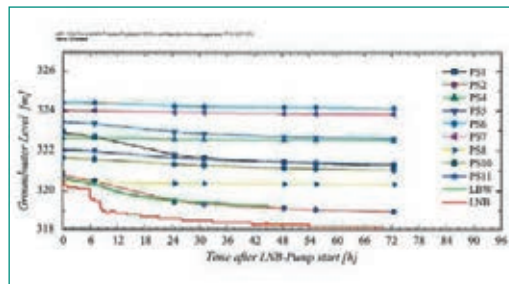


Abbildung 2:  
Langzeit-Pumpversuch  
im KKW Beznau 2013  
(Quelle: Axpo).

ungefähr 4 m über der Ansaugöffnung der Pumpen. Die Brunnen wurden auch hinsichtlich der Stabilität bei Erdbeben und bezüglich Verschlammlung und Veränderung der Ergiebigkeit untersucht. Die Überwachung der Funktionsfähigkeit der Brunnenwasserversorgung ist ebenfalls in den TS geregelt. Die Füllstände in den Grundwasserbrunnen werden monatlich gemessen, und die Funktionsfähigkeit des nuklearen Notkühlwassersystems wird anhand von System-Funktionstests alle zwei Monate nachgewiesen.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass gegen äussere Einwirkungen geschützte Grundwasserbrunnen eine sichere, zu der konventionellen Kühlwasserversorgung durch Flusswasser diversitäre Kühlmittelquelle darstellen, die insbesondere bei extremen externen Ereignissen die Kernkühlung gewährleisten. Die im Rahmen der EU-Stresstests durchgeführten Sicherheitsanalysen haben gezeigt, dass Kernkraftwerke, die über solche diversitäre Wärmesenken als Teil eines gebunkerten Notstandsystems verfügen, einen sehr hohen Schutz gegen Kernbeschädigungen aufweisen. Dazu muss jedoch die Verfügbarkeit des Kühlmittels dauerhaft sichergestellt werden.

#### 2.4 WENRA-Empfehlung zu den Anzeigen von Materialunregelmässigkeiten in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 bei Ultraschallmessungen

In den belgischen Kernkraftwerken Doel-3 und Tihange-2 wurden 2012 herstellungsbedingte wasserstoffinduzierte Anzeigen im Grundmaterial der Reaktordruckbehälter (RDB) festgestellt, wie bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2012 beschrieben. Die WENRA hat im August 2013 zu dieser Thematik eine Empfehlung zur Überprüfung des RDB aller europäischen Kernkraftwerke veröffentlicht. Das ENSI hat zusammen mit anderen

Aufsichtsbehörden die WENRA aktiv bei der Erarbeitung dieser Empfehlung unterstützt. Dabei hat das ENSI insbesondere die Erfahrungen aus den in der Schweiz schon durchgeführten Abklärungen zu diesem Thema eingebracht. Entsprechend der WENRA-Empfehlung hat das ENSI von der Schweizer Kernkraftwerken Beznau und Gösgen auch eine zerstörungsfreie Prüfung des Grundmaterials der RDB gefordert. Es ist geplant, diese Untersuchungen bis 2015 durchzuführen. Das Kernkraftwerk Mühleberg hat bereits im Jahr 2012 eine Überprüfung des Grundmaterials durchgeführt. Das Kernkraftwerk Leibstadt ist aufgrund des Aufbaus des RDBs aus warmgewalzten Platten vorerst von der WENRA-Empfehlung nicht betroffen.

## **2.5 Erkenntnisse aus Befunden in mehreren amerikanischen Kernkraftwerken (NRC Information Notice 2013–18)**

In mehreren amerikanischen Kernkraftwerken wurden kleinere Lecks an Schweißnähten von Vorratsbehältern aus rostfreiem Stahl festgestellt. Als Schädigungsmechanismus wurde überwiegend Spannungsrisskorrosion in Wechselwirkung mit Schweißnahtfehlern aus der Herstellung identifiziert. Die Vorratsbehälter werden für die Befüllung der Reaktorgrube während der Revisionsabstellung, aber auch zum Beispiel für das Containment-Sprühsystem im Anforderungsfall benötigt. Die amerikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC hat in Zusammenhang mit diesen Befunden im September 2013 die Information Notice 2013–18 veröffentlicht. Die festgestellten Leckagen haben demnach die strukturelle Integrität der Vorratsbehälter nicht gefährdet, sind aber für die Alterungsüberwachung von Bedeutung. Werkstofftechnisch ist auch für die Schweiz relevant, dass die festgestellte Spannungsrisskorrosion bereits bei Raumtemperatur aufgetreten ist. Das ENSI wird diese Thematik im Rahmen seiner Aufsicht der Alterungsüberwachung in den Schweizer Kernkraftwerken weiter verfolgen.

# 3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit der nuklearen Aufsichtsbehörden dient in erster Linie der Weiterentwicklung und Harmonisierung der Sicherheitsvorgaben, um den Kernenergiestaaten ein Instrumentarium für die Regulierung zur Verfügung zu stellen. Das Fundament für diese Sicherheitsvorgaben bilden 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 zwei weiteren Zielen der internationalen Zusammenarbeit, nämlich dem Austausch der betrieblichen und regulatorischen Erfahrung sowie der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik. Für letzteres bedeutsam sind auch die in Kapitel 1 beschriebenen Forschungsprojekte der Kernenergieagentur NEA der 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 20 Staaten getragen wird

(siehe Kapitel 1.1.1). Ein weiteres Beispiel ist eine internationale Vorkommnisdatenbank (*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 des Erfahrungsaustausches zur Umsetzung der Lehren aus dem nuklearen Unfall in den Blöcken 1 bis 4 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi, der sich infolge des Erdbebens und Tsunamis vom 11. März 2011 in Japan ereignete. In Europa wurden die nationalen Aktionspläne in Folge der EU-Stresstests fertiggestellt und während eines European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) Workshops im April diskutiert. Die WENRA hat die Überarbeitung der Safety Reference Levels im Lichte der Erkenntnisse aus dem Unfall in Fukushima abgeschlossen und die Entwürfe an die beteiligten Akteure zur Vernehmlassung versandt. An einer IAEA-Konferenz in Ottawa wurde über die Entwicklung eines Mechanismus zum permanenten Austausch regulatorischer Erfahrung gesprochen (Abbildung 1). Mit der Institutionalisierung des internationalen Erfahrungsaustausches sollen sicherheitstechnische Erkenntnisse international effizienter in die Arbeit der Aufsichtsbehörden einfließen. Weiter hat innerhalb der IAEA die Arbeitsgruppe zur Effizienz und Transparenz ihre Vorschläge zur Stärkung des Übereinkommens über Nukleare Sicherheit (CNS) eingereicht. Die Verbesserungsvorschläge sollen im kommenden Jahr anlässlich der 6. regulären Überprüfungskonferenz der CNS vertieft diskutiert werden.

Die internationale Zusammenarbeit ist ein Stützpfeiler der unabhängigen Aufsichtstätigkeit des ENSI. Entsprechend wendet es für sein internationales Engagement erhebliche Ressourcen auf. Bei der IAEA und der NEA wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI

**Abbildung 1:**  
ENSI Direktor  
Hans Wanner hat als  
Chair der WENRA an  
der IAEA-Konferenz in  
Ottawa über die Arbeit  
der WENRA referiert.  
Quelle: CNSC.



permanent Einsatz haben (siehe Anhang B). Für mehrere dieser Gremien organisiert das ENSI periodisch Veranstaltungen in der Schweiz. Zum internationalen Engagement hinzu kommen die Teilnahme von ENSI-Experten an internationalen Symposien sowie Besuche ausländischer Delegationen beim ENSI.

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

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

### 3.1 Internationale Übereinkommen

#### 3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hat das Ziel, weltweit einen hohen Stand der nuklearen Sicherheit zu erreichen und aufrecht zu erhalten. Es sollen wirksame Abwehrvorkehrungen in Kernkraftwerken gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Men-

schen 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 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-Projekts<sup>1</sup>.

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.

Die Schweizer Delegation plädierte zudem 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 Treffens ist die Einsetzung einer Arbeitsgruppe zur Verbesserung von Effizienz und Transparenz (Working Group on Effectiveness and Transparency). Sie sollte Vorschläge erarbeiten, wie

<sup>1</sup> In dem von 2001 bis 2004 laufenden Projekt PEGASOS (Probabilistische Erdbebengefährdungsanalyse für die KKW-Standorte in der Schweiz) wird die Erdbebengefährdung unter möglichst umfassender Berücksichtigung des Kenntnisstandes der international massgebenden Fachwelt ermittelt. Mit dem Projekt wurde international ein neuer Standard gesetzt. Eine Herausforderung für die Umsetzung bereitete die grosse Bandbreite der Ergebnisse, die nicht zuletzt darauf zurückzuführen war, dass für starke Erdbeben in unseren Regionen kaum Erfahrungswerte vorliegen. Deshalb wurde 2007 ein Projekt zur Verfeinerung der PEGASOS-Studie, das PEGASOS Refinement Project (PRP), gestartet, das Ende 2013 abgeschlossen wurde.



die Prinzipien des Übereinkommens gestärkt werden können. Die Gruppe erstellte im Zuge mehrerer Sitzungen während des Jahres 2013 einen ausführlichen Bericht, in dem unter anderem 68 Verbesserungen für die CNS und deren Überprüfungsprozess vorgeschlagen werden. Diese sollen anlässlich der regulären Konferenz 2014 vertieft diskutiert werden.

Die Schweiz hat dafür fristgerecht im August 2013 ihren CNS-Länderbericht eingereicht. Er wurde auf der Website des ENSI veröffentlicht ([www.ensi.ch](http://www.ensi.ch) ► Dokumente ► Konventionen). Zusätzlich hat die Schweiz einen Vorschlag zur Erweiterung der Konvention selbst eingereicht. Artikel 18 soll um folgende Bestimmung ergänzt werden:

*Nuclear power plants shall be designed and constructed with the objectives of preventing accidents and, should an accident occur, mitigating its effects and avoiding releases of radionuclides causing long-term off-site contamination. In order to identify and implement appropriate safety improvements, these objectives shall also be applied at existing plants.*

Damit soll das fundamentale Auslegungsprinzip der Reaktoren der dritten Generation verbindlich festgelegt und eine Nachrüstpflicht für bestehende Kernkraftwerke gefordert werden.

### **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 ei-

nes Tiefenlagers für radioaktive Abfälle. Die Vorgehensweise garantiere, dass Sicherheit oberste Priorität bei der Auswahl hat. Ausserdem ermögliche die Prozedur den Einbezug von Betroffenen, Anrainern 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. Eine Empfehlung war dagegen die Erstellung einer Richtlinie zum Rückbau von Kernanlagen. Das ENSI plant, diese Richtlinie (ENSI-G17: Stilllegung von Kernanlagen) im Jahre 2014 zu verabschieden. 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.

Im Mai 2014 wird eine ausserordentliche Überprüfungskonferenz stattfinden. Ihr Ziel ist es, die Richtlinien zum Prozess und zur Erstellung der Länderberichte zu verbessern. Die nächste reguläre Überprüfungskonferenz findet in Mai 2015 statt. Das ENSI wird im Oktober 2014 den Schweizer Länderbericht der IAEA einreichen.

### **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 Substan-

zen 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 2013 die in Aare und Rhein abgeleiteten radioaktiven Stoffe aus den Kernanlagen, der Industrie und den Spitälern gemeldet. Die Schweiz hat den Bericht «*Sixth Implementation Report – issued in accordance with the PARCOM Recommendation 91/4 on Radioactive Discharges*» am 6. Dezember 2013 an das Komitee Radioaktive Substanzen der OSPAR-Kommission eingereicht.

## 3.2 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 159 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).

### 3.2.1 IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert ([www-ns.iaea.org/standards](http://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 Sicherheit fest. Diese Anforderungen sind als «Soll-Bestimmungen» formuliert.
- Die **Safety Guides** führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann. Sie sind nicht bindend. Eine Nichtanwendung der Massnahmen sollte aber begründet oder es sollte eine gleichwertige andere Massnahme ergriffen werden.

Die Safety Principles und Requirements werden vom *Board of Governors*, einem Ausschuss von 35 Mitgliedsstaaten 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 2013 wurden folgende Safety Standards veröffentlicht:

- GSG-3: The Safety Case and Safety Assessment for the Predisposal Management of Radioactive Waste
- GSG-4: Use of External Experts by the Regulatory Body
- SSG-225: Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants

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 August 2013 der IAEA eingereicht wurde, hat die Schweiz über den Stand der Umsetzung der einzelnen Massnahmen berichtet.

### 3.2.2 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

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

Der IRRS dient der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Aufgrund von schriftlichen Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden verfasst das Expertenteam – zumeist hochrangige Vertreter der Aufsichtsbehörden von IAEA-Mitgliedsländern – einen Bericht, in dem es auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Zwei bis drei Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das geprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen. 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](http://www.ensi.ch) ► Dossiers ► IRRS-Mission 2011). Das ENSI entwickelte im Jahre 2012 einen Massnahmenplan für die Empfehlungen. Die Umsetzung der Massnahmen ist auf gutem Weg. Bis Ende 2013 sind die folgenden Empfehlungen realisiert worden.

#### *Stilllegung:*

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 (NEA) der Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) umgesetzt. Zudem wurde ein Basisinspektionsprogramm für Entsorgungs- und Forschungsanlagen sowie für die Stilllegung erstellt.

#### *Regelwerk:*

Die IRRS hat ausserdem auf die zeitgerechte Vollständigkeit des Regelwerks hingewiesen. Das ENSI wird seine Aktivitäten in diesem Bereich weiterführen (siehe auch Kapitel 4).

#### *Personal:*

Die Massnahmen für ausreichend qualifiziertes Personal und das Personalentwicklungskonzept werden im Rahmen des Projekts Human Capital Management bearbeitet. Das Konzept wurde 2012 erstellt. Die Umsetzung der ersten Schwerpunkte im Bereich Ressourcenplanung und Weiterbildung wurde im Berichtsjahr gestartet.

#### *Kernkraftwerke:*

Im Berichtsjahr ist eine Überprüfung der Vollständigkeit des Inspektionsprogramms, namentlich bezüglich Röntgenapparaten und radioaktiven Quellen, durchgeführt worden. Weiter wurde eine Anpassung des Basisinspektionsprogramms mit Spezifikation von Sicherheitsebenen und Schutzziele durchgeföhrt. Die Anpassung wird 2014 eingeföhrt.

#### *Änderungen im Gesetzeswerk:*

Massnahmen, die nicht oder nicht allein in den Aufgabenbereich des ENSI fallen, wurden im Berichtsjahr bei den zuständigen Instanzen einge-

speist. 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. Darum wurde im Berichtsjahr der ENSI-Bericht zur integrierten Aufsicht publiziert ([www.ensi.ch](http://www.ensi.ch) ► Dokumente ► Bericht «Integrierte.Aufsicht»). 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. Auch diese Massnahme ist 2013 umgesetzt worden.

Der detaillierte Umsetzungsplan der IRRS-Empfehlungen ist auf der Website des ENSI ersichtlich: ([www.ensi.ch](http://www.ensi.ch) ► Suchbegriff: IRRS Massnahmenplan). Die IRRS-Folgmission in der Schweiz wird im Frühling 2015 stattfinden.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für 19 Überprüfungsmissionen in andere Staaten zur Verfügung. Zwei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Die für 2015 vorgesehene IRRS-Mission in Armenien wird von ENSI-Direktor Hans Wanner geleitet werden. 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.

### 3.2.3 IAEA-Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu den Themen Kernkraftwerke, Brennstoffkreislauf, Behandlung von radioaktiven Abfällen etc. Die meisten davon sind öffentlich. An zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken arbeitet das ENSI mit. 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 Wärmeerzeugung, 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](http://www.iaea.org/pris) abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (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. Mit dem Beitritt von Russland Anfang 2013 sind nun 31 der 34 OECD-Staaten Mitglied der NEA. 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, wirtschaftliche 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. Im Jahre 2013 wurde unter anderem über Möglichkeiten zur engeren Zusammenarbeit mit Nichtmitgliedsstaaten diskutiert. Insbesondere mit China strebt die NEA eine verstärkte Kooperation an. Neben unten aufgeführten Arbeiten der Kommissionen wurde auch die Sicherstellung der weltweiten Versorgung der Medizin mit Radioisotopen diskutiert, weil ein Teil der Reaktoren, in denen insbesondere das Isotop Molybdän-99 erzeugt wird, in den kommenden Jahren abgeschaltet werden soll. Zudem hat eine Debatte über Stilllegung stattgefunden, ein Thema, dessen Wichtigkeit in den kommenden Jahren voraussichtlich stark zunehmen dürfte.

### 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).

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGRNR vertreten. 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.

Im Berichtsjahr wurde eine temporäre Arbeitsgruppe gegründet mit der Aufgabe, die Massnahmen zur gestaffelten Sicherheitsvorsorge umzusetzen, die während eines gemeinsamen CNRA/CSNI Workshops zu diesem Thema im Juni 2013 identifiziert wurden.

Weiter wurden 2013 drei Fachberichte verabschiedet:

- *Inspection of Licensee Emergency Arrangements*
- *Fukushima NPP Precursor Events*
- *Accident Management Insights after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident*

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 Vor- 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 temporäre Arbeitsgruppe hat dazu einen Bericht zu Vorläuferereignissen von Fukushima (precursor events) publiziert.

Im Berichtsjahr hat die temporäre Arbeitsgruppe zum Thema *Non-conforming, Counterfeit Fraudulent and Suspect Items (TGNCFSI)* ihren Bericht abgeschlossen. Sie beschäftigte sich mit Komponenten, die den Spezifikationen nicht entsprechen, gefälscht sind oder gefälschte Zertifikate aufweisen. Die Qualität dieser Teile wird teilweise bewusst so niedrig gehalten, dass anfängliche Funktions-

tests zwar bestanden werden, dass aber ein längerer Einsatz zum Beispiel in klassierten Komponenten zum Ausfall der Komponente führen kann. Es sind weltweit schon zahlreiche diesbezügliche Vorkommnisse festgestellt worden. Als neue Themen wurden Vorkommnisse mit Brennelement-Lagerbecken und Vorkommnisse beim Hochfahren von Reaktoren identifiziert. Ein Workshop zur Effizienz der Weitergabe von Betriebserfahrung soll im Herbst 2014 in Deutschland veranstaltet werden. 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 Jahre 2013 standen neben der gegenseitigen Berichterstattung über inspektionsrelevante Neuerungen in den Mitgliedsstaaten das Thema Inspektion der Notfallorganisation im Zentrum der Arbeiten. Dazu wurde ein Überblicksbericht erstellt, der sich auf die Antworten von den Mitgliedsländern zum entsprechenden Fragebogen stützt. Im Jahr 2013 wurden zwei sogenannte Pilot Observed Inspections (Inspektionen mit Beteiligung von Inspektoren aus anderen Ländern) in den Vereinigten Staaten und Spanien durchgeführt.

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 2013 der WGPC behandelten die Teilnehmenden schwerpunktmässig Themen aus der Anwendung von Internet und Social Media durch die Behörden sowie die Verwendung von Kommunikationsplänen respektive Kommunikationskonzepten.

### 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). Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCs vertreten. Im Berichtsjahr wurde zusätzlich entschieden, zwei neue temporäre Arbeitsgruppen zu bilden.
- Die Arbeitsgruppe mit dem Titel Safety Research Opportunities Post-Fukushima wird sich mit sicherheitsrelevanter Forschung zum Anlagenverhalten während des Unfalls und zu den Stilllegungsaktivitäten in Fukushima beschäftigen.
- Die Arbeitsgruppe mit dem Titel Natural External Events (TGNEV) wird sich mit dem Schutz von Kernanlagen gegen externe natürliche Ereignisse befassen. Dabei werden voraussichtlich extreme Witterungsereignisse und deren Folgen wie zum Beispiel Überflutungen vordringlich bearbeitet.

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte (Details siehe die Internetseite des CSNI: [www.oecd-nea.org/nsd/csni](http://www.oecd-nea.org/nsd/csni)). 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 2013 fand die Jahressitzung der Hauptgruppe statt. Schwerpunkte waren die spezifischen Anforderungen an den Langzeitbetrieb von Kernanlagen (Long Term Operation LTO) und die Erdbebengefährdung, vor allem mit Hinblick auf den EU-Stresstest.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem 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 Aktivitäten waren im Berichtsjahr im Gang: Erstens die Erarbeitung eines Papiers zum technischen Stand der gefilterten Containment-Entlastung. Der vorgesehene Überblicksbericht soll bis Mitte 2014 fertiggestellt werden. Zweitens die Erstellung eines Papiers zu Entstehung, Transport und Risikomanagement von Wasserstoff bei schweren Unfällen.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr stand der Informationsaustausch der einzelnen Länder über ihre Tätigkeiten im Bereich PSA und die Durchführung des Projekts «Probabilistic Safety Assessment Insights Relating to the Loss of Electrical Source» im Vordergrund. Bei diesem Projekt zum Verlust der Stromversorgung sollen interne und externe auslösende Ereignisse berücksichtigt werden. Die WGRISK unterstützte zudem die Working Group on Operating Experience WGOE beim oben erwähnten Bericht zu Vorläufer-Ereignissen des Fukushima-Unfalls.

Die WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr stellte die WGHOF eine Zwischenbilanz der temporären Arbeitsgruppe zum Thema «Menschliche Leistungsfähigkeit unter extremen Bedingungen» vor. Die Diskussion in der Arbeitsgruppe hat schliesslich zum Entschluss geführt, sich im Projekt nur auf das Thema «Entscheidungsfindung» zu konzentrieren. Im Rahmen der Arbeitsgruppe wird im Frühjahr 2014 ein internationaler Workshop stattfinden, den das ENSI organisieren wird.

Die WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmittelverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Ein Bericht aus dem Jahre 2012 zu den Brennstoff-Sicherheitskriterien wurde über-

arbeitet. 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 zum Beispiel der Hüllrohrversprödung und der Brennstoff-Fragmentierung. Der WGFS-Bericht «Mechanical testing for RIA applications» wurde im Berichtsjahr vom CSNI verabschiedet. In diesem Bericht werden die verschiedenen mechanischen Tests zur Simulation der Brennstabbelastungen durch Reaktivitätsstörfälle beschrieben und bewertet. Ein Bericht über den Umgang mit defektem Brennstoff bei Reaktorbetrieb, Transport und Lagerung ist für die erste Hälfte von 2014 vorgesehen. Der Bericht baut auf einen Fragebogen zum Umgang mit Brennstabschäden unter verschiedenen Aspekten auf (Reaktoreinsatz, Transport, Lagerung) und wurde von 15 Mitgliedsstaaten beantwortet, darunter auch die Schweiz.

### **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 Organization), 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 auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit be-

nutzte ISOE-Datenbank bereitstellt. Der Schwerpunkt der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Die radiologischen Konsequenzen des Unfalls in Fukushima Daiichi stehen weiterhin im Fokus für das CRPPH. Im Jahre 2013 wurde der CSNI-, CNRA- und CRPPH-Bericht «The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident – OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt» fertiggestellt und publiziert. Aufgrund einer Empfehlung des NEA-Steuerungsremiums hat das CRPPH im Berichtsjahr eine neue Expertengruppe gebildet mit der Aufgabe, einen Bericht zu über den aktuellen Forschungsstand im Bereich Strahlenschutz erstellen. Der Bericht folgt auf zwei frühere NEA-Berichte von 1998 und 2007 und wird voraussichtlich 2015 publiziert werden. Im Jahre 2012 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 das RWMC zusammen mit dem CRPPH und dem ICRP Leitlinien veröffentlicht für Strahlenschutz im Bereich geologische Endlagerung.

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 das Symposium «The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste 2013: State-of-the-Art». Das ENSI war im Programmkomitee vertreten und hat die Rolle des Sicherheitsnachweises im Standortauswahlverfahren aus Sicht der Aufsichtsbehörde vorgestellt.

## 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 soll. Die WENRA erarbeitet SRL Levels für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD). 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





**Abbildung 2:**  
Besuch der WENRA in  
Tschernobyl anlässlich  
des WENRA-Herbst-  
treffens 2013 in Kiew.  
Quelle: ENSI.

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

2012 hat die WENRA sechs Gruppen innerhalb der RHWG neu geschaffen. Das Ziel dabei war, 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. Die Ergebnisse der Arbeitsgruppen sind im Laufe des Jahres wie vorgesehen in die SRL eingebaut worden.

Die WENRA hatte im Anschluss an den Unfall von Fukushima Daiichi die RHWG beauftragt, im Hinblick auf die Lehren aus diesem Unfall die SRL zu überarbeiten. Bis Dezember 2013 erstellte die RHWG die aktualisierten WENRA SRL für bestehende Reaktoren im Entwurf. Diese sollen nun in einer 3-monatigen Konsultationsfrist von sämtlichen beteiligten Akteuren abschliessend überprüft werden.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinien-ebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der

WENRA vertretenen Behördenorganisationen er-statten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2013. Im Berichtsjahr veröffentlichte die WENRA im Weiteren eine Empfehlung zur Überprüfung der Reaktordruckbehälter im Zusammenhang mit den festgestellten Befunden von 2012 im RDB-Grundmaterial der belgischen Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2.

### 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 die Ausarbeitung der revidierten europäischen Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (European Directive on Nuclear Safety) sowie die Implementierung der nationalen Aktionspläne, die von allen im Vorjahr am EU-Stresstest beteiligten Staaten erstellt worden waren. Der im Januar 2013 an die EU übermittelte Schweizer Aktionsplan ist im Rahmen einer Überprüfung durch Fachleute

(Peer Review) im April 2013 positiv beurteilt worden. Das ENSI hat während des Jahres 2013 weiter an den Folgeaktivitäten aus dem EU-Stresstest gearbeitet.

### 3.4.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA

Die ENSRA ist eine europäische Plattform für den 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 Diebstählen 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 Spanien. Das Haupttreffen fand am 12.–13. November 2013 in Spanien statt. Die ENSRA hat insgesamt 15 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Litauen, Niederlande, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Die ENSRA hat im Berichtsjahr ihre Richtlinien aktualisiert, die voraussichtlich im Jahr 2014 in Kraft treten werden. Dabei will man vor allem die Aufnahme weiterer Mitgliedsländer erleichtern sowie eine vertiefte Zusammenarbeit und den Austausch von guter Praxis zwischen den Mitgliedsstaaten ermöglichen. Weitere Themenbereiche waren die Zusammenarbeit mit der IAEA für ein europäisches Ausbildungszentrum im Bereich der Sicherung, zukünftige Tätigkeiten von Arbeitsgruppen der ENSRA und das weitere Vorgehen betreffend eines Stress-tests zum Thema Sicherung.

Abbildung 3:

Hans Mattli, Leiter der Sektion Sicherung des ENSI, hält ein Referat zur Arbeit der ENSRA an einer IAEA Konferenz. 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. Sie 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 12. Jahrestreffen fand am 26.–27. Oktober 2013 in Berlin statt. Die ständig zunehmenden Strahlendosen bei medizinischen Anwendungen sowie die Entwicklung im Bereich der portablen Röntengeräte waren im Berichtsjahr die Hauptthemen im Strahlenschutz. Auch die Arbeiten der Working Group Emergency und der gemeinsamen Arbeitsgruppe HERCA/WENRA standen im Berichtsjahr im Vordergrund.

### 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. Im Berichtsjahr konnte sich ein Experte des ENSI bei einem Besuch in Tschernobyl ein Bild zum Bau der neuen Schutzhülle um den zerstörten Reaktorblock 4 machen.

## 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 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 2013, welche am 5.-6. September 2013 in Basel stattgefunden hat, stand der Austausch über die Zusammenarbeit im Bereich des physischen Schutzes und der Sicherung von Strahlenquellen sowie der Informationsaustausch im Bereich des konventionellen Arbeitsschutzes. Weitere Schwerpunkte waren der Weiterbetrieb des Kernkraftwerks Fessenheim, das nur gut 30 Kilometer nördlich von Basel am Rhein steht, sowie die Massnahmen zur Überprüfung der Reaktordruckbehälter in den Schweizer Kernkraftwerken als Folge der Befunde im RDB-Grundmaterial der belgischen Reaktoren Doel-3 und Tihange-2.



### 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 November 2013 führte die DSK in Essen ihr 31. Jahrestreffen durch. Axel Vorwerk vom deutschen Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und Hans Wanner, Direktor des ENSI, leiteten die Tagung gemeinsam. 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,
- die Fortschritte bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle,
- die Erkenntnisse aus der Schweizer Gesamtnotfallübung ODYSSEUS von 2013, in der auch die benachbarten deutschen Bundesländer involviert waren.

Die vier DSK-Arbeitsgruppen berichteten über den Stand der Arbeiten. Schwerpunkte der Arbeiten 2013 waren für die Arbeitsgruppe 1 (Anlagensicherheit) die «Erkenntnisse aus Fukushima und die Umsetzung der nationalen Aktionspläne»,

für die Arbeitsgruppe 2 (Notfallschutz) die «Überprüfung der grenzüberschreitenden Informations- und Alarmierungswege im Rahmen der Gesamtnotfallübung ODYSSEUS», für die Arbeitsgruppe 3 (Strahlenschutz) die «Weiterentwicklung von Strahlenschutzanforderungen» und für die Arbeitsgruppe 4 (Entsorgung) neu die «Stilllegung von Kernkraftwerken». Im Jahre 2013 wurde daher für die Arbeitsgruppe 4 ein zusätzliches Mandat für das Thema Stilllegung beschlossen.

### 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 13. bilateralen Nuklear-Experten-Treffens vom April 2013 orientierten die Delegierten beider Staaten zu verschiedenen Themen, insbesondere zur Strahlenüberwachung, Notfallschutzplanung und zur Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen.

### 3.5.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)

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 hatte im November 2012 in Rom stattgefunden. Die zweite Sitzung der Kommission fand Ende Mai 2013 in Zürich statt. Dabei wurde eine engere Zusammenarbeit in den Bereichen Rückbau von Kernkraftwerken und Entsorgung von radioaktiven Abfällen beschlossen. Zudem nahm eine Vertreterin des ISPRA als Beobachterin an der Gesamtnotfallübung ODYSSEUS im Herbst in der Schweiz teil. Das nächste Treffen der CIS findet 2014 in Italien statt.

**Abbildung 4:**  
ISPRA-Direktor  
Stefano Laporta und  
ENSI-Direktor  
Hans Wanner beim  
CIS-Jahrestreffen 2013  
in Zürich.  
Quelle: ENSI.





### 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 Regulatory Commission (NRC) und dem ENSI für den Austausch von technischer Information und die Zusammenarbeit in Belangen der nuklearen Sicherheit sowie das Umsetzungs-Übereinkommen bezüglich Teilnahme am NRC-Forschungsprogramm im Bereich schwerer Unfälle. 2012 wurde das Rahmenabkommen zwischen der NRC und dem ENSI für weitere fünf Jahre verlängert.

Anfang Juni 2013 besuchte eine Delegation unter der Leitung der beiden U.S.NRC Commissioners William D. Magwood und George Apostolakis die Schweiz. Während des Besuches besichtigte die Delegation das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL), das Paul Scherrer Institut sowie das Zentrale Zwischenlager ZWILAG. Mit der Geschäftsleitung und den Mitarbeitenden des ENSI diskutierten sie Themen des Risikomanagements und der Entsorgung sowie weitere Aufsichtstätigkeiten.

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 sowie der Litauischen Aufsichtsbehörde VATESI das ENSI.



**Abbildung 5:**  
Die Delegation der  
United States Nuclear  
Regulatory Commission  
U.S.NRC mit Vertretern  
des KKL und des ENSI.  
Quelle: KKL.



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

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 Anlagenbegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagenbegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2013 führte das ENSI die Überarbeitung des Richtlinienwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann dem Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI. Im Berichtsjahr wurden zwei Richtlinien revidiert und eine Neuauflage verabschiedet. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu zwei neuen Richtlinien durchgeführt. Die Richtlinie HSK-R-39 «Erfassung der Strahlenquellen und Werkstoffprüfer im Kernanlagenareal» wurde im Januar 2013 zurückgezogen, die Richtlinie HSK-R-06 «Sicherheitstechnische Klassierung, Klassengrenzen und Bauvorschriften für Ausrüstungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren» im September 2013.

## 4.1 ENSI-G07: Organisation von Kernanlagen

Die Neuauflage der Richtlinie ENSI-G07 vom Juli 2013 ersetzt die Ausgabe vom April 2008. Die beiden Hauptunterschiede betreffen den Geltungsbereich der Richtlinie und die Umsetzung international harmonisierter Anforderungen an die Organisation von Kernanlagen. Die Neuauflage gilt für Kernkraftwerke, Forschungs- sowie Entsorgungsanlagen und regelt die Anforderungen an die Organisation sowohl in der Betriebs- als auch in

der Nachbetriebsphase. Dabei wurden die organisationsbezogenen Anforderungen aus dem IAEA Safety Standard GS-R-3 «The Management System for Facilities and Activities» (2006) sowie aus den Reference Levels der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) berücksichtigt.

## 4.2 ENSI-G11: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage

Anlässlich der zweiten Revision der Richtlinie ENSI-G11 wurden die bisherigen Erfahrungen bei der Anwendung der Richtlinie berücksichtigt sowie einzelne Bestimmungen aus entsprechenden Festlegungen des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI) übernommen, die weitgehend der bisherigen Praxis entsprechen. Der Überwachungsbereich für den vom ENSI beauftragten Sachverständigen wurde teilweise neu geregelt. Grundsätzlich werden sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen (BRK) sowie Kerneinbauten für die Sicherheitsklassen SK1 bis SK3 der Überwachung durch den Sachverständigen unterstellt. Die BRK der Sicherheitsklasse SK4 unterstehen nicht mehr dem Überwachungsbereich des Sachverständigen. Die Überwachung erfolgt durch den Bewilligungsinhaber oder durch eine von ihm beauftragte Organisation. Die Revision 2 wurde im Juni 2013 verabschiedet.

## 4.3 ENSI-B06: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung

Im Rahmen der zweiten Revision der Richtlinie wurde entsprechend der Richtlinie ENSI-G11 im Wesentlichen der Überwachungsbereich für den vom ENSI beauftragten Sachverständigen neu geregelt. Zudem wurden die Anforderungen des Kapitels 8 des IAEA Safety Standards SSR-2/2 (2011) vollständig umgesetzt. Die Revision 2 wurde ebenfalls im Juni 2013 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 zur nuklearen Sicherheit um.

Im Jahr 2013 hat das ENSI seine **Forschungsstrategie** aktualisiert und dabei insbesondere die übergeordneten Ziele und die thematische Ausrichtung der regulatorischen Sicherheitsforschung neu formuliert. In den kommenden Jahren werden demnach

- Fragen des Langzeitbetriebs der bestehenden Kernkraftwerke,
- extreme Naturereignisse,
- Stilllegungsthemen inklusive Abfallbehandlung sowie
- Entsorgungsfragen im Zusammenhang mit der Realisierung von geologischen Tiefenlagern

im Vordergrund stehen. Bei der Auswahl der Forschungsprojekte wird neben den fachlich-qualitativen Aspekten weiterhin vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität haben.

Im Kontext der Forschungsarbeiten wird das ENSI die schon vor einigen Jahren begonnene, umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute internationale Vernetzung aufrechterhalten.

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 daher im Jahr 2012 die «Plattform Extremereignisse» PLATEX ins Leben gerufen. Seit 2013 ist zudem das Bundesamt für Bevölkerungsschutz in PLATEX vertreten. Derzeit befasst sich dieses Gremium mit Hochwasseranalysen. Ziel ist die Erstellung einer Gefährdungsanalyse für die Flusssysteme Aare und Rhein, 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. Insbesondere ist geplant, die Erdbebenforschung zu **geologischen Tiefenlagern** auszuweiten.

Ein wichtiges Instrument des ENSI bei der Überprüfung von Sicherheitsanalysen der Kernanlagen ist die eigene, **unabhängige Modellierung und Nachrechnung**. Der Umgang mit abgebrannten Brennelementen im Transportbereich gewinnt zunehmend an Bedeutung. Deshalb unterstützt das ENSI ab April 2014 ein Forschungsprojekt der Universität Bayreuth, in dem ein eigenes Berechnungsprogramm zur thermischen und mechanischen **Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern** entwickelt werden soll.

Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungskonsortien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die **internationale Vernetzung** des ENSI seit Jahren hervorragend. Das ENSI beteiligt sich aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und der OECD, wie z.B. in der 2013 von der OECD gegründeten CSNI-Arbeitsgruppe zu extremen Naturereignissen. 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). Bei der Überprüfungskonferenz zur CNS 2014 setzt sich das ENSI insbesondere für verbindliche **internationale Vorgaben zur Verhinde-**

**rung schwerer Reaktorunfälle**, stärkere **Transparenz** im Bereich der nuklearen Sicherheit und die vermehrte Durchführung internationaler **Überprüfungsmissionen** ein.

Im Jahr 2011 liess sich das ENSI im Rahmen eines **«Integrated Regulatory Review Service»** (IRRS) von namhaften Experten der IAEA überprüfen. Aus der Überprüfung resultierten neben einigen «Good Practices» auch Empfehlungen («Recommendations»), welche seitdem laufend umgesetzt werden. Diese Umsetzungsarbeiten sind Teil der Vorbereitungen des ENSI für die IRRS-Nachfolge-mission im Jahr 2015.







# Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

## Inhaltsverzeichnis

### **Brennstoffe und Materialien**

OECD Halden Reactor Project	111
SCIP II Program 2009–2014	119
SAFE	123
NORA	133
PISA-II	143

### **Externe Ereignisse**

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	153
Expertengruppe Starkbeben	161
Projekt SMART 2013	171

### **Menschliche Faktoren**

Human Reliability Analysis	181
----------------------------	-----

### **Systemverhalten und Störfallabläufe**

STARS	191
PASSPORT	203
LINX	213
MELCOR further development in the area of air ingress and the effect of nitriding	221
Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station	225
Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident	233

### **Strahlenschutz**

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung	243
---	-----

### **Entsorgung**

Mont Terri – RC Experiment Rock Mass Characterization	251
Mont Terri – HM Experiment Hydro-Mechanical Coupling	259
Cosmogenic nuclide dating of Swiss Deckenschotter	267



# 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
Telephone, E-mail, Internet address	+47 69 21 22 00, <a href="http://www.ife.no/hrp">www.ife.no/hrp</a>
Duration of the Project	2012–2014

## ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is an undertaking of national organisations in twenty 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 2013, twelve in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, thirteen tests were in preparation or 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 another pre-irradi-

ated 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 2013, 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 2013 [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 to enhance safety and assist operators 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 193 full power days in 2013. Twelve experiments were irradiated in the HBWR at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while thirteen tests were in preparation or underwent post-irradiation examinations.

The activities related to the programme chapter on Fuel safety and operational margins reflect the fact

that higher burnup and longer fuel cycles remain a priority for utilities in their efforts to reduce operational and fuel cycle costs. The programme addresses

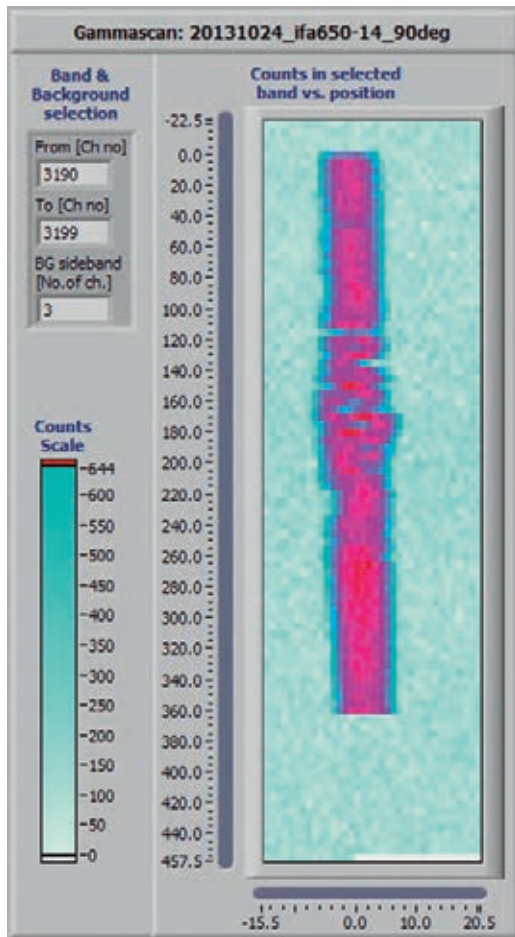
- Gas release under irradiation – fission gas release behaviour, gas inventory increase, tolerable rod overpressure
- Fuel thermal and mechanical performance – conductivity degradation, densification, swelling, fuel creep, pellet-clad-mechanical interaction (PCMI)
- Fuel behaviour under accident scenarios – loss of coolant accident (LOCA)
- Demanding operation conditions – power transients, PCMI, cladding transient creep, cladding corrosion and hydriding

These subjects are studied in experiments designed and instrumented to provide concurrent data on several phenomena, e.g., fission gas release and thermo-mechanical properties. One of them is IFA-716 with the primary objective to study fission gas release (FGR) mechanisms. To this end, the experiment contains fuels with variations in grain size and doping concentration (0, 1000, 1600 ppm of CrO<sub>2</sub>). The instrumentation also allows studying fuel densification and swelling. One of the six rods contains UO<sub>2</sub> fuel with BeO, leading to an increased thermal conductivity and 100–150 °C lower temperatures at 25–30 kW/m compared to standard UO<sub>2</sub> fuel. In 2013, a power increase was implemented to cross the fission gas release threshold, and FGR was in fact seen in all the rods except for the BeO-doped fuel. The level of FGR is still too low (3–4%) to enable an evaluation of the influence of fuel composition, and another power increase will be implemented in 2014.

Fission induced creep of UO<sub>2</sub> and Cr-doped fuel is studied in IFA-701 as a function of varying fuel temperature and applied compressive stress at a fixed fission rate. The assembly contains three test rods (Cr-doped and UO<sub>2</sub> reference fuel) and one dummy rod in a single cluster. A bellows system applies an axial load onto the fuel stack. All the rods are connected to a gas line in order to change the He/Ar gas ratio in the fuel rod and in this way to control the fuel temperature independent of power. The temperature independence of creep in the studied range of 400–800 °C was confirmed, while a linear dependence on applied stress (30–60 MPa) was found. The experiment will continue at increased temperatures (1100 °C) in 2014.

The programme on fuel behaviour under accident scenarios addresses the fact that fuel high burnup





**Figure 1:** Gamma scan of fuel segment subjected to LOCA with ballooning, but without burst (IFA-650.14). The fuel fragmented and relocated into the additional space created by ballooning.

capabilities must be demonstrated not only at normal operating conditions, but also in safety transients. A particular objective is to provide experimental data on phenomena occurring during a loss-of-coolant accident (LOCA) with the test series IFA-650. Eleven high burnup fuel rods have been tested so far of which the last three were BWR segments from the Swiss Leibstadt NPP. The objective of IFA-650.14 executed in October 2013 was to achieve cladding ballooning without failure to see whether the temperature increase to about 800 °C is sufficient on its own to cause fuel fragmentation or whether the shock because of the sudden loss of pressure at rod burst is required as well. The test design and execution conditions were again calculated by Grigori Khvostov from PSI. Obeying the recommendations derived from these calculations resulted in a successful test in that ballooning without failure was achieved. The gamma scan carried out right after the test (fig. 1) indicated sufficient ballooning and that the fuel had fragmented similar to the fragmentation pattern observed in the preceding test with intentional rod burst.

The PWR cladding creep test IFA-741 has the objective to study creep behaviour of modern fuel cladding alloys, specifically to assess whether cladding creep is symmetrical under tensile and compressive loading and reversals, and whether mechanistic changes occur due to fast fluence effects on clad microstructure. The rig is operated in PWR conditions with a rod power of 17–20 kW/m. Nucleate boiling conditions produce a mid-wall temperature of 365 °C, only weakly depending upon power. Irradiation started in January 2013 and continues the irradiation of cladding segments previously loaded in the clad creep rig IFA-699. Various levels of compressive and tensile stress are applied, and as in previous tests on the subject, recurring primary creep depending on the stress change and secondary creep depending on the stress level were observed. The deformation tendency of both M-MDA and M5 contained in the test matrix implies that the creep behaviour is affected by the stress history and/or fluence accumulation.

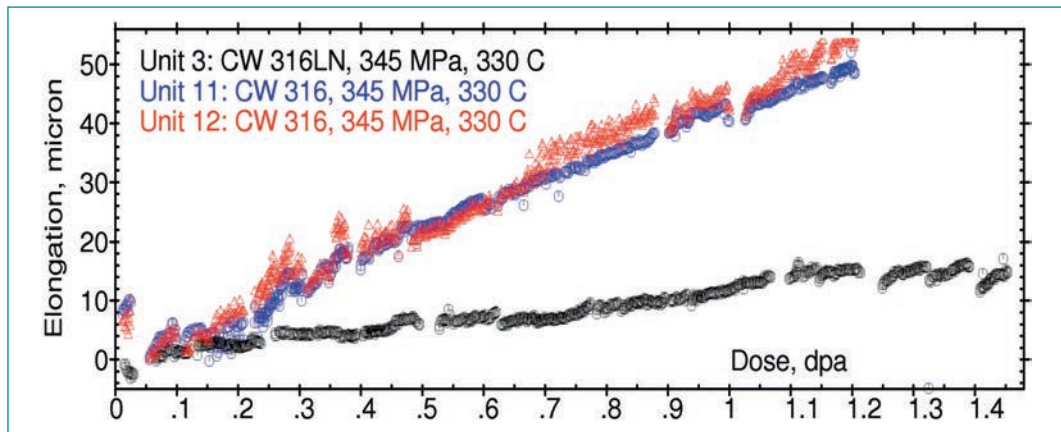
The *plant ageing and degradation programme* is aimed at studying the effects of irradiation on reactor vessel internals as the age of operating nuclear power plants increases. The studies address

- Irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) of core component structural materials
- Irradiation enhanced creep and stress relaxation
- Reactor pressure vessel (RPV) embrittlement

The objectives of the BWR crack growth rate (CGR) test IFA-745 are to generate long-term CGR data for irradiated Compact Tension (CT) specimens in simulated BWR conditions and to compare the cracking response as a function of material, dose, electrochemical corrosion potential (ECP), temperature, stress intensity (K) level and post irradiation annealing (PIA) treatment. The CTs were made from irradiated 304 stainless steel (SS), 304 SS heat affected zone material, and 304L SS with doses ranging from 1 to 7.7 dpa. The test materials were exposed to a water chemistry with 5 ppm O<sub>2</sub> or 2 ppm H<sub>2</sub>, several times switching between these conditions. CGRs were in the range of 10<sup>-9</sup>–10<sup>-5</sup> mm/s at K levels of 10–25 MPa√m, and decreased CGRs were measured in the presence of H<sub>2</sub>. The CGRs measured for 7.7-dpa 304L SS CTs with PIA treatments appeared to be slightly lower than those without PIA treatment.

Crack initiation (or integrated time to failure) is studied in IFA-733 with the objective to evaluate the benefits of hydrogen water chemistry in mitigating the initiation of cracks in irradiated (13 dpa)

**Figure 2:**  
Creep behaviour  
of different types of  
316 stainless steel



304L SS tensile test specimens. Load is applied by means of the system pressure acting on the outside of bellows that are attached to the specimens. The samples are instrumented with LVDTs to monitor specimen failures on-line. The test has currently been run for 12,500 full power hours (FPH). Loads of 80 and 100% of the 718 MPa Yield Strength (YS) were applied to the specimens. Three of the 100% YS specimens failed shortly after reaching the target load. Based on recommendations from the 2012 IASCC review meeting, the future strategy is to stepwise increase applied loads by approximately 5% YS every 2000 FPH to promote IASCC-initiation, mainly in low-load specimens.

Irradiation enhanced creep and stress relaxation is a degradation mechanism that influences the service life of components which require that a load be maintained throughout service. This phenomenon is measured in common reactor structural materials such as 316 SS, 304 SS and Alloy 718. Twelve instrumented and eighteen non-instrumented tensile specimens are included in the test matrix. They are either kept at constant stress or constant strain. For the CW 316 SS specimens, irradiation creep and stress relaxation data are related and consistent. The steady state creep rates for the CW 316 creep samples (fig. 2) was found to be much higher than for the SS 304LN (low carbon, high nitrogen).

### 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 com-

plemented 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. 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 2013 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:

- Human Reliability Analysis is one of the focus areas. A workshop was held in Halden in May 2013 to discuss the possibility of an international study on the use of simulator data to support HRA. The workshop participants agreed that simulator data is important to support HRA. A project plan for an international study on HRA data use was outlined. The scenario analysis study can be viewed as the first phase of the international study as it will provide valuable insights regarding what kind of HRA data practitioners would like to access.

- The Guidance-Expertise Model (GEM) of crew behaviour in emergency classified features of the emergency procedures and aspects of crew teamwork as determinants of crew behaviour. Analyses of the 2011 experiment indicate that additional elements of the social-organisational context, like the plants' operation philosophies and the team organisation, strongly affect the crew effectiveness in managing the emergencies. Detailed experiment preparations have been conducted in the resilient procedure use project, including a new large screen display for the PWR simulator as well as a computer-based procedure support tool.
- An extensive field study has been initiated to explore similarities and differences in teamwork-competence requirements and challenges to teamwork across three operational states: normal operation, outage, and emergency operation. Preliminary analysis of the data obtained in the field study until now points to several major and minor differences in teamwork-requirements across two or three of the operational states addressed. The differences include, e.g., communication style, how situation understanding is established, expectations to colleagues, leadership and task delegation, and workload management requirements.

### 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.

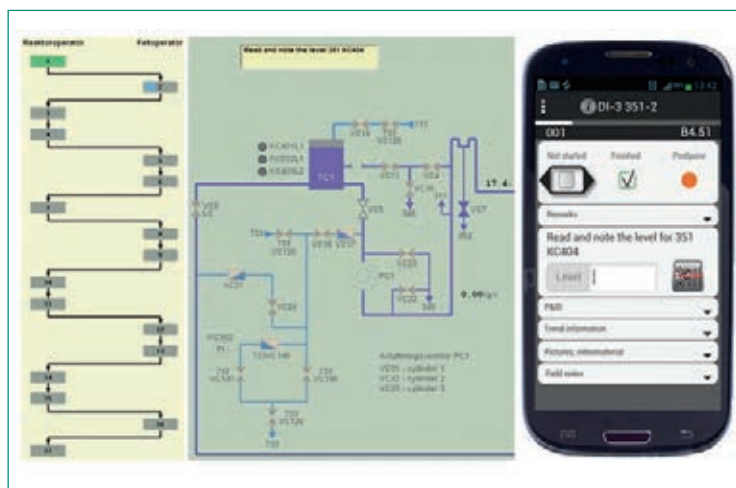
The main objective is to develop, test and evaluate an HSI concept addressing the near-term needs of the industry to support on-going and planned control room modernisation projects, and the main results achieved are:

- Extensive preparations have been performed for the HAMMLAB 2013 experiment which started in November 2013 and will continue into 2014. The experiment will include field operators in the

participating crews and investigate information exchange between the field operator and the main control room by using a handheld device (fig. 3). The field operator will perform tasks in a newly developed virtual representation of the plant, presented on a large screen in the VR-centre.

- A State-based alarm system developed for the HAMBO simulator was tested and the overall findings from the study showed that secondary disturbances were detected faster and more often with access to the state-based alarm system than with only the ordinary alarm system. The usability ratings of the state-based alarm system were high, and operators believed that such an alarm system could be of great help as an add-on alarm system in a nuclear power plant.
- A 3rd generation large screen display, based on the Information Rich Display concept, was installed in the Halden Reactor control room. Usability data from this new Halden Reactor Display was compared with the old panels. The usability results suggest that the concept is suitable for use in real-life processes from a user experience point of view, and that recent design modifications have had a positive effect on usability.
- A prototype tool for reviewing HSIs against NUREG-0700 guidelines was demonstrated at the EHPG and is being prepared for a study in early 2014. A key feature of our technique for HSI review is that it aims to detect which HSI displays need to be re-evaluated when changes are made, thus optimising the review process.
- 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. In situations where the iPad was used, significant positive features were found: faster situation

**Figure 3:** Integrated computerized procedure involving both local and centralized steps. Both parts of the system are updated in real-time to reflect current work status.



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.

#### Control Centre Design and Evaluation

- The semi-automated technique for reviewing control room layouts against NUREG-0700 guidelines has been evaluated in a study with human factors specialists from Norway and Germany as participants and has been demonstrated to increase the speed with which some complex reviewing activities can be done.
- A review of the literature published on Integrated System Validation (ISV) projects in the nuclear domain has been performed. One finding was that all ISV projects referred to the Human Factors Engineering model of the NUREG-0711. The first experiment for the development of a criterion referenced approach to ISV concluded that the preliminary ideas for «acceptability evaluation» were supported. Operators' rating of acceptable performance support was more sensitive than operators' rating of mere acceptable performance.

#### Outage and Field Work

- Field studies and a workshop has been conducted in the U.S. and in Sweden, and the work so far indicates that there is a need for interactive planning and scheduling tools for use by distributed teams in outages (e.g. for distributed teamwork between the outage centre and the emerging issue response team). An important requirement for such a system will be to visualise work constraints, to help in quickly building a plan, and to support assembling a team with the right competence to work on an emerging issue.
- The «Visualisation Applications to Support Decommissioning» project has produced two journal articles, one describing the radiological methods of the current version of the Halden Planner (an ALARA tool, fig. 4). The other article describes how our radiological data system tested will be utilised to improve regulatory supervision of the dismantling activities in North-West Russia. In the «Ubiquitous Computing» project work has continued on demonstrating a mobile computing system that is compliant with regulatory requirements for use in an NPP for work requiring a radiological work permit.



**Figure 4:**  
*Work Plan and 2D Dose Map from the Halden Planner shown on a robust Handheld Device.*

#### 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 development 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 has been established as a central development laboratory for prototyping new ideas for future operational concepts. Two new prototypes for highly automated plants as well as a new prototype in which the entire interface is realised on a single, «ultra-large» screen (fig. 5) for process monitoring and control, are developed. Numerous demonstrations have provided feedback to the work.

#### Condition Monitoring and Maintenance Support

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. The need to reduce O&M costs and increase productivity, while maintaining adequate safety, is one of the main drivers behind most current and future plant modernisation projects.

- A technique was developed for utilising data from previous component lifetimes in identifying



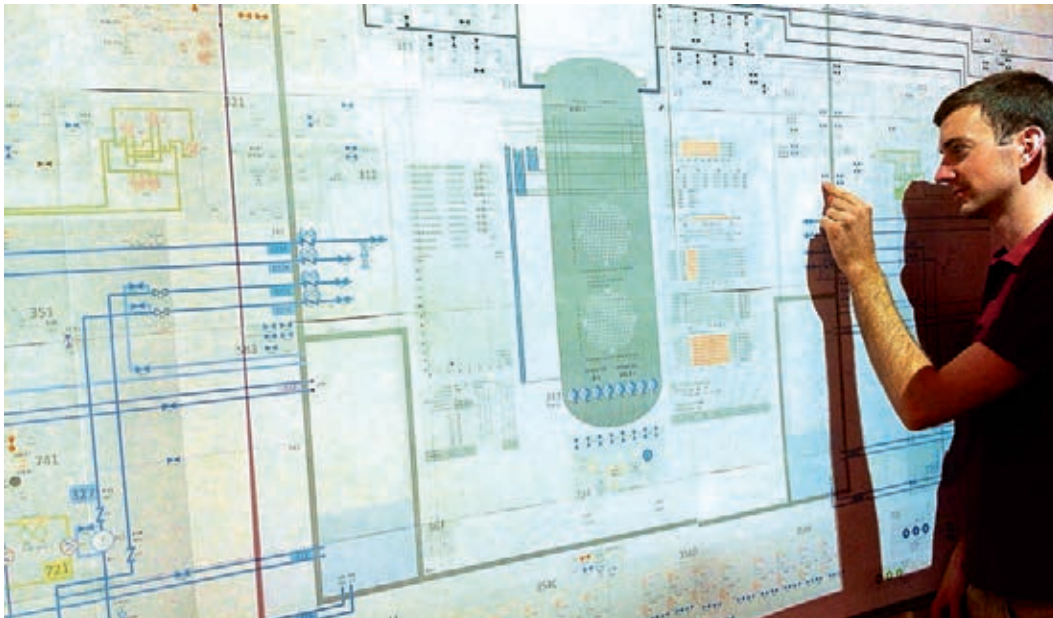


Figure 5:  
«Plant Panel» mock-up

the shape of the degradation trend. This improves both the accuracy and the reliability of computed remaining useful life (RUL) estimates, specifically at long prediction horizons when reliable enough a priori information of the degradation phenomena is not available.

### Operational Support

- A user interface and interaction solution requirements have been developed to address potential human factors challenges related to just-in-time assessment of procedures when operators use the developed prototype.
- The complexity of process automation and automation support systems calls for more systematic and efficient solutions for design, assessment and integration of new technologies for enhanced supervisory and fault-tolerant control. One part of this project has included investigation of possible use of goal- and function-oriented modelling and qualitative reasoning methods for advanced control and automation support. One of the applied methods has been the Multilevel Flow Modelling (MFM). The graphical MFM Editor has been subject to numerous additions and enhancements. The editor now has access to both cause (diagnosis) and consequence (prognosis) functionality, and visualises the results of both analysis types directly in the MFM model.

### 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:

- Research was carried out on a number of important aspects related to the development of safety-critical software, ranging from requirements elicitation to final safety approval. This included topics like requirements engineering, elicitation of safety and security requirements, software design, formal methods, failure analysis, and safety demonstration. The governing idea behind the different activities has been the need for effective processes providing the necessary documented evidence that the software is safe to put into use, and how this should be reflected in the processes employed for the development and approval of the software.

### National Cooperation

The Fuels & Materials programme is supported by LOCA calculations performed at PSI; in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA tests using segments from the Leibstadt NPP. PSI is supporting a PhD thesis on «Modelling of fuel fragmentation, relocation and dispersal during Loss-of-Coolant Accident in Light Water Reactor»,



and the PhD student Vladimir Brankov spent three months in Halden to work on the subject. The LOCA test executed in 2013 made again use of Leibstadt fuel (70 MWd/kgU). PSI is also actively using other Halden reactor experiments, e.g., the rod overpressure/clad lift-off test.

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.

Dr. Dang chaired the workshop meeting on «Using Simulator Data to Improve Human Reliability Analysis» held in Halden on the 14<sup>th</sup>–15<sup>th</sup> of May, 2013. The purpose was to discuss and plan a study on how to in a best possible way utilise simulator data, e.g., from HAMMLAB, to improve HRA. The workshop was attended by 14 participants from seven member countries, all of whom share an interest in developing an international database for HRA.

## International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 20 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 Fuels & Materials Summer School on «Principle of Fuel Behaviour Modelling and Practical Applications» was arranged in Halden 26–29 August, 2013.

The last Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held at Storefjell 10<sup>th</sup>–15<sup>th</sup> March

2013 with several participants from Switzerland. The next EHPG meeting will take place at Røros, Norway, 7<sup>th</sup>–12<sup>th</sup> September 2014. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The activities in 2013 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. 2013 is the second year of the current 3-year period 2012–2014 in accordance with the 2012–2014 framework programme [1] and the annual programme for 2013 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2014 has been defined [5]. There are currently 20 member countries after the new member FANR - Federal Authority for Nuclear Regulation of United Arab Emirates joined, August 1<sup>st</sup> 2013. 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 2013, HP-1370
- [3] Status Report January–June 2013, HP-1397
- [4] Status Report July–December 2013, HP-1409 (to be issued in 2014)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2014, HP-1398

# SCIP II Program 2009–2014

(Progress report year four)

Author und Co-author(s)	Francesco Corleoni
Institution	SCIP II Project Manager, Studsvik
Address	SE-611 82 Nyköping, SWEDEN
Phone:	+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 all the PRG meetings and a generic ramp database has been distributed.

The task is concluded.

### **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 all the PRG meetings.

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.

Two additive rods, ramped and examined in 2003, two MOX rods and old results from three so called Bump tests from the 80's and 90's have been subjected to additional analysis.

The task is completed and majority of the reports have been released.

Also workshops on fuel modelling have been performed based on the voluntary contributions of all the participants.

## Task 2: Pellet Cladding Interaction (PCI)

In PCI fuel rod failures the cladding fails by stress corrosion cracking. Stress is caused by fuel pellet expansion and cracking. The corroding agent is supposed to be an aggressive fission product released from the fuel pellet. PCI failure occurrences depend on operational parameters such as the rate of control rod withdrawal, pellet performance (expansion, cracking and bonding), manufacturing (missing pellet surface) and on cladding properties (texture, hardness, liner composition etc.). The sensitivity to PCI failure is also influenced by the burnup.

The sensitivity to PCI can be tested by means of in-pile ramp testing as well as out-of-pile mechanical testing. Both methods are used within the SCIP I/SCIP II programs. Although it is easier and more economical to perform parametric studies out-of-pile, in-pile testing is often preferred due to the lack of out-of-pile PCI testing techniques for irradiated cladding. PCI behaviour should preferably be tested on irradiated cladding due to the difference in PCI behaviour compared to unirradiated material.

Within SCIP I, an out-of-pile test method, based on the so called mandrel technique, was developed in order to study the sensitivity of irradiated cladding to iodine induced SCC by means of mechanical testing. This technique is used as a valuable tool in combination with the in-pile tests within SCIP II.

In the task different investigation techniques have been used as TEM (Transition Electron Microscope), SEM-EPMA-EBSD (Scanning Electron Microscope-Electro Probe Micro Analyzer-Electron Back-Scattered Diffraction).

The task is completed and majority of the reports have been released.

A workshop with all the participants has been performed in November 2013 in order to share and analyse together all the results achieved in the SCIP II program.

## Task 3: Hydrogen Induced Failures

The SCIP I 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.

Within this task the matrix yield stress and fracture stress of hydrides as a function of temperature and burnup level has been evaluated using the nano-indentation technique.

The effect of H in solid solution and as hydrides, on creep/relaxation behavior has been investigated too, also simulating conditions of power increase under PCI criteria.

The task is completed and majority of the reports have been released.

## 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.

## Publications

With the results achieved in the program the following two publications have been prepared during 2013 and presented at the LWR Fuel Performance Meeting TopFuel 2013:

### Microstructural and Chemical Characterization of Ramp Tested Additive Fuel

- *Daniel Jädernäs, Francesco Corleoni, Anders Puranen, Michael Granfors, Gunnar Lysell, Pia Tejlund (Studsvik Nuclear AB)*

- *Dan Lutz* (Global Nuclear Fuel)
- *Lars Hallstadius* (Westinghouse Electric Sweden AB)

**Fuel Rod Performance and Failure Prediction  
During Power Ramp**

- *N. Doncel, C. Muñoz-Reja* (ENUSA)
- *R. Dunavant, M. Jahingir* (Global Nuclear Fuel)



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

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, S. Roychowdhury, P. Spätig
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und <a href="http://lnm.web.psi.ch/">http://lnm.web.psi.ch/</a>
Duration of project (from–till)	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 second project year, the following interim results were gained:

**Sub-Project I – Environmental effects on rapid fracture:** The hydrogen pickup by the low alloy RPV steel resulted in embrittlement both at room temperature and at 288 °C in tensile tests in air, whereas the embrittling effects were more pronounced at room temperature. In the elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests with hydrogen pre-charged specimens in air and as-received and hydrogen in-situ charged specimens in hydrogenated high-temperature water a significant reduction in initiation toughness (and tearing resistance) was observed as compared to room temperature fracture toughness tests without hydrogen.

**Sub-Project II – Corrosion fatigue in austenitic SS:** 1. *Thermo-mechanical fatigue (TMF):* 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. 2. *Load history:* Depending on the load history, the physical fatigue initiation life of SS in BWR/HWC environment under block sequence and single over- & underloading conditions was significantly shorter or longer than predicted by a simple linear damage accumulation rule (Miner rule) and corresponding constant load amplitude fatigue life curves. 3. *Mean stress:* Stress-controlled fatigue tests with austenitic SS (with significant plasticity below the 0.2% yield stress) in combination with pressurised tubular specimens turned out to be much more challenging than anticipated. Depending on the details of the (initial) test procedure significant ratcheting may occur that can affect the fatigue life. Base-line tests for the fatigue curve at zero mean stress in BWR/HWC environment were performed involving a long-term test of several months.

**Sub-Project III – SCC in DMW:** Fast SCC in the cm/a-range into the low-alloy RPV steel cannot be excluded in high-purity BWR/NWC water above 60 to 70 MPa·m<sup>1/2</sup>. For 3, 5 & 10 ppb of chloride, fast SCC into the RPV steel is possible down to at least 50, 30 and 20 MPa·m<sup>1/2</sup>, respectively. In BWR/HWC environment, on the other hand, 100 ppb Cl<sup>-</sup> were not sufficient to induce fast SCC in LAS below 60 MPa·m<sup>1/2</sup>. Under primary PWR conditions, limited SCC into the RPV weld heat-affected

zone is possible above  $60 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  with subsequent very slow growth rates  $< 300 \mu\text{m}/\text{a}$ . Fast SCC might eventually be possible above  $80$  to  $100 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ .

**Sub-Project IV – SCC Initiation in Ni-base alloys and LAS:** 1. *SCC initiation in Ni-alloys:*

The PhD thesis on the effect of hydrogen on SCC initiation and subsequent short crack growth in Ni-alloy weldments in BWR environment was started in 9/2013. The multiple specimen SCC initiation facility system should be fully operational at the beginning of 2014. 2. *SCC initiation in LAS:* In chloride containing BWR/NWC environment ( $\geq 2 \text{ ppb}$ ),

strain-induced corrosion cracking (SICC) initiation occurred in LAS briefly after the onset of plastic yielding and at much smaller strains than in high-purity water in slow strain rate tests. In HWC environment with 210 ppb chloride, on the other hand, no SICC was detected up to very high strains close to the elongation at fracture. In case of smooth surfaces, LAS fully recover from moderate short-term chloride transients within less than 24 h after returning to high-purity water. Furthermore, mechanical transients with significant plastic surface straining are necessary to initiate SCC from smooth surfaces.

## 1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (29 to 44 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 an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Fur-

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%

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

thermore, 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]. 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 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. This work is supported by the PSI Fellow Program (EU-Cofund) [4] and mainly covered by our new Post-Doc Dr. S.

Roychowdhury from BARC (India), who started to work in our group in February 2013.

A literature survey on hydrogen and environmental effects on mechanical and fracture properties in LAS was performed and summarised in a comprehensive report [8] in 2013. The limited data in the LWR temperature regime confirmed potential hydrogen and environmental effects and the need for further more systematic studies. In a first step, the procedures for ex- and in-situ hydrogen charging were optimised and standardised and hydrogen contents and release rates characterised as well. The mechanical behaviour of a RPV base metal from a real PWR (Biblis C) was characterised by mechanical tensile tests at different strain rates in air at room temperature and 288 °C in the as-received and hydrogen-charged conditions. Elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests with as-received and hydrogen charged specimens were performed in air and in hydrogenated high-temperature water (Figure 1).

The hydrogen pickup by the low alloy RPV steel in the range of 1.6 to 5 ppm (which is representative for field components) resulted in embrittlement of the material both at room temperature and at 288 °C in tensile tests in air, whereas the embrittling effects were more pronounced at room temperature. The fracture surface was predominantly ductile at 288 °C and both ductile and brittle fracture regions were visible at room temperature.

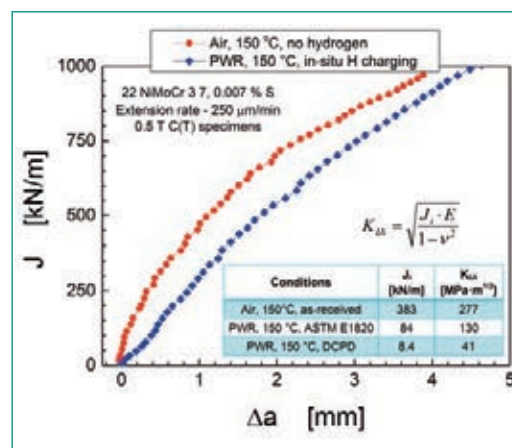


Figure 1: Comparison of J-R curves of a RPV steel at 150 °C in air without hydrogen and PWR water with in-situ hydrogen charging. A significant reduction in initiation toughness  $J_I$  and tearing resistance  $J = f(\Delta a)$  by the hydrogen and PWR environment is observed.

The presence of (oxide) inclusions had a significant effect on the embrittling tendency and resulted in large specimen to specimen scatter. In the first EPFM screening tests with hydrogen pre-charged specimens in air and in-situ hydrogen charged specimens in hydrogenated high-temperature water (PWR environment) a significant reduction in initiation toughness (and tearing resistance) was observed as compared to fracture toughness tests in air without hydrogen. Severe hydrogen charging resulted in an almost immediate and complete brittle failure at room temperature in air. A reduction in initiation toughness was even observed in PWR environment in as-received specimens without additional hydrogen charging just by the absorption of hydrogen from the environment and corrosion processes. These important preliminary test results have to be confirmed by more systematic studies that will also involve simulated coarse grain peak hardness regions in weld heat-affected zones (HAZ).

### 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 evaluation of the effect of mean stress and

load sequence/history on fatigue initiation life in high-temperature water by first screening tests with tubular and fracture mechanics specimens, respectively. The magnitude of these effects in air and high-temperature water and the adequacy of typical mean stress correction (e.g., SWT, ...) and damage accumulation methods (e.g., Miner, ...) for corrosion fatigue in high-temperature water shall be compared and evaluated. Furthermore, the experimental study on the in-phase (IP) and out-of-phase (OP) TMF behaviour with tubular specimens was completed and terminated by long-term tests at small strain amplitudes and the results were summarised in a journal paper [10].

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.

The stress-controlled fatigue tests on mean stress effects in high-temperature water were delayed due to the failure of several driving components of the LCF machines and the need for optimisation of control parameters to eliminate unexpected instabilities/disturbances in this type of experiments. Stress-controlled fatigue tests with austenitic SS (with significant plasticity below the 0.2% yield stress) in combination with pressurised tubular specimens turned out to be much more challenging than anticipated based on the strain-controlled experiments. Depending on the details of the (initial) test procedure significant ratcheting may

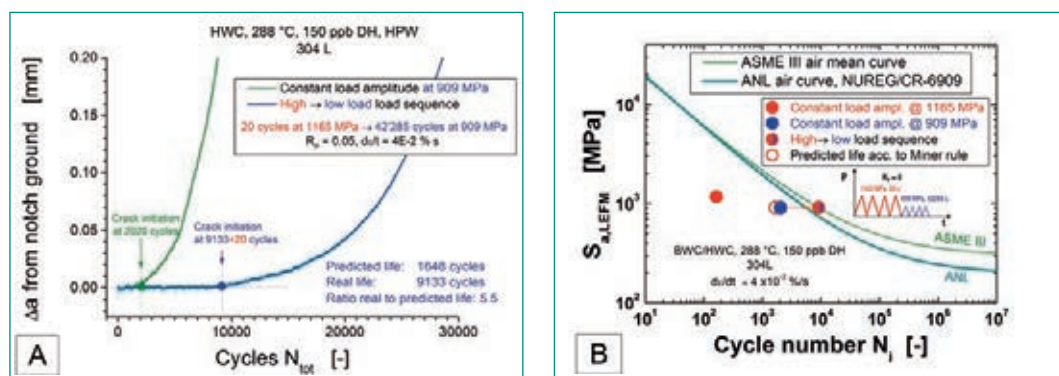


Figure 2: Example of increase in corrosion fatigue life by a high → low load amplitude sequence in a test with sharply notched fracture mechanics specimens in BWR/HWC environment (A). The life is a factor of 5.5 higher than predicted by a linear damage accumulation model and this is mainly related to the slightly compressive mean-stress that is induced at the notch ground by the previous high load amplitude sequence (B).

occur that can affect the fatigue life. Base-line tests for the fatigue curve at zero mean stress in high-temperature water were performed involving a long-term test of several months.

Twelve load-controlled tests with sharply notched fracture mechanics specimens with different high → low, low → high load amplitude block sequences as well as with single over- or underloads were performed in BWR/HWC environment.

Depending on the load history, the physical fatigue initiation life of SS under these loading conditions in high-temperature water was significantly shorter (up to a factor of ~2) or longer (up to a factor of ~6) than predicted by a simple linear damage accumulation rule (Miner rule) and corresponding constant load amplitude fatigue life curves (Figure 2a & b). Slight changes in load history can result in a substantially different behaviour. As a consequence, corrosion fatigue might occur below the  $\epsilon_a$  threshold/endurance limit of constant load amplitude tests under adequate loading conditions and histories. Furthermore, the way of transient grouping and cycle counting in corrosion fatigue evaluations can have a strong impact on their margins. Nevertheless, the Miner rule is probably doing a reasonable job in many situations, since the aggravating and mitigating factors usually compensate each other in variable amplitude loading situations in the field.

### 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 to 90 MPa·m<sup>1/2</sup>. 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 Japanese Nuclear Energy Safety Organization (JNES).

This program was terminated this year by tests in the high  $K_I$ -range with large DMW specimens in in BWR/NWC and primary PWR environment and in the low  $K_I$ -range with homogeneous LAS specimens under BWR/NWC conditions with chloride additions. The results are summarised in a conference paper [11].

Fast SCC in the cm/a-range into the LAS cannot be excluded in high-purity BWR/NWC water above 60 to 70 MPa·m<sup>1/2</sup>. For 3, 5 & 10 ppb of Cl<sup>-</sup>, fast SCC into LAS is possible down to at least 50, 30 and 20 MPa·m<sup>1/2</sup>, respectively. In BWR/HWC environment, on the other hand, 100 ppb chloride were not sufficient to induce fast SCC in LAS below 60 MPa·m<sup>1/2</sup>. Under PWR conditions, limited SCC into the RPV weld HAZ is possible above 60 MPa·m<sup>1/2</sup> with subsequent very slow growth rates < 300 μm/a. Fast SCC might eventually be possible above 80 to 100 MPa·m<sup>1/2</sup>.

An accurate prediction of the residual stress profile in DMW and the resulting  $K_I$  at fusion boundary is crucial in this context. Modelling and measurements of the residual stress profile in different realistic mock-up DMW were foreseen in the JNES program. This key program and investigations were definitely stopped this year due to other urgent priorities after the Fukushima accident in Japan. At PSI, the focus on R&D in this field will be shifted towards SCC initiation studies in Alloy 182 in the frame of the new PhD thesis project.

### 3.4. Sub-Project IV – Basic Studies on SCC Initiation

Within this sub-project, the effects of chloride on SCC initiation of LAS [12] and of the hydrogen level on the SCC initiation and subsequent short-crack growth in Alloy 182 weldments under BWR conditions are investigated [3, 13]. The later will be performed as a PhD thesis. Juxing Bai from China, who has studied material science at the University and Max Planck Institute of Stuttgart, started his PhD thesis in September 2013.

Within the report period, the special emphasis and a huge effort was placed to the construction of a multiple specimen SCC initiation set-up with on-line crack initiation monitoring. Up to eight specimens can be simultaneously tested with a servopneumatic bellows loading system. A first prototype loading unit was tested in 2013 (Figure 4).



**Figure 3:**  
 Servo-pneumatic  
 bellows-loading system  
 and autoclave for  
 SCC initiation tests.



Four units with an optimised design are currently fabricated. The whole system should be fully operational at the beginning of 2014.

Additionally, the effect of chloride transients on SCC initiation was further evaluated. In chloride containing BWR/NWC environment (2 to 110 ppb), strain-induced corrosion cracking (SICC) initiation occurred briefly after the onset of plastic yielding and at much smaller strains than in high-purity water in slow strain rate tests (SSRT). The initiation strains were similar for 2 to 10 ppb of chloride and only slightly higher than for 110 ppb chloride. In HWC environment with 210 ppb chloride, on the other hand, no SICC was detected by electrochemical noise (EN) up to very high strains close to the elongation at fracture. These preliminary results clearly show the tremendous effect of very small amounts of chloride on the SICC initiation process in LAS in highly oxidising BWR/NWC environment and the much higher chloride tolerance in HWC environment at low ECPs. On the other hand, the chloride had very little effect on the subsequent SICC crack growth rates.

SSRT experiments with moderate temporary short-term chloride transients (20 ppb for 96 h) before and during the mechanical SSRT loading showed that even serious mechanical loading transients one day after returning to high-purity water did not result in early SICC initiation in case of smooth surfaces. The situation might be different in case of severe long-term transients or in case of existing cracks/crevices. In the latter case, long-term effects on SCC crack growth were observed after severe transients [9].

In constant load tests in chloride containing BWR/NWC environment, initiation always occurred during the initial loading by SICC. If the initial loading was done before the chloride was added to the environment, no SCC was observed. This was even true, when the chloride was added immediately after initial loading, where significant low-temperature creep and thus moderate straining of the surface still was present. This thus shows that in case of moderate chloride transients, mechanical transients with significant plastic deformation are necessary to initiate EAC from smooth surfaces.

#### 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* projects PLiM (thermal fatigue in air) and IASCC (He effects on IASCC). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. The state-of-the-art in science & technology and service experience in the field of SCC

of stainless steels in LWRs was summarised in a small expertise work for ENSI [14]. The EPFL Doctoral School Course «Effects of Radiation on Materials (MSE-600)» was successfully organised by the authors in 2013, which also contributes to the education of young specialists in Switzerland in this field.

## 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 coordinated within these groups. In 2012 & 2013 S. Ritter was elected and appointed as Scientific Secretary of the ICG-EAC group and appointed as Chairman of the ECG-COMON. Within the ECG-COMON and EFC-WP4, we actively participated in a Round Robin program on impedance spectroscopy in 2013 and are involved in the organisation of a Summer School on Nuclear Corrosion in Slovenia in 2015, respectively.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the newly formed NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and ETSON 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 fission technologies with a focus on Generation II & III nuclear plants. Within NUGENIA, we are involved in the MICRIN (SCC initiation) and INCEFA (environmental effects on fatigue) projects. The latter one is planned to be submitted as an EU HORIZON project proposal with support of NUGENIA. ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Here we are involved in the development of an ETSON guidance for ageing management. 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). Because of new and urgent priorities after the Fukushima accident, this JNES program was significantly delayed and then definitively stopped this year.

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 2013 and Perspectives for 2014

### 6.1. Assessment of 2013

The overwhelming part of the project goals and milestones for the second project year [3] has been achieved and the project is on track. Nine project-related publications were generated in 2013 and a new PhD thesis and Post-Doc project were started. 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 2014

Major milestones for the next year are systematic tests on the effect of dissolved hydrogen on SCC initiation and short crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR/HWC conditions at 274 °C in the frame of the new PhD thesis project and the evaluation of environmental & hydrogen effects on fracture toughness by EPFM tests in air and high-temperature water with RPV steels and simulated heat-affected zone within the Post-Doc project. Studies

of mean stress effects in stress-controlled isothermal LCF tests with tubular specimens are the major focus in the field of corrosion fatigue. The results on chloride effects on EAC in RPV steels, SCC crack growth in DMWs and on environmental effects on fracture toughness shall be published in four journal papers in 2014. The project can be terminated as planned by the end of 2014 with the final report by the end of February 2015. The definition and approval of a new follow-up project in the field of environmental effects is an important goal for 2014. Potential topics were already discussed and identified with ENSI in 2013.

## 7. Publications

### Publications in Scientific Journals and Books

- *S. Ritter and 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*, 2013, 48(3), pp. 199–206.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Detection of SCC Initiation in Austenitic Stainless Steel by Electrochemical Noise Measurements», *Materials and Corrosion*, 2013, 64(8), pp. 683–690.
- *H.J. Leber, S. Ritter, and H.P. Seifert*, «Thermo-Mechanical and Isothermal Low-Cycle Fatigue Behavior of 316L Stainless Steel in High-Temperature Water and Air», *Corrosion*, 2013, 69 (10), pp. 1012–1023.

### Conference Proceedings

- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, and S. Roychowdhury*, «SCC Behavior in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Light Water Reactor Environments», in: 16<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. ED2013-3155, Asheville, NC, USA, August 11–15, 2013.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, and M. Schachermayer*, «Environmental-Assisted Fatigue in Austenitic Stainless Steels under BWR/HWC & PWR Conditions», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. AS14 (CD-ROM), Karuizawa, Japan, May 19–24, 2013.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and H.J. Leber*, «SCC Behaviour in the Transition Region of Alloy 182/Low-

Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Light Water Reactor Environments», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. W08 (CD-ROM), Karuizawa, Japan, May 19–24, 2013.

- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Current Measurements During Scratching of Low-Alloy Steel in Simulated BWR Environment», in: Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, WG1-3 (CD-ROM), Paris, France, June 10–11, 2013.

### Reports

- *S. Roychowdhury*, «Literature Survey on Environmental Effect on Fracture Toughness – Role of Hydrogen», PSI-TM-46-13-05, 24.7.2013.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, H. J. Leber & P. Spätig*, «Environmentally-Assisted Fatigue in Austenitic Stainless Steels under Light Water Reactor Conditions – Overview on the Experimental Investigations at PSI ->», PSI-INCEFA Report, October 2013.

## 8. References

- [1] Forschungsstrategie des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI, ENSI-AN-8398, Juni 2013.
- [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*, 2008, 64 (5), pp. 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] *S. Roychowdhury*, «Literature Survey on Environmental Effect on Fracture Toughness – Role of Hydrogen», PSI-TM-46-13-05, 24.7.2013.
- [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, and H.P. Seifert*, «Thermo-Mechanical and Isothermal Low-Cycle Fatigue Behavior of 316L Stainless Steel in High-Temperature Water and Air», *Corrosion*, 2013, 69 (10), pp. 1012–1023.
- [11] *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, and S. Roychowdhury*, «SCC Behavior in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Light Water Reactor Environments», in: 16<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. ED2013-3155, Asheville, NC, USA, August 11–15, 2013.
- [12] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «Environmentally-Assisted Crack Initiation Behaviour of Low-Alloy Steel in Simulated BWR Environment – Effect of Chloride», 18<sup>th</sup> International Corrosion Congress 2011 Paper 429, Perth, Australia, November 20–24, 2011.
- [13] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «The Effect of Hydrogen on the SCC Crack Initiation and Short Crack Growth Behaviour of Alloy 182 Weld Metal under BWR/HWC Conditions», PhD thesis project proposal and request for research support to PSI Research Committee (PSI FoKo), April 2013.
- [14] *H.P. Seifert*, «SCC of Austenitic Stainless Steels in PWRs», Handout, Fachgespräch ENSI-AüP/SGKL, ENSI, Brugg, December 5, 2013.
- [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.





## Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, A. Ramar, I. Günther-Leopold, N. Kivel, S. Abolhassani-Dadras
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch www.psi.ch and <a href="http://lnm.web.psi.ch/">http://lnm.web.psi.ch/</a>
Duration of the Project	January 1, 2010 to June 30, 2013

### ABSTRACT

Noble metal chemical addition (NMCA) is a technology developed by General Electric to reduce stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs), while preventing the negative side effects of classical hydrogen water chemistry. Platinum, acting as electrocatalyst for the recombination of  $O_2$  and  $H_2O_2$  with  $H_2$  to  $H_2O$  and thus reducing the electrochemical corrosion potential more efficiently, is injected into the feed water during power operation (online NMCA, OLNLC). The Pt is claimed to deposit as very fine metallic particles on all water-wetted surfaces including the most critical regions inside existing cracks and to stay electrocatalytic over long periods of time.

Prior to the start of the project, very little was known about the Pt deposition behaviour in BWRs, therefore the research project NORA («Noble metal deposition behaviour in BWRs») has been conducted from 2010 until 2013 at

PSI as a joint programme together with the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and the Swiss nuclear power plants Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM). This report presents the major results and achievements of the current project.

Lab investigation revealed that the flow conditions and water chemistry of the high-temperature water, the Pt injection rate and the pre-conditioning of the steel surfaces have an impact on the Pt deposition behaviour. Furthermore, the pre- and post-OLNLC exposure times play an important role for the Pt deposition on specimens exposed at KKL. Redistribution of Pt in the plant takes place, but most of the Pt does not redeposit on the steel surfaces in the reactor system. It could also be shown that plant OLNLC applications can be simulated reasonably well on the lab scale. Finally a replica technique was developed to assess the Pt particle distribution on radioactive specimens from nuclear power plants.

## 1. Introduction

Noble metal chemical addition (NMCA, also known as NobleChem™) is a technology developed by General Electric (GE, nowadays GE-Hitachi) to mitigate stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs). It has the advantage of avoiding the negative side effects of classical hydrogen water chemistry (HWC). Although this technology is already used in a number of BWR plants (including the two Swiss BWR plants Mühleberg, KKM and Leibstadt, KKL), the effectiveness of this technology in plants remains still to be demonstrated. However, based on highly credible laboratory experiments, SCC mitigation may be expected down to the sub-ppb platinum (Pt) concentration range, provided that a stoichiometric excess of H<sub>2</sub> and a sufficient surface coverage with very fine Pt particles exist simultaneously at the critical locations [1]. So far very little information was available about the deposition and (re-)distribution behaviour of the Pt in the reactor.

For the validation of this technique the research project NORA («Noble metal deposition behaviour in BWRs») has been conducted at PSI between January 2010 and June 2013. The current report presents the most important results gathered in the framework of the project.

## 2. Structure and goals of the NORA project

The two main objectives of the project were: (i) to gain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs; (ii) to develop and qualify a non-destructive technique (NDT) to characterise the size and distribution of the Pt particles and their local concentration on reactor components. Furthermore, available plant data from OLNC applications in KKM and KKL were collected, evaluated and 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 [2].

The project was performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM. The project consisted of two sub-projects (Table 1): experimental (sub-project 1) and analytical work (sub-project 2), which were covered by two very closely interacting Post-Docs. The Post-Docs were 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 Elemental Analysis [IEA] and Nuclear Fuels [NF] groups). NORA was planned as a 3.5 years project. KKL and KKM provided relevant in-kind contributions.

The focus of the final project year was to complete the systematic test programme investigating the effect of several parameters on the Pt deposition behaviour (e.g., Pt injection rate, flow conditions, environment or pre-oxidation state), the assessment of the non-destructive technique and analysis of the Pt particle size distribution on specimens exposed at KKL.

## 3. Major achievements of the project

There are several aspects which may influence the Pt distribution and deposition behaviour on the water-wetted steel surfaces in a BWR. In the following sections the most important results and achievements of the NORA project are presented. Results from the exposure of specimens at KKL are also briefly summarised.

### 3.1. Material and experimental procedures

#### 3.1.1. 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 at PSI or exposed at KKL.

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%

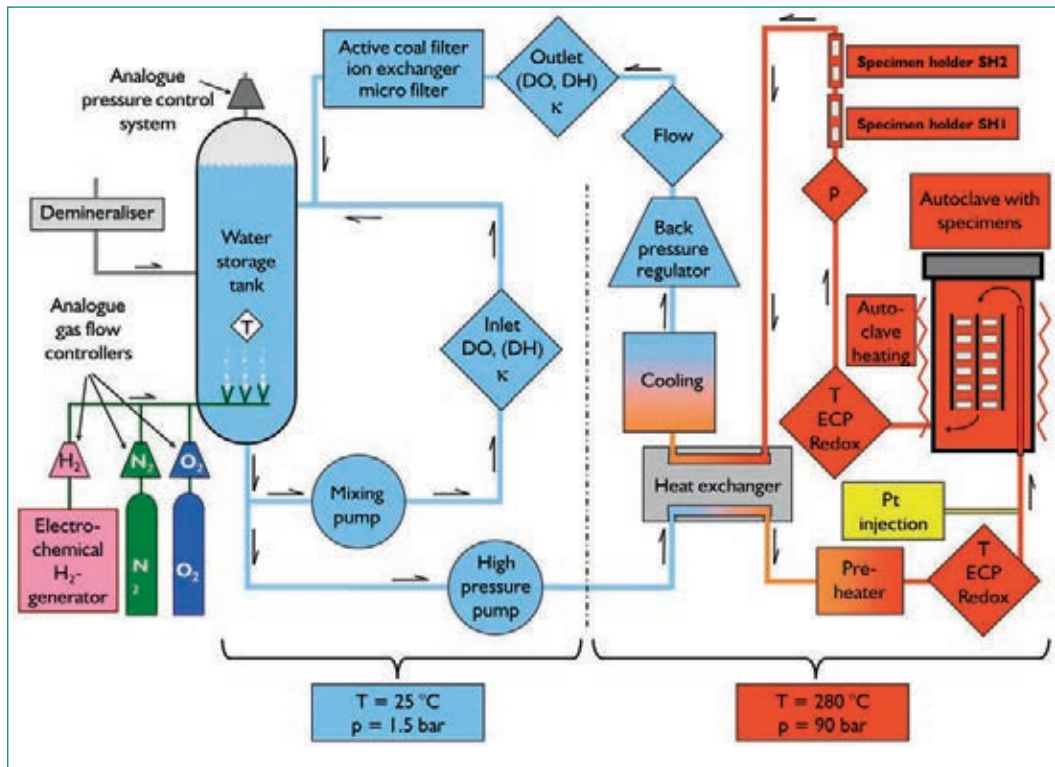


Figure 1:  
Schematic of the high-temperature water loop facility.

The specimens were either pre-oxidised (PO) for about 310 h in HWC environment or used in the «as received» (AR) state (see [3] for more details).

### 3.1.2. Experimental procedure of the loop tests

For the investigation of the Pt deposition behaviour in the lab, coupon specimens were exposed to simulated BWR water in a sophisticated high-temperature water loop with autoclave. In Figure 1 a schematic of the loop system can be seen. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen [DO], dissolved hydrogen [DH],  $\kappa$ , T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Coupon specimens (PO and AR ones) were exposed to the high-temperature water in the autoclave, and in specimen holders (SHs) with controlled flow conditions (SH1: flow velocity  $\approx 0.1$  m/s, SH2: flow velocity  $\approx 0.5$  m/s), placed in series after the autoclave. The electro-chemical corrosion potential (ECP) of one autoclave specimen, the redox potential (Pt sheet) and the autoclave potential were measured vs. a Cu/Cu<sub>2</sub>O ZrO<sub>2</sub>-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280 °C (271 °C in the specimen holders) and a pressure of 90 bar. For HWC conditions, a mixture of H<sub>2</sub> and O<sub>2</sub> was adjusted. In two cases excess H<sub>2</sub> or excess O<sub>2</sub> has been applied. The Pt compound (Na<sub>2</sub>Pt(OH)<sub>6</sub>) was injected

through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump after one week of pre-oxidation. Three days after the Pt injection ended, the experiments were shut-down.

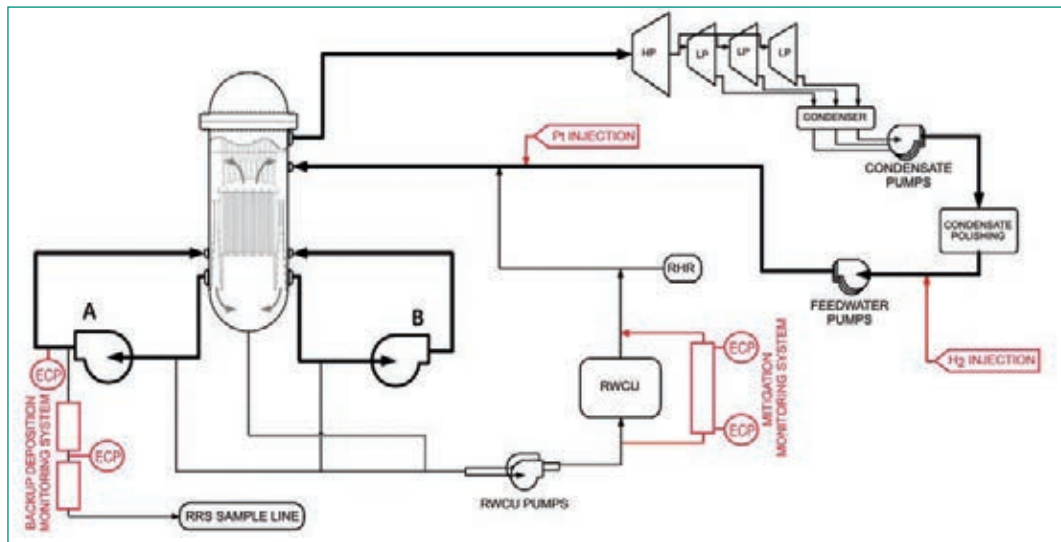
### 3.1.3. Experimental procedure of the KKL tests

To study the Pt deposition behaviour and to assess the effectiveness of the OLNC technology under real plant conditions, specimens were also exposed at two locations in KKL during two plant cycles (Figure 2): i) Mitigation Monitoring System (MMS, T  $\approx 275$  °C, flow velocity  $\approx 0.5$  m/s), ii) Backup Deposition Monitoring System (BDMS, T  $\approx 277$  °C, flow velocity: PH1  $\approx 0.6$  m/s, PH2  $\approx 1.1$  m/s).

### 3.1.4. Analytical techniques

After exposure in the loop or at KKL the coupon specimens, respectively replicas taken from the specimens, were examined by scanning electron (SEM) and/or transmission electron microscopy (TEM) to determine the surface coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their size distribution. X-ray energy dispersive spectrometers (EDX) were used for chemical analyses. 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 sec-

**Figure 2:**  
Schematic of the KKL  
plant installation.



torfield ICP-MS instrument. Pt standards used for the calculation of the Pt concentration on the surface of the specimens were homogenous thin films of Pt with a layer thickness of 0.014 to 14 nm on stainless steel substrate. The layer thickness corresponds to 0.03 to 30  $\mu\text{g}/\text{cm}^2$ . The detection limit depended on the background noise level and slightly varied from measurement to measurement. But usually quite low Pt surface loading values could still be detected reliably (down to 1  $\text{ng}/\text{cm}^2$  in most cases).

### 3.1.5. Development of the NDT

Specimens that have been exposed in the plant to reactor water are too radioactive for electron microscopy investigations. However the need to characterise the form of Pt on the surface of the specimen, its spatial distribution and to determine the size distribution is still present. To address this issue a so called NDT has been developed. It relies on the idea of using an adhesive film which is applied on the surface of the specimen. When the film is peeled off, oxide particles and Pt nanoparticles that are sticking to the film are removed at the same time. The amount removed by this method is not affecting the integrity of the specimen; therefore it is also suitable for surfaces of plant components that may be put back into service. Furthermore, the activity of the small amount of material sticking to the adhesive film is low enough to allow further electron microscopy investigations.

## 3.2. Results

### 3.2.1. Effect of flow on the Pt deposition behaviour

The flow conditions of the Pt containing high-temperature water across the specimen surface have a rather strong influence on the amount of Pt deposited. The highest Pt surface loadings were observed under quasi-stagnant conditions (in the autoclave) and at high flow velocities (SH2), whereas in SH1 (low flow velocities) by far the lowest Pt concentrations were measured. Fluid dynamics calculations revealed that a turbulent flow regime can be assumed for SH2 and a transitional flow behaviour from laminar to turbulent for SH1. Further computations show that turbulent flow provides the best conditions for deposition of Pt nanoparticles, like the ones produced by OLNLC. In this context it is important to note that smaller particles diffuse faster than larger ones under the same conditions. Because stress corrosion cracks are too narrow for turbulences to enter them, it is important to produce by OLNLC the smallest possible particles, not because the larger ones would be too big to fit into the cracks but because of their slow diffusion into a crack. Under quasi-stagnant conditions the Pt particles have more time to diffuse through the stagnant layer, which explains the high deposition rates there. Still more investigations on the effect of flow are needed for a clearer picture.

### 3.2.2. 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. Those tests revealed that lower rates result in deposition of smaller Pt particles on the specimens (Figure 3), which generally would mean a better, respectively, more effective protection against SCC. On the other hand longer injection times are needed to achieve a sufficient coverage of Pt particles and reduction of the ECP.

### 3.2.3. Effect of water chemistry on the Pt deposition behaviour

Two tests have been performed with dissolved gas levels markedly different from the standard conditions. These tests showed that the Pt deposition behaviour in terms of size and homogeneity in distribution also depends on the water chemistry. An experiment with strong excess  $H_2$  concentration in the high-temperature water yielded fine sized Pt particles with well-defined shapes and homogeneous distribution (Figure 3 and Figure 4a), which is believed to be advantageous for the catalytic effectiveness. On the other hand, excess  $O_2$  in the high-temperature water lead to larger Pt particles with inhomogeneous distribution (Figure 3 and Figure 4b). Regarding the Pt surface loading of the specimens from both tests, no relevant difference could be measured.

In two further tests, which started in reducing, respectively oxidising environment, but then switched to «standard» environment just before Pt injection started, the Pt particle size distribution and average particle size was comparable and similar to standard tests. From this observation it is concluded that the water chemistry conditions during Pt injection are of utmost importance for an effective OLC application, in contrast to the

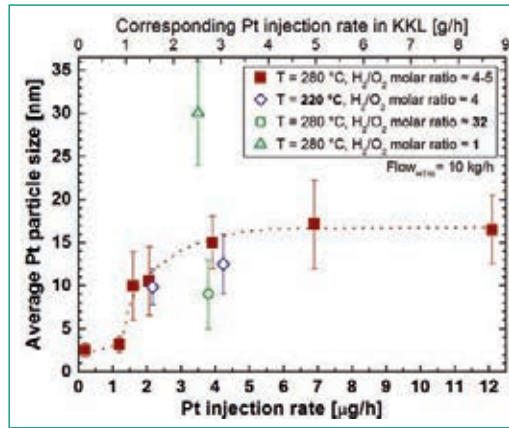


Figure 3: Average Pt particle sizes from tests with different Pt injection rates.

water chemistry «history». Nevertheless, in terms of pre-oxidation of the steel surfaces, the environment before Pt injection still plays a role on the amount of Pt deposited (see Section 3.2.5).

### 3.2.4. Effect of temperature on the Pt deposition behaviour

Most tests were performed at 280 °C (270 °C in SHs 1 and 2), which is close to the average temperature of the water inside the reactor and recirculation loops. However, in NPPs the Pt injection is made into the feed water line at a lower temperature; approx. 220 °C in KKL and 195 °C in KKM. Therefore three tests were performed at the lower temperature of 220 °C, to see how it may influence the formation and deposition of Pt particles. The average Pt particle size of two tests at 220 °C is compared to particle sizes of standard tests in Figure 3. A reduction in temperature of the high-temperature water to 220 °C showed no major differences in the Pt deposition behaviour, compared to tests at 280 °C, but otherwise identical conditions.

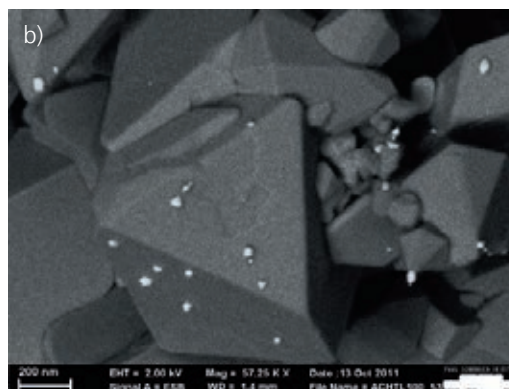
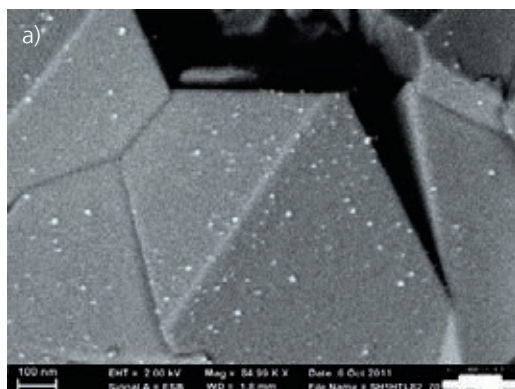
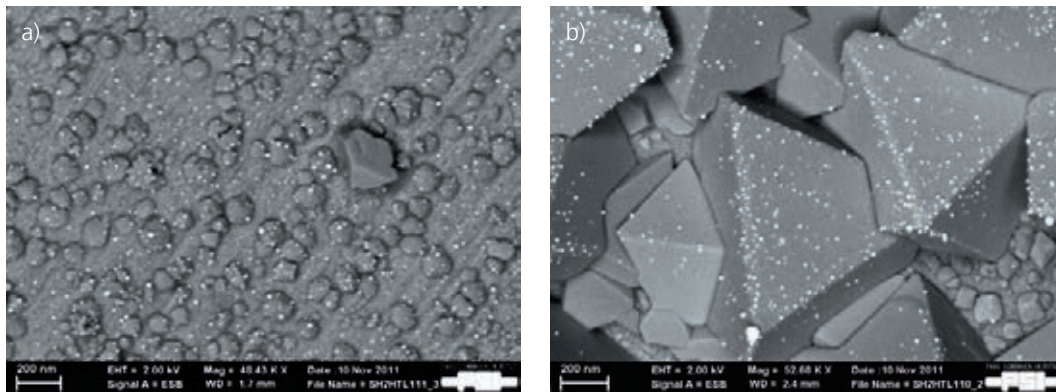


Figure 4: Back scattered electron images of PO specimens with Pt deposited under reducing (a) and oxidising conditions (b). The white objects are Pt particles resting on the oxide film.



**Figure 5:** Back scattered electron images from AR (a) and PO (b) specimens from the same test. The white dots are Pt particles resting on the oxide film.



### 3.2.5. Effect of specimen pre-treatment on the Pt deposition behaviour

In all experiments AR and PO specimens were exposed to the high-temperature water. Higher Pt surface loadings were observed on specimens which were PO for two extra weeks under BWR/HWC conditions. A better developed oxide layer with large oxide crystals seems to accumulate more Pt nanoparticles due to its larger specific surface. Figure 5 shows an example of an AR and PO specimen from the same test revealing a higher density of Pt particles on the large oxide crystals of the PO specimen.

### 3.2.6. Results of the specimens exposed at KKL

The quantitative determination of the Pt surface loading of the specimens exposed in the MMS at KKL (specimen holders have been inserted and removed from the MMS at different times during two plant cycles), revealed that the pre- and post-OLNC exposure times are important influencing factors for the Pt surface loading. Specimens exposed for only very short period before OLNC application started or specimens exposed for long periods after Pt injection ended, showed low Pt surface concentrations. If the flow conditions are

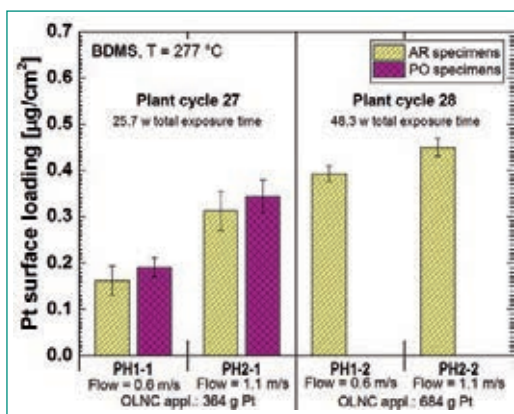
known and if detailed Pt loading data is available, a post-application Pt erosion rate can be estimated. Some specimens were removed before or inserted after plant OLNC applications. Those specimens showed only very small amounts of Pt on their surface. Together with the observed Pt loss rate, these are strong indications that a redistribution of Pt takes place, but that most of the released Pt does not redeposit on steel surfaces but possibly becomes trapped on CRUD, fuel or in the water clean-up system, which means this Pt is lost for protection.

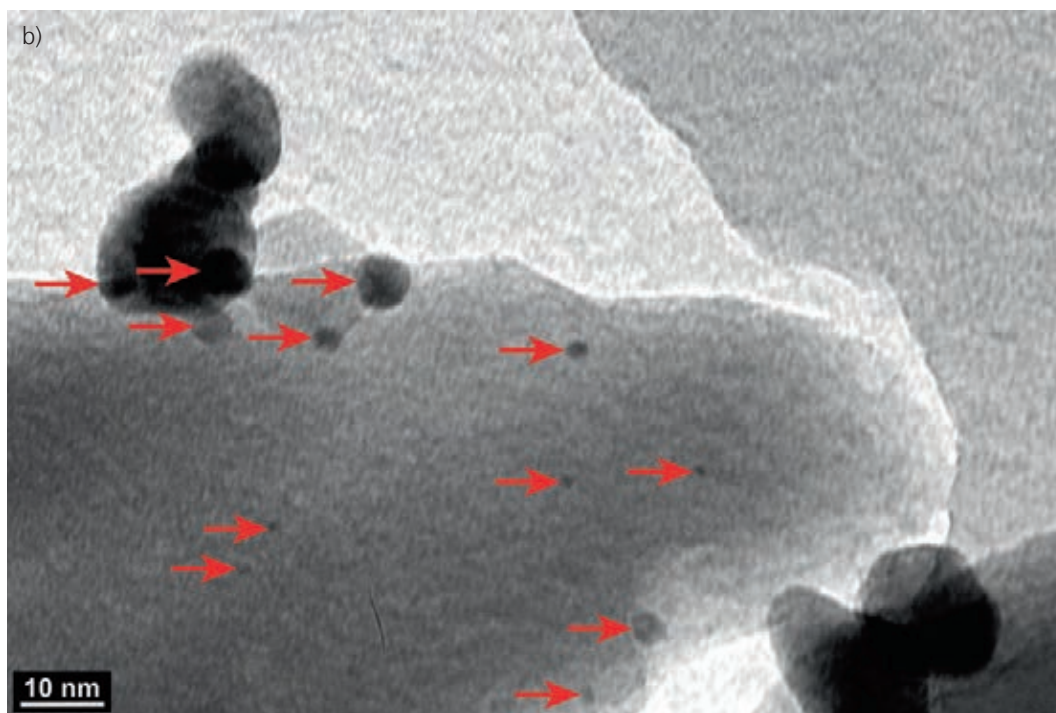
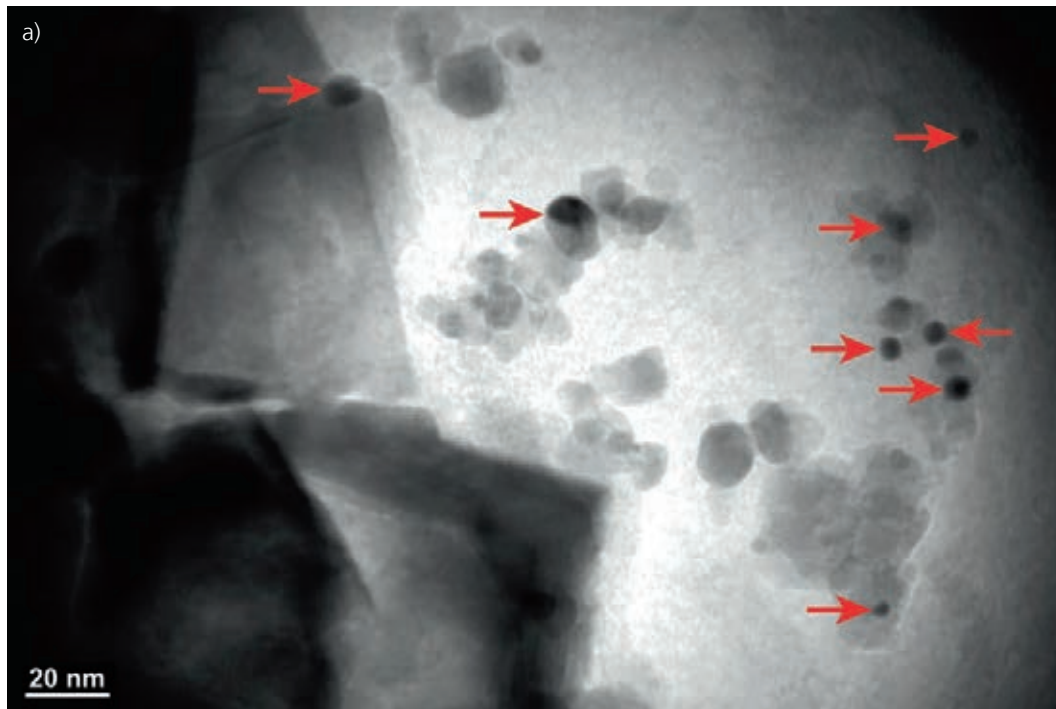
In Figure 6 the effect of flow velocity of the Pt containing reactor water across the specimens from the BDMS is presented. Lower Pt concentrations are observed on specimens from specimen holder PH1 (low flow) compared to PH2 (high flow). Therefore, the same effect of the flow velocity on the plant specimens as on the loop specimens can be observed (see Section 3.2.1).

On the specimens exposed during plant cycle 27, higher Pt loadings have been observed on specimens PO before exposure to the reactor water (Figure 6). During plant cycle 28 only AR specimens were exposed in the BDMS.

Figure 7 shows two examples of TEM images from specimens of holders PH1-1 and PH2-1, which were exposed in the BDMS during KKL plant cycle 27. Most of the round, dark grey objects in the TEM images are Pt particles. The analysis of the Pt particle size distribution revealed that the average Pt particle size on specimens from the plant seems to fit well to the size observed on specimens from loop tests performed under comparable conditions. But due to the limited number of particles that could be analysed, further investigations are necessary to confirm this.

**Figure 6:** Pt surface loadings of all BDMS specimens as function of specimen pre-treatment (AR vs. PO) and flow velocity of the high-temperature water [error bars = 95% confidence interval].





**Figure 7:**  
 TEM bright field images  
 of replicas taken from  
 specimens of the BDMS  
 (a: PH1-1, b: PH2-1).  
 Arrows indicate Pt  
 particles (confirmed by  
 EDX).

### 3.2.7. Comparison of lab vs. plant data

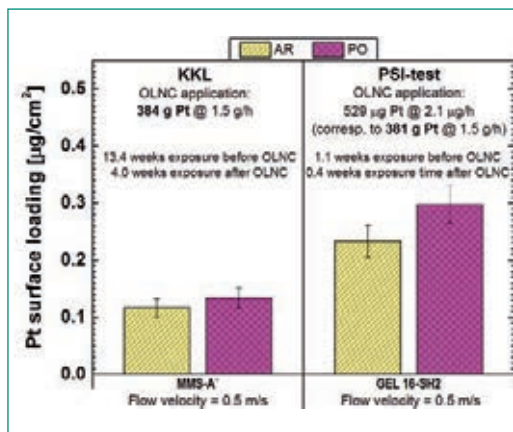
Due to the greater flexibility in experiment design, OLNLC investigations on the lab scale are essential to gain new insights into the Pt deposition behaviour and to be able to improve the efficiency of this SCC mitigation technology. To verify if such lab data can be transferred to the plant scale, results from the exposure of specimens at KKL are compared to the lab results.

In terms of PO vs. AR specimens and effect of the flow velocity of the high-temperature water on the Pt surface loading, exactly the same trends have

been observed on the lab and KKL specimens. Also the particle size distribution on plant specimens corresponded rather well to the particle size on specimens from the loop if the Pt injection rate was similar.

At PSI some tests were performed which simulated an actual OLNLC application at KKL during plant cycle 28. The total amount of Pt injected and the injection rate were equivalent, but the pre- and post-OLNLC exposure periods were about ten times longer at KKL. Nevertheless, rather comparable Pt surface loadings on plant and lab coupons have

**Figure 8:**  
Pt surface loadings of specimens from the MMS exposed to the reactor water during an OLN application and from a loop test simulating that same OLN application.



been measured (Figure 8). The higher Pt concentrations on the lab specimens can be explained by the much shorter post-OLNC exposure period in the lab test (a relevant part of the Pt gets «eroded» from the steel surface if the specimens are exposed to the reactor water for longer periods without repeated OLN re-applications) and by the difference in flow conditions (in specimen holder SH2 turbulent flow is established, whereas the MMS specimen holders are still in a transitional flow regime where lower Pt deposition values are expected). Another reason for the lower Pt concentration on the surfaces of reactor components could be, that in a nuclear power plant quite some Pt deposits at the injection point (in the feed water piping), on CRUD particles and on the fuel cladding surface. The amount of Pt getting lost in that way cannot be quantified, but it seems evident that it is a higher proportion than in a high-temperature water loop system with much smaller surface area and without such «Pt traps».

Considering the facts described above, it can be emphasised that despite the huge difference in scale, results from the high-temperature water loop tests at PSI seem to match rather well to OLN plant data. Therefore it is concluded that results gained from very carefully conducted lab tests may be regarded as relevant to understand and possibly predict the plant OLN behaviour.

### 3.2.8. Development of the NDT

A replica technique was developed to characterise the Pt deposition behaviour on specimens and components from the high-temperature water loop and plant by TEM. Detailed investigations revealed that the replicas remove a relevant amount of the Pt present on the surface of the specimen, which is sufficient to obtain a representative picture of the Pt particle size and distribu-

tion. The replica technique has been applied frequently during the course of the project and has been established as a valuable tool for the characterisation of the Pt deposition behaviour. Unfortunately the spread in amounts of Pt sampled is too large to use the current type of replica for determining quantitatively the amount of Pt deposited on an oxidised steel surface. This NDT would have to be developed further for this purpose.

## 3.3. Plant recommendations

From a scientific point of view and based on the results stated above, some recommendations for plant OLN applications can be derived: The Pt solution should be injected at low rates over extended periods of time and under reducing water chemistry conditions. Repeated or even continuous OLN applications could compensate for the erosion of Pt from the surfaces. Especially if plant components are decontaminated or new components are installed some pre-oxidation periods increase the efficiency of Pt deposition on these fresh surfaces.

## 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 were/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 Co-



operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>, S. Ritter is acting as Chairman here), 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, USA) is ongoing. PSI is providing KKL OLNC plant data for EPRI, which they will use for the modelling of noble metal deposition in BWRs.

## 6. Assessment of 2013 and perspectives for 2014

### 6.1. Assessment of 2013

The major part of the project goals and milestones for the final phase of the project have been achieved. The systematic series of Pt deposition experiments in the high-temperature water loop (five tests) and analysis of specimens from the PSI tests and from KKL (by SEM, TEM and LA-ICP-MS) have been completed. The final report of the project has been finalised [4]. A project meeting was held at KKM, four conferences (Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, 16<sup>th</sup> Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, EUROCORR 2013, and Int. Multidisciplinary Microscopy Congress) have been attended and the final results of the NORA project have been presented in the framework of a half day seminar at KKL. Work for the follow-up project NORA-II has been started (revision of the high-temperature water loop, preparation and transport of specimens for exposure at KKL and a first lab experiment).

The results of the NORA project are of direct use for the regulatory work of ENSI, and KKL as well as KKM modified their OLNC Pt injection procedures following some recommendations from the NORA project (see Section 3.3).

### 6.2. Perspectives for 2014

In the framework of NORA-II a new systematic test programme in the high-temperature water loop (with detailed analysis of the specimens) will be started. The focus in 2014 will be placed on the effect of material, surface roughness and Pt erosion. New experimental set-ups to study the effect of flow and a new MMS at KKL should be implemented. Results from NORA will be published in several journal and conference papers. Due to technical problems with the existing MMS at KKL the exposure of new specimens at KKL will be delayed by (at least) one year. Beside this delay, it is currently believed that the NORA-II project can proceed as planned and described in the NORA-II project proposal [5].

## 7. Publications (in 2013)

- S. Ritter, P.V. Grundler, A. Ramar, L. Veleva, I. Günther-Leopold, and H.P. Seifert, «Pt Deposition Behaviour on Stainless Steel under BWR Conditions – Part I: Lab Results & Part II: Results from Specimens Exposed in KKL», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. GP2 (CD-ROM), Karuizawa, Japan, May 19–24, 2013.
- P.V. Grundler, A. Ramar, L. Veleva, I. Günther-Leopold, and S. Ritter, «Effect of Flow and Surface Structure on the Pt Deposition on Stainless Steel During Simulated Noble Metal Applications», in: 16<sup>th</sup> Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Paper No. ED2013-3116, Asheville, NC, USA, August 11–15, 2013.
- S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, H.P. Seifert, I. Günther-Leopold, and S. Abolhassani-Dadras, «Project Proposal: NORA-II (Noble Metal Deposition in Boiling Water Reactors)», Report No. AN-46-13-06, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, August 2013.
- S. Ritter, P.V. Grundler, A. Ramar, G. Ledergerber, and W. Kaufmann, «Platinum Deposition on Boiling Water Reactor Components: Qualification of Lab-Scale Tests with Plant Data», in: EUROCORR 2013, EFC, Paper No. 1339 (CD-ROM), Estoril, Portugal, September 1–5, 2013.
- L. Veleva, P.V. Grundler, S. Abolhassani-Dadras, and S. Ritter, «Characterisation of Pt Nanoparticles on Oxide Substrate by Replica Technique in

TEM», in: Int. Multidisciplinary Microscopy Congress (InterM 2013), Poster No. P124, Antalya, Turkey, October 10–13, 2013.

- *P.V. Grundler and S. Ritter*, «Noble Metal Chemical Addition to BWRs for Stress Corrosion Cracking Mitigation: Theoretical Insights and Applications», Report No. TM-46-13-07, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, December 2013.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and A. Ramar*, «Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – Final Report of the NORA Project», Report No. TM-46-13-08, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, December 2013.
- *J. Faucon*, «Effect of Surface Roughness on Platinum Particle Size Distribution and Density on Stainless Steel Surfaces Exposed to Simulated BWR Conditions», Semester Project Report, Science in Nuclear Engineering Master Course, ETH Zürich, December 2013.

## 8. References

- [1] *P.L. Andresen, Y.-J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in: 12<sup>th</sup> Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [2] *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.
- [3] *S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel*, «Investigation of Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – the NORA Project», *PowerPlant Chemistry*, 2010, 12(11), pp. 628-635.
- [4] *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and A. Ramar*, «Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors – Final Report of the NORA Project», Report No. TM-46-13-08, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, December 2013.
- [5] *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, H.P. Seifert, I. Günther-Leopold, and S. Abolhassani-Dadras*, «Project Proposal: NORA-II (Noble Metal Deposition in Boiling Water Reactors)», Report No. AN-46-13-06, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, August 2013.



# PISA-II

## Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, G. Qian, V. Gonzalez, B. Niceno, M. Sharabi, N. Lafferty, M. Andreani
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 26 86 Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch and <a href="http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html">http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html</a>
Duration of the Project	July 2012 to July 2015

### ABSTRACT

The PSI-ENSI research project PISA-II is dedicated to the development and application of deterministic and probabilistic methods for the integrity assessment of reactor pressure vessels (RPVs) subjected to a pressurized thermal shock (PTS) [1]. In this interdisciplinary project a reference RPV is studied by loading with transients based on certain scenarios with the system code RELAP5, followed by computational fluid dynamic (CFD) simulations. The results from the latter are then used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element calculations. Cracks are assumed at the critical locations and probabilistic fracture mechanics (PFM) calculations are performed in order to evaluate probabilities for crack initiation and failure of the RPV.

The main results achieved within the report period 2013 are:

- The transient mass flow and pressure drop in case of a small loss-of-coolant accident (SLOCA) and a medium loss-of-coolant accident (MLOCA) was analysed by means of the system code RELAP5.
- The transient three dimensional temperature field in the RPV during 100 seconds of a MLOCA was analysed by means of unsteady RANS (URANS) simulations. The behaviour of the cold plumes at the inner wall of the RPV was evaluated.

- A three dimensional model of a reference RPV was created that allows to evaluate stress intensities for different scenarios (crack configurations, transients, material properties etc.).
- The 3D model was tested for various postulated single cracks as well as for multiple laminar cracks as observed in two Belgian RPVs by means of the extended finite element method (XFEM).
- The PFM code FAVOR was successfully applied to study the conditional probabilities of crack initiation and failure of a reference RPV with postulated cracks, subjected to PTS loads.
- Quantitative analyses of the warm prestressing effect (WPS) by using the Chell and Wallin models were performed.
- A local approach ( $\sigma^* - A^*$ ) was employed for advanced fracture mechanics calculations in the ductile-to-brittle transition (DBT) zone. Constraint effects at the crack front were considered by T- and Q-stress calculations.
- The chain of simulations (RELAP5-CFD-FEM-FAVOR) for the assessment of RPVs subjected to PTS load was tested.
- Valuable knowledge and expertise in the involved disciplines were acquired within the project.

## 1. Introduction

The RPV, as one of the most important safety barriers of light water reactors, is exposed to neutron irradiation at elevated temperatures, which results in material dependent embrittlement of the RPV steel. The resulting decrease of the fracture toughness raises the probability of brittle failure in case of e.g. a PTS. Sufficient margins against brittle failure have thus to be assured during the whole anticipated lifetime of a RPV by applying state-of-the-art procedures. While in the U.S. probabilistic safety assessments are state of the art, in Europe such assessments are still predominantly based on deterministic methods.

Within the research project PISA-II we explore the application of probabilistic methods for the integrity assessment of RPVs subjected to a PTS [1–4] and compare them with deterministic ones. In this interdisciplinary project load transients based on certain scenarios are studied with the system code RELAP5, followed by CFD simulations. The results from the latter are then used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element calculations. Cracks of different sizes, shapes and orientations are postulated at the most critical locations of the reference RPV and PFM calculations are performed in order to evaluate probabilities for crack initiation and failure of the RPV. For the evaluation of failure probabilities using the Monte Carlo (MC) method implemented in the FAVOR code, the governing parameters (e.g. crack geometry, material properties, transients etc.) are considered as random variables. 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 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.

## 2. Project goals for 2013

The project consists of four Sub-Projects (SP) having specific goals.

### 2.1. SP 1: Refined probabilistic PTS-analysis for a reference RPV (30%)

- Further development and application of the methodology for probabilistic assessment of RPVs and application to a reference case RPV under PTS load.
- Assessment based on realistic crack distributions from nondestructive testing (NDT) databases.
- Quantitative evaluation of WPS effects by using the Chell and Wallin models.

### 2.2. SP 2: Study of transients with RELAP5 and FLUENT (20%)

- Preparation and application of models for the evaluation of critical PTS-transients.
- CFD calculation of the transient temperature field in the RPV subjected to PTS loads.

### 2.3. SP 3: 3D deterministic fracture mechanics calculations (30%)

- Three dimensional modeling of a reference RPV and evaluation of stress intensities by extended finite element method (XFEM) with ABAQUS.
- Transient 3D calculations based on temperature distributions calculated by CFD codes.

### 2.4. SP 4: Investigation of modern fracture mechanics methods (20%)

- Analysis of constraints at the crack tip by calculating the T- and Q-stress.
- Application of local approaches to fracture (LAF) in the DBT region.

### 3. Work carried out and results obtained

#### 3.1. SP 1: Refined probabilistic RPV-PTS-analysis based on realistic crack distributions

The crack databases from the decommissioned plants PVRUF and Shoreham in the U.S. [5] are used to generate crack properties distribution functions for the probabilistic integrity analysis of the reference RPV subjected to two PTS transients with the FAVOR code [6]. These databases were created from NDT during manufacturing, pre-operational or in-service inspections and from destructive investigations after decommissioning. The main random variables used in our calculations are the number, depths and lengths of cracks. The relevant parameters of Poisson or exponential distribution are also assumed as random variables following Gamma distribution by a Bayesian method. For embedded cracks the position of cracks in the RPV is uniformly distributed along the RPV wall thickness. Specifically, surface cracks are positioned in the cladding and are assumed to be only circumferential, i.e. oriented in the welding direction of the cladding. The surface cracks are semi-elliptical and embedded cracks are assumed to have an elliptical shape. Embedded cracks in the welding are assumed only to be circumferential, due to the welding technology. 50% of embedded cracks in the ring material are assumed to be circumferential and the other 50% are assumed to be axial. The two transients SLOCA (corresponding to a hot leg break with areas of 3 cm<sup>2</sup>) and MLOCA (corresponding to a hot leg break with area of 70 cm<sup>2</sup>) as well as the RPV considered in this paper are the same as those in [2–4].

##### 3.1.1. Input data for the probabilistic analysis

Only the beltline region of the vessel, shown in Fig. 1, which is composed of two rings and a welding region is considered in this analysis. The base material of the reference RPV is similar to steel A533B. The yield stress and tensile strength of the base material at room temperature are 449 MPa and 587 MPa, respectively. Submerged arc welding (SAW) is applied for the manufacturing of the analyzed RPV. For the crack simulations a weld bead depth of 5 mm for the Shoreham vessel and 6.5 mm for the PVRUF vessel is assumed [5]. The surface and embedded cracks assumed in the base material of the RPV are based on the crack distribution of the PVRUF vessel, whereas the embedded cracks assumed in the welding region are based on those observed in the Shoreham vessel in order to be conservative.

The Vflaw code is used to generate a crack distribution file according to the procedure described above. The truncation of crack depth is 25 mm for SAW, which means that beyond 25 mm the crack probability are set to zero.  $RT_{NDT}$  is used for the analysis and  $\Delta RT_{NDT} (\Delta T_{41})$  is calculated as the shift temperature of  $RT_{NDT}$ . In the probabilistic analysis, the aforementioned crack distributions are assumed in this RPV and the other random variables are  $\Delta RT_{NDT}$ ,  $K_{IC}$  and  $K_{Ia}$ . Note that an  $RT_{NDT0}$  of  $-1$  °C is used, which is a conservative assumption.

##### 3.1.2. Crack initiation and failure probabilities

The conditional crack initiation and failure probabilities for the MLOCA and SLOCA calculated are shown in Fig. 2. Crack initiation and failure probabilities generally increase with the neutron fluence. Fig. 2 (a) and Fig. 2 (b) show that the failure

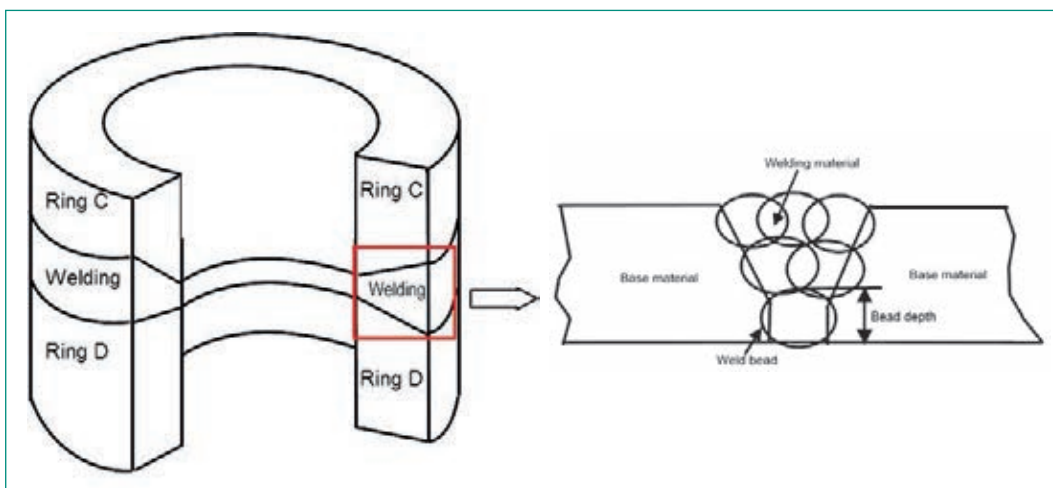
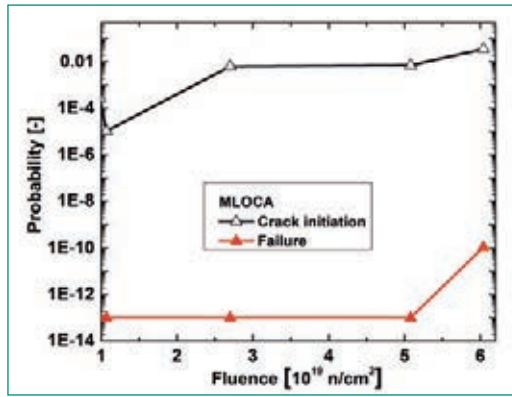
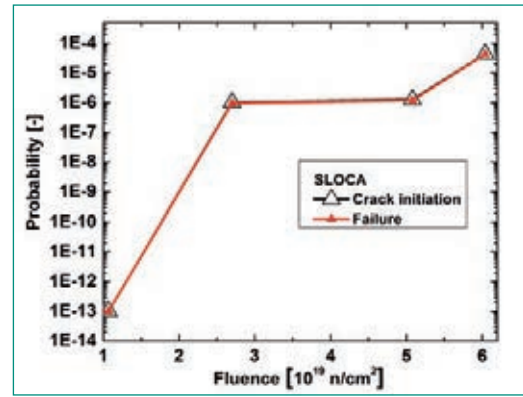


Figure 1: Beltline region of the studied RPV.

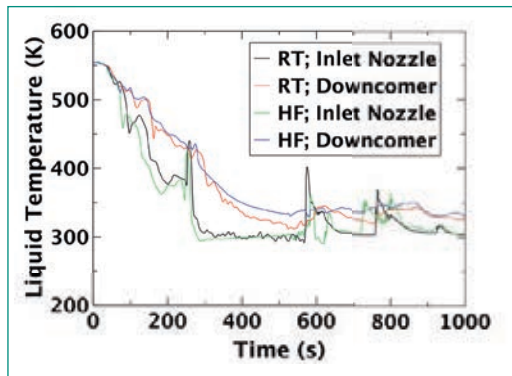
**Figure 2a (left):**  
Conditional crack initiation and failure probability by considering the WPS effect subjected to the MLOCA.



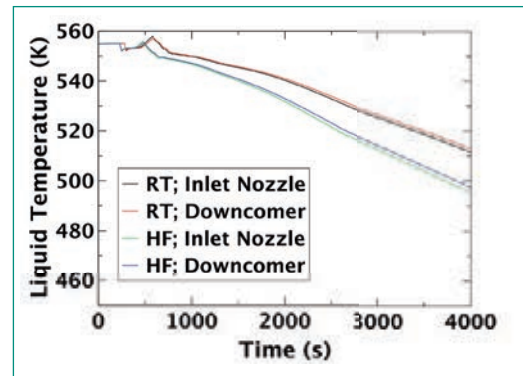
**Figure 2b (right):**  
Conditional crack initiation and failure probability by considering the WPS effect subjected to the SLOCA.



**Figure 3 (left):**  
Effect of critical flow model (HF; RT) on fluid temperature for the MLOCA.



**Figure 4 (right):**  
Effect of critical flow model (HF; RT) on fluid temperature for the SLOCA.



probability of the RPV subjected to the SLOCA is higher than that subjected to the MLOCA. This is due to the fact that the failure probability is a function of  $K_I$ ,  $K_{Ic}$  and  $K_{Ia}$ . Once a crack initiates, it may propagate or be arrested at a certain location. From Fig. 2 (b), it is seen that the probability for crack initiation is almost the same as the failure probability (for the same crack) during the SLOCA transient. It means that in this case, once crack initiation occurs, it will lead to final failure rather than being arrested.

The total cumulative failure frequency considering several transients is determined from the summation of the products of the individual transient occurrence frequency and the corresponding conditional vessel failure probability is

$$\Phi(F) = \sum \phi(E)_i P(F|E)_i, \quad (1)$$

where  $\phi(E)_i$  is the plant specific occurrence frequency of the  $i^{\text{th}}$  ( $i=1, 2$  in this study) transient,  $P(F|E)_i$  is the conditional failure probability of vessel due to the  $i^{\text{th}}$  transient.

Realistic occurrence frequencies for the MLOCA and SLOCA have to be evaluated e.g. by RELAP calculations. Note that the large loss-of-coolant accident (LLOCA) is neglected in this study due to the fact that its occurrence frequency is very low compared with those of the other transients and

thus has a negligible impact on the total failure frequency of the RPV. If the total failure frequency is less than  $1 \times 10^{-6}$ /year, it fulfills the new acceptance criterion (less than  $1 \times 10^{-6}$ /year) for RPVs, according to RG 1.154 [7] and therefore the reference RPV is regarded as safe concerning the MLOCA and SLOCA transients.

In [4], a probabilistic analysis of the same reference RPV was performed by considering an axial crack with the depth of 17 mm and the aspect ratio (crack length/crack depth) of 6. The conditional failure probability of the RPV for a neutron fluence of  $6 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> subjected to the MLOCA and SLOCA transients are  $2.63 \times 10^{-5}$  and  $0 (< 10^{-13})$ , respectively. Our new results based on the NDT data are  $4.79 \times 10^{-10}$  and  $2.38 \times 10^{-5}$  respectively. This could result (depending on the specific occurrence frequencies) in a total failure frequency which may be higher than that calculated by considering the above mentioned crack size [4]. This would mean that using the NDT database is a more conservative approach. Note that the WPS effect was taken into account.

## 3.2. SP 2: Study of transients with RELAP5 and FLUENT

### 3.2.1. Transient study with RELAP5

The pressure and thermal load transients critical to PTS were studied with the system code RELAP5. Modifications were made to the RELAP5 input deck (originally used for LOCA analysis) to simulate the transients resulting in large stresses in the RPV inlet nozzle and the RPV at the height of the core. According to previous investigations these transients are hot leg breaks with areas of 3 cm<sup>2</sup> (SLOCA) and 70 cm<sup>2</sup> (MLOCA), respectively. Uncertainties related to input parameters and modelling approaches have been identified and the effect of the uncertainties on PTS will be captured by parametric studies. A preliminary parametric analysis shows the effect of varying the critical flow model at the break on the RELAP5 output parameters pertinent to PTS. The RELAP5 output parameters that provide the important boundary conditions for the CFD calculation are void distributions and pressure in the reactor coolant system (RCS), temperatures in the cold legs and downcomer, safety injection mass flow rates and temperatures, and RCS mass flow rates. The initial parametric results in Fig. 3 show that the effect of the critical flow model on the fluid temperatures in the RPV inlet nozzle and downcomer for the MLOCA is insignificant. However, as seen in Fig. 4, the Henry-Fauske critical flow model results in lower temperatures for the SLOCA. This information is used to determine a conservative worst case scenario for the SLOCA (with the Henry-Fauske [HF] critical flow model) and an optimistic best case scenario (with the Ransom-Trapp [RT] critical flow model). Further sensitivity studies of other RELAP5 model uncertainties and assumptions will define the final conservative and optimistic transient scenarios.

### 3.2.2. CFD Analysis of a MLOCA for a reference RPV

CFD analysis is performed for a reference RPV configuration taken from a two-loop pressurized water reactor design. A MLOCA is assumed and the initial and boundary conditions for CFD calculations are extracted from RELAP5 analysis and are summarized in Table 1. The most severe conditions for PTS take place when the cold emergency cooling circuit (ECC) water is injected in the cold legs. The simulations are performed for 100 s after the ECC water injection using a numerical grid of 5 M points for the fluid and solid walls with higher grid refinement in the cold legs and in the downcomer.

The calculations are performed using the SST- $\omega$  turbulent model in Ansys FLUENT 14.5 solver.

A snapshot of the streamlines in Fig. 5 shows highly three-dimensional flow pattern in the downcomer with large scale mixing on the circumferential areas and formation of temperature interfaces at the nozzles. Large temperature differences are predicted at the connection rings with larger values in loop B of about 200 °C as shown in Fig. 6. The results show also oscillating behavior of the temperature interface and the cold plume in the downcomer. Simulation results are interpolated to the fracture mechanics mesh with a time pace of 0.25 s.

## 3.3. SP 3: Three dimensional deterministic fracture mechanics calculations

### 3.3.1. Finite element modeling

Modeling a cracked reference RPV with 3D finite elements (FEs) is a difficult and time consuming task.

	Loop A	Loop B
Accumulator, m <sup>3</sup> [kg/s]	0	200
SIP, m <sup>3</sup> [kg/s]	80	80
Accumulator, T [K]	283	283
SIP, T [K]	303	303
Cold leg, m <sup>3</sup> [kg/s]	0	0
Initial pressure [bar]	69	
Initial temperature [K]	558	
Void fraction [-]	0	

Table 1: Initial and boundary conditions.

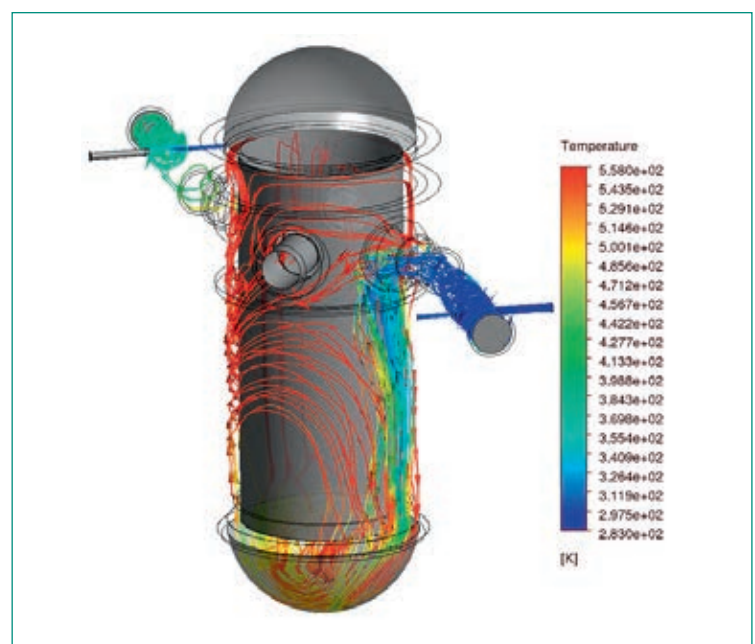


Figure 5: Streamlines at time  $t = 14$  s.



Figure 6:  
Temperature evolution  
at selected locations.

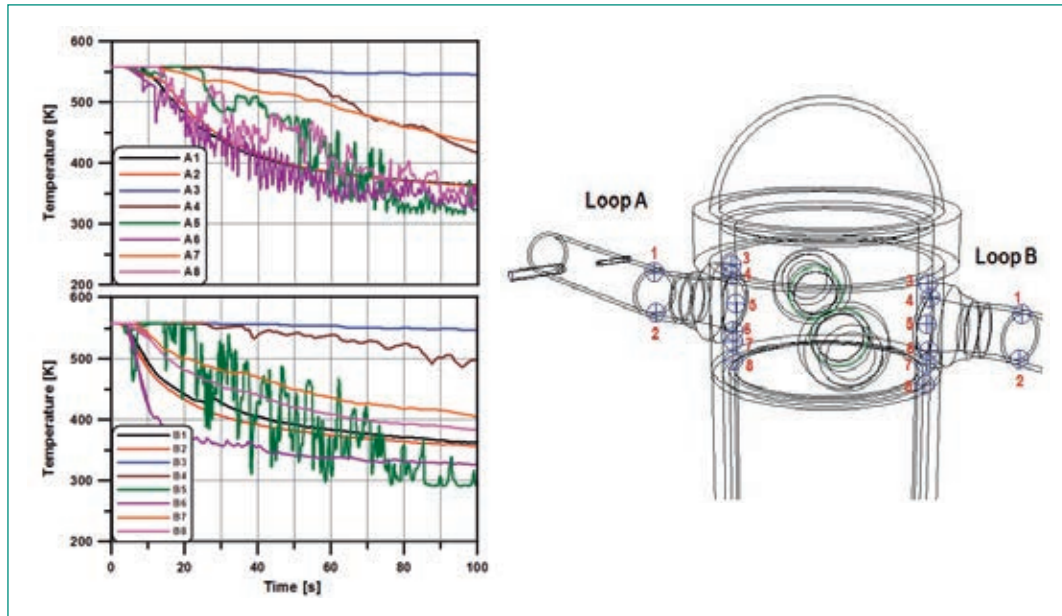


Figure 7 (left):  
The four defect loca-  
tion and orientation  
used for testing the  
method.

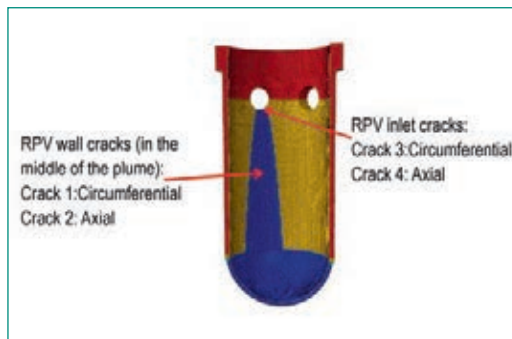


Figure 8 (right):  
Calculated SIFs for  
four different cracks.

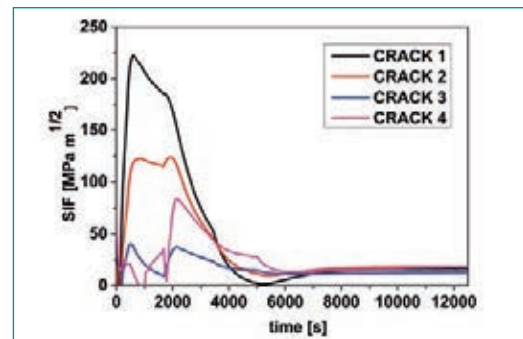
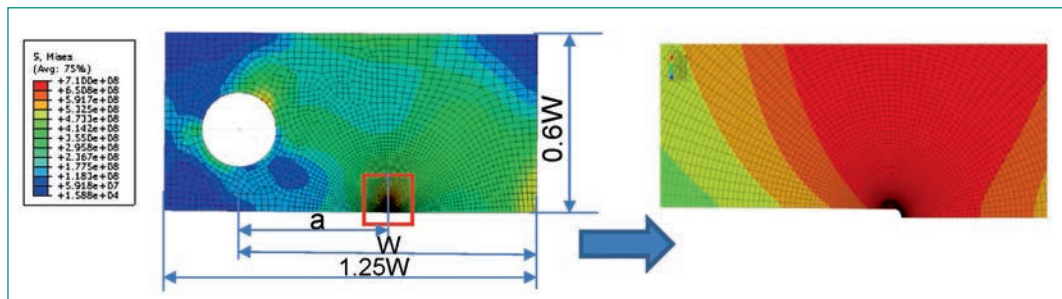


Figure 9:  
Von Mises stresses in a  
2D FE model of a CT  
specimen and the de-  
tail of crack tip.



To simplify the modeling we choose the XFEM which was recently implemented in the commercial FE code ABAQUS. The XFEM relies on enhancing the finite element approximation space with enrichment functions that are able to reproduce the behavior of the near crack displacement fields almost independently of the mesh topology, which allows the effective assessment of complicated cracks and geometries. However, as it still relies on a FE mesh discretization, its accuracy and performance is affected by the element size and mesh quality, hence for a correct analysis still some effort has to be applied in the refinement and mesh topology. In our application of the XFEM to the fracture mechanics analysis of a cracked RPV subjected to a

MLOCA transient, we use a simple FE model with elements just fine enough for a correct description of the RPV geometry. A simple model that allows testing which crack location and configuration implies the highest risk for crack initiation. Four cases have been tested, a penny shape like circumferential and an axial crack with radius of 37.5 mm postulated in the plume affected area and in the inlet as shown in Fig 7. The stress intensity factor (SIF) for the deepest point of each crack versus transient time is shown in Fig. 8. The maximum SIF is reached for crack 1. This first step will be followed with a more detailed analysis of the critical crack locations by applying the well-known sub-modeling technique.

### 3.4. SP 4: Investigation of modern fracture mechanics methods

#### 3.4.1. Modeling of K-T curve with the $\sigma^*$ - $A^*$ model

In this part, a local approach to fracture, i.e. the  $\sigma^*$ - $A^*$  model, is used to model the micro mechanical behavior of cleavage fracture for the RPV material. In particular the effects of  $\sigma^*$  and  $A^*$  on the shape of the toughness-temperature curve is simulated by means of a 2D compact tension (CT) specimen. The  $\sigma^*$ - $A^*$  model is based on the following two hypotheses: (1) brittle fracture is triggered when a critical area  $A^*$  of material encompasses a critical stress  $\sigma^*$ , and (2) the critical values  $\sigma^*$  and  $A^*$  are temperature independent material properties. The critical stress  $\sigma^*$  is defined as the ultimate maximum principal stress  $\sigma_1$  [8, 9]. The stressed area  $A^*$  is defined as the area of material where the maximum principal stress,  $\sigma_1$ , is higher than  $\sigma^*$  ( $\sigma_1 > \sigma^*$ ). The subsized (0.18T) CT specimens having a width  $W$  of 9 mm and the crack depth to specimen width  $W$  ratio ( $a/W$ ) of 0.5 are modeled, as shown in Fig. 9. The temperature-independent elastic modulus and Poisson's ratio are assumed to be 206 GPa and 0.3, respectively. The plastic behavior of the material at different temperatures is correspondent to that in [3].

Figure 10 presents the  $A^*$ - $K_J$  relation as a function of  $\sigma^*$  at  $T = -40^\circ\text{C}$ . Note that  $-40^\circ\text{C}$  lies in the DBT region. It is seen that for the same critical stress  $\sigma^*$ , the stressed area  $A^*$  increases with  $K_J$ . This is because the higher applied SIF leads to a larger stressed area  $A^*$ . For a certain  $K_J$ ,  $A^*$  decreases with  $\sigma^*$ , which is an effect of the increased material strength, less stressed area  $A^*$  is needed to fracture it.

The effect of  $\sigma^*$  and  $A^*$  on the shape of the  $K_J$ - $T$  curves are shown in Fig. 11. Four  $K_J$ - $T$  curves are plotted by selecting  $\sigma^* = 1800/1900$  MPa and  $A^* = 300/3000 \mu\text{m}^2$ . By comparing the same color curves it is seen that for a given  $A^*$ , the increase of  $\sigma^*$  makes the curve rise faster with the temperature. An increase of  $A^*$  yields a more significant increase of fracture toughness than that of  $\sigma^*$  while the shape of the  $K_J$ - $T$  curve is only slightly affected. This implies that material toughness could be significantly increased due to the less stressed areas  $A^*$ , i.e. loss of constraint. Note that several sets of ( $\sigma^*$ - $A^*$ ) values can be used to model the experimental  $K_{Jc}$ - $T$  curve [8, 9].

The experimental  $K_{Jc}$ - $T$  curve is calibrated by 4 different pairs of ( $\sigma^*$ - $A^*$ ) shown in Fig. 12. It is found

that in order to model the lower bound of the  $K_{Jc}$ - $T$  curve, the critical stress is constant for each pair, and equal to 1700 MPa while the critical area  $A^*$  is  $1250 \pm 250 \mu\text{m}^2$ . It is shown that the model predicts the very weak temperature dependence on the lower shelf of fracture toughness which is consistent with the results in [8, 9].

## 4. National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project. Exchange of information

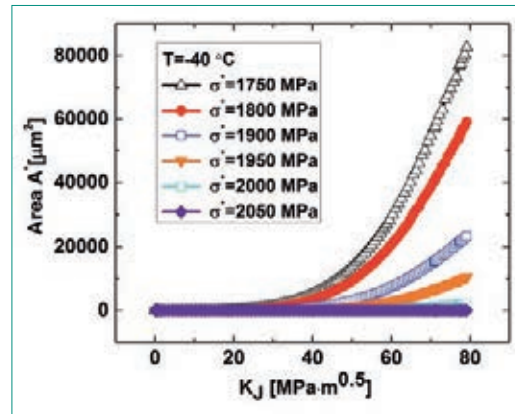


Figure 10:  $A^*$  vs.  $K_J$  for different principal stresses  $\sigma^*$  at  $T = -40^\circ\text{C}$ .

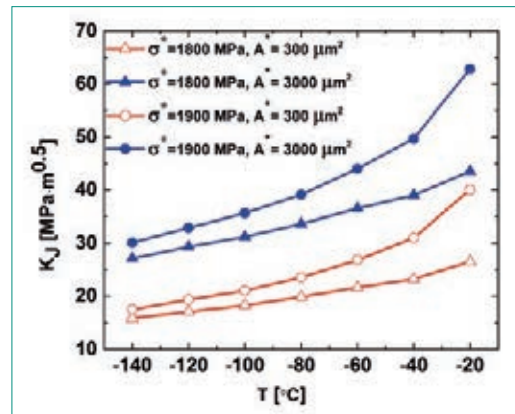


Figure 11:  $K_J$  vs.  $T$  for different  $\sigma^*$  and  $A^*$ .

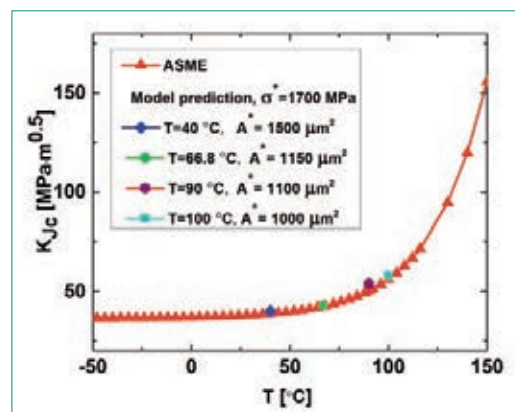


Figure 12: Reconstruction of the lower bound of  $K_{Jc}$  vs.  $T$  with different  $\sigma^*$  and  $A^*$ .

with the power utility representatives also takes place within the annual meetings of the steering committee «Begleitgruppe Material» of the swiss-nuclear Plant Life Management (PLiM) project.

## 5. International Cooperation

In the frame of the PISA project we are represented in the International Group of Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association) and in the European Technical Safety Organisations Network (ETSON).

## 6. Assessment of 2013 and Perspectives for 2014

### 6.1. Assessment of 2013

The project goals for the project year 2013 are fully achieved. RELAP5 calculations for the SLOCA and MLOCA yield the mass flow needed in the CFD calculation. Extensive URANS calculations for a MLOCA result in the transient temperature distribution inside the walls of the RPV for 100 second real time. These temperatures were transferred into the 3D FEM model for the calculation of time and location dependent stresses in the RPV. A test run for one second real time was successful.

A 3D FEM model of the reference RPV was created and methods for the efficient modeling of different cracks at arbitrarily locations were evaluated.

The probabilistic integrity analysis of an reference RPV subjected to two PTS transients based on the crack database of the US RPVs Shoreham and PVRUF result in more realistic probabilities for crack initiation and RPV failure than in analyses in which fixed crack size of twice the NDT detection limit are assumed. The calculated total failure frequency based on the NDT data may be (dependent on the specific occurrence frequency) higher than that based on crack assumption.

Quantifying the constraint effect with the T- and Q-stress increases the safety margin of the RPV, while the corresponding conservatism of the result is decreased.

The fracture toughness as function of temperature in the DBT regime was calculated by applying a local approach to fracture ( $\sigma^*$ -A\*). Also the WPS effect could be considered with this approach.

Considering the WPS effect reduces the failure probability and increases the safety margin of the RPV.

### 6.2. Perspectives for 2014

In 2014 further transients will be calculated with RELAP5, followed by CFD simulations. This allows the evaluation of critical locations for cracks by means of the XFEM. More precise FE-calculations of stress intensity factors will be performed by considering 3D effects and the non-uniform temperature profile which is generated by cold water plumes. The uncertainties of the calculations will be evaluated and used in the probabilistic study. Local approaches to fracture will be applied for calculating fracture toughness and crack initiation.

## 7. Publications

G. Qian, M. Niffenegger, Procedures, methods and computer codes for the probabilistic assessment of reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shocks, Nuclear Engineering and Design, Vol. 258 (2013) 35–50.

G. Qian, M. Niffenegger, W. Zhou, S. Li, Effect of correlated input parameters on the failure probability of pipelines with corrosion defects by using FITNET FFS procedure, International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol. 105–106 (2013) 19–27.

G. Qian, M. Niffenegger, D. Karanki, S. Li. Probabilistic leak-before-break analysis with correlated input parameters, Nuclear Engineering and Design, Vol. 254 (2013) 266–71.

G. Qian, M. Niffenegger, Integrity analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by considering constraint effect, Engineering Fracture Mechanics, Vol. 112–113 (2013) 14–25.

G. Qian, M. Niffenegger, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. Proceedings of ASME PVP (2013), 2013-98161.

## 8. Conferences and Seminars

ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Conference – PVP2013.14–18 July, Paris, France, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel

subjected to pressurized thermal shocks, G. Qian and M. Niffenegger.

PERFORM60 Project, 2nd Training Session, 15–19 April, EDF R&D-MAI, Les Renardières, in Moret-sur-Loing-Ecuellen, France.

NUGENIA network meeting, March 18–20, 2013, Budapest, Hungary.

M. NIFFENEGGER, «Improved thermoelectric diagnostics of material embrittlement», IGRDM-17 Specialist's meeting, 19–24 May, 2013, Les Embiez, France.

V. F. GONZÁLEZ ALBUIXECH, G. QIAN. M. NIFFENEGGER, «XFEM applications for integrity analysis of Reactor Pressure Vessels cracked walls», 2nd International Workshop on Physics-Based Modeling of Material Properties and Experimental Observations with special focus on Fracture and Damage Mechanics, 15–17 May, 2013, Antalya, Turkey.

## 9. References

- [1] M. Niffenegger, H.P. Seifert, G. Qian, Projektantrag PISA-II zu Handen des ENSI, AN-46-12-01, 12.3.2012.
- [2] ENSI Research Report 2010.
- [3] ENSI Research Report 2011.
- [4] ENSI Research Report 2012.
- [5] F.A. Simonen, S.R. Doctor, G.J. Schuster, P.G. Heasler, 2004. A generalized procedure for generating flaw-related inputs for the FAVOR code. NUREG/CR-6817.
- [6] P.T. Williams, T.L. Dickson, S. Yin, 2004. Fracture analysis of vessels-Oak Ridge FAVOR, v 04.1, computer code: theory and implementation of algorithms, methods, and correlations. NUREG/CR -6854.
- [7] U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987. Regulatory Guide 1.154, Format and content of plant-specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactors.
- [8] R. Bonadé, P. Mueller, P. Spätig, 2008. Fracture toughness behavior in the ductile–brittle transition region of the tempered martensitic Eurofer97 steel: Experiments and modeling. Engineering Fracture Mechanics 75, 3985–4000.
- [9] P. Mueller, P. Spätig, 2009. 3D Finite element and experimental study of the size requirements for measuring toughness on tempered martensitic steels. Journal of Nuclear Materials. 389, 377-84.





# IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff, J. Marti, F. Martinez, F. Riesner, J. Rodriguez, C. Schneeberger, M. Stadler, F. Stangenberg, R. Zinn
Beauftragte Institution	Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH in Zusammenarbeit mit Basler & Hofmann und Principia Ingenieros Consultores
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 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. Das Projekt wurde im Erfahrungs- und Forschungsbericht des Vorjahres bereits vorgestellt, daher konzentriert sich der vorliegende Bericht auf ausgewählte Arbeiten des Jahres 2013. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Basler & Hofmann (B&H), Principia und Stangenberg und Partner (SPI) an diesem Projekt.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2013 vier Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt,

und zwar ein Versuch zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), zwei Versuche zum Studium des Biegetragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Flexural tests, F-Series) und ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (combined bending and punching tests, X-Series). Das Jahr 2013 stand ausserdem im Zeichen der Planung der Versuche zur Erschütterungweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series).

Im vorliegenden Bericht werden der 2013 durchgeführte kombinierte Biege-/Durchstanzversuch X3 und der geplante Versuch V1 zur Erschütterungweiterleitung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen vorgestellt.

## 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 Test X3

Die Versuche werden im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Abbildung 1 zeigt den Versuchsaufbau für den kombinierten Biege-/Durchstanztest X3 mit der in einem Stahlrahmen gelagerten Stahlbetonplatte und den im Hintergrund erkennbaren «Backpipes», die die horizontale Abstützung bilden. Abbildung 2 zeigt das in diesem Test verwendete Profil, das mit einer Wandstärke von 6,35 mm noch als «Weichgeschoss» (Projektil stark deformierbar im Vergleich zur getroffenen Wand) angesehen werden kann; die Projektilmasse betrug 50 kg, die Aufprallgeschwindigkeit 140 m/s.

### Simulation des Tests X3 mit ABAQUS

Die Simulation des Tests X3 mit dem Programm ABAQUS [1] erfolgte durch Principia. Der Beton wurde hierbei auf Volumenelemente mit der Möglichkeit von Erosion von Elementen, der Bewehrungsstahl auf Stabelemente abgebildet, vgl. [2]. Das Projektil wurde auf Schalenelemente abgebildet und mit dem Plattenmodell gekoppelt; das Kontaktproblem wurde auf Basis der Anfangsgeschwindigkeit des Projektils gelöst. Aus Symmetriegründen konnte sich die Abbildung auf  $\frac{1}{4}$  der



Abbildung 1: Versuchsaufbau für Test X3.

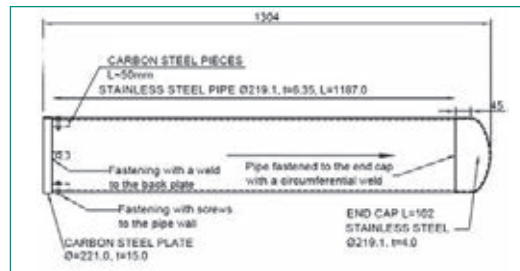


Abbildung 2: Projekttil für Test X3.

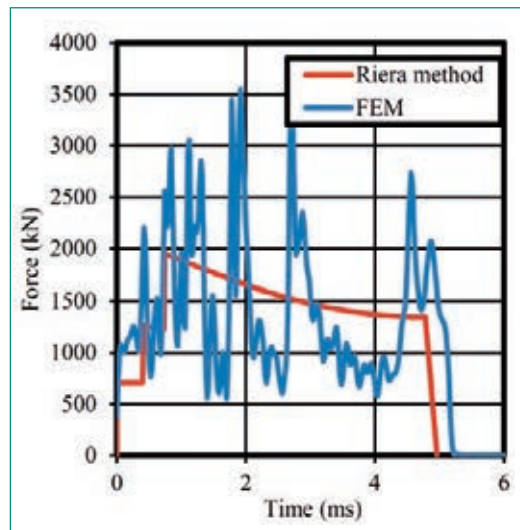


Abbildung 3: Lastfunktionen-Test X3.



Abbildung 4: Deformiertes Projektil nach Versuch X3 (oben) und aus ABAQUS-Vorbereitung (unten).

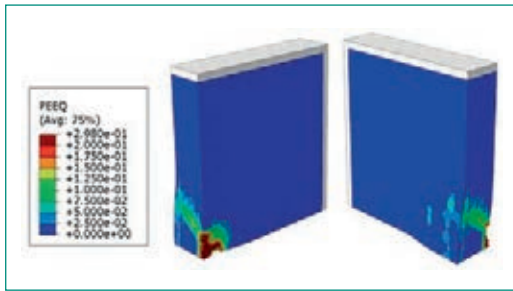


Abbildung 5: Bruchdehnungen (-).

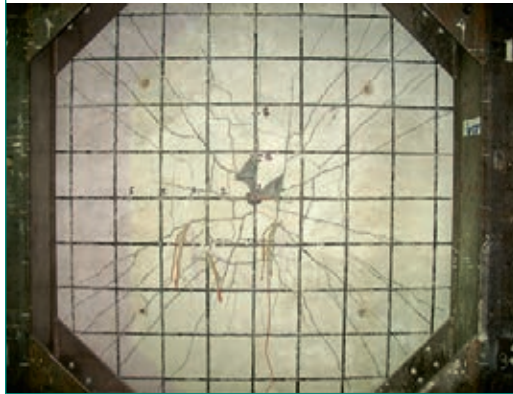
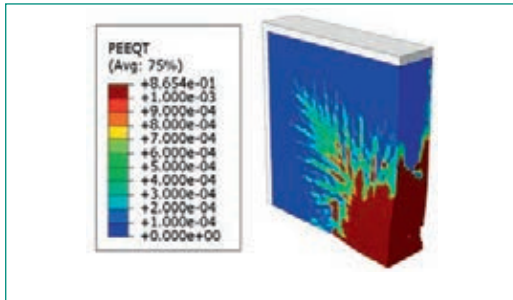


Abbildung 6: Äquivalente Zugdehnungen und Vergleich mit gerissenen Zonen auf Plattenrückseite.

Struktur beschränken; die Gesamtzahl der Elemente beträgt etwa 150.000.

In einer Vorberechnung wurde die zu erwartende Lastzeit-Funktion aus dem Projektilanprall auf eine starre Wand ermittelt; Abbildung 3 zeigt die sich ergebende Last im Vergleich zu einer aus dem Riera-Modell [3] abgeleiteten Lastfunktion. Aus der FEM (Finite-Elemente-Methode)-Vorberechnung ergaben sich vier Faltungen des Projektils, die sich mit dem später durchgeführten Versuch in Übereinstimmung befinden, vgl. Abbildung 4.

Von den Ergebnissen der ABAQUS-Simulation werden in Abbildung 5 Bruchdehnungen zum Zeitpunkt 20 ms gezeigt; zum gleichen Zeitpunkt ergaben sich die in Abbildung 6 dargestellten äquivalenten Zugdehnungen, wobei die braun dargestellten Bereiche Werte über 0,001 bezeichnen. Es ist daraus erkennbar, dass ein Zustand nahe unterhalb einer Perforation der Platte erreicht wurde. In Abbildung 7 sind äquivalente plastische Dehnungen in Bewehrungsstäben dargestellt. Schliess-

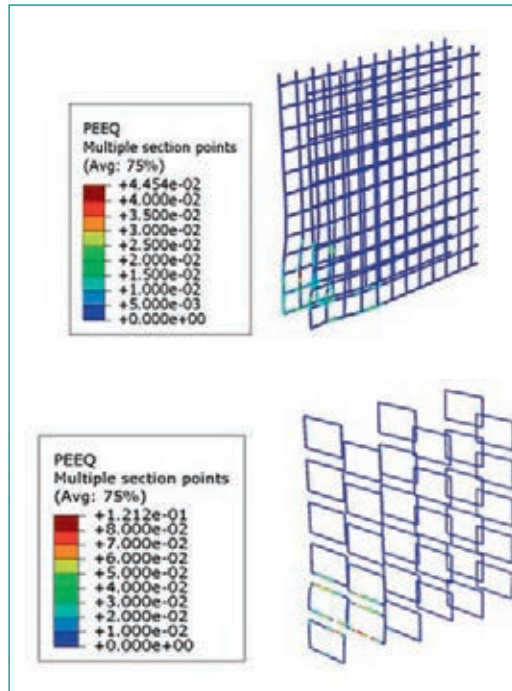


Abbildung 7: Äquivalente Dehnungen in Bewehrungsstäben.

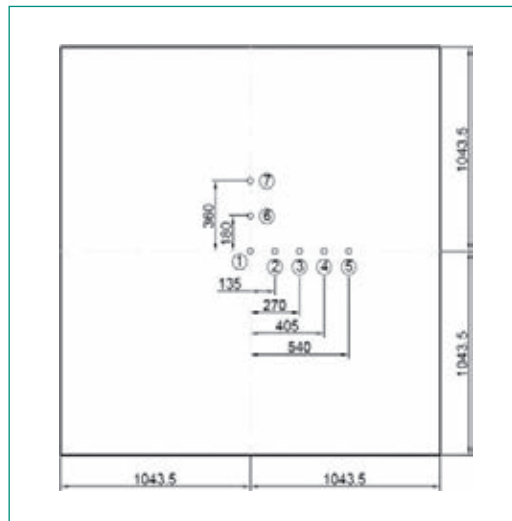


Abbildung 8: Verschiebungsmessgeber.

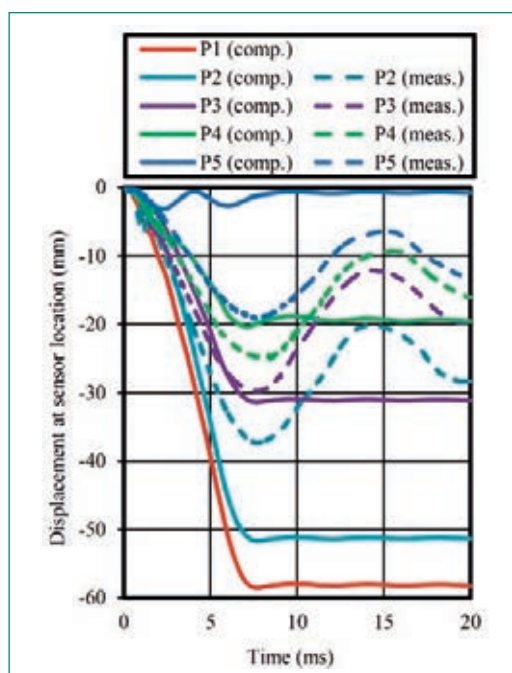


Abbildung 9: Berechnete und gemessene Verschiebungen.

Tabelle 1  
IMPACT III, Daten  
des Versuches X3.

	Blinde Vorberechnung	Test X3
<b>Beton</b>		
Druckfestigkeit $f_c$ [MPa]	44.1	46.6
Zugfestigkeit $f_{ct}$ [MPa]	2.98	3.09
E-Modul $E_c$ [MPa]	26,341	27,989
<b>Bewehrungsstahl (Biegebewehrung/Bügel)</b>		
Streckgrenze $R_{eH}$ [MPa]	536.7	559/629
Zugfestigkeit $R_m$ [MPa]	629	644.3/702
Gleichmassdehnung $A_{gt}$ [%]	11.2	11.2/5.83
Biegebewehrung ( $\varnothing 10$ , $s = 90$ mm e.w.e.f.), [cm <sup>2</sup> /m]	8.73	8.73
Schubbewehrung (geschlossene Bügel $\varnothing 6$ mm) [cm <sup>2</sup> /m <sup>2</sup> ]	17.45	17.45

Abbildung 10 (links):  
Verschiebungen in  
Plattenmitte.

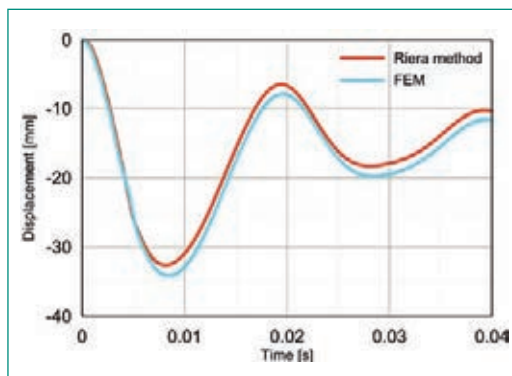


Abbildung 11 (rechts):  
Vergleich der Antwort-  
spektren  $D = 5\%$  der  
Lastfunktionen.

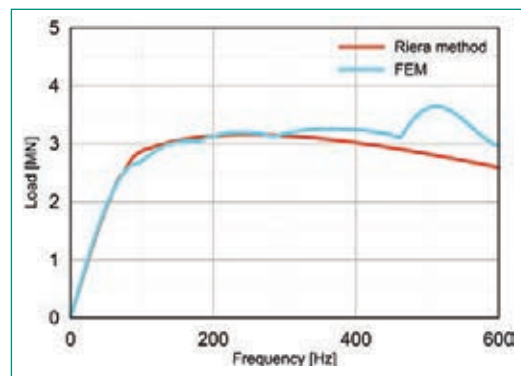


Abbildung 12 (links):  
Einfluss des Stanz-  
winkels auf die  
Verschiebungen,  
Schnitt über Platte  
zum Zeitpunkt der ma-  
ximalen Verschiebung.

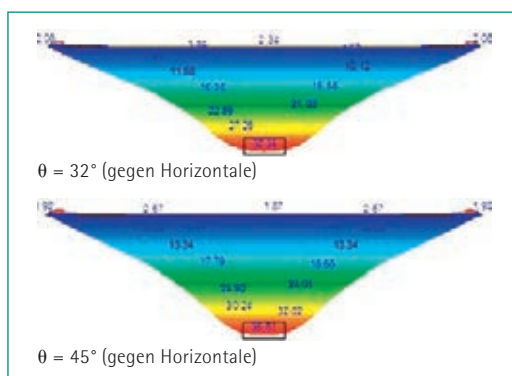
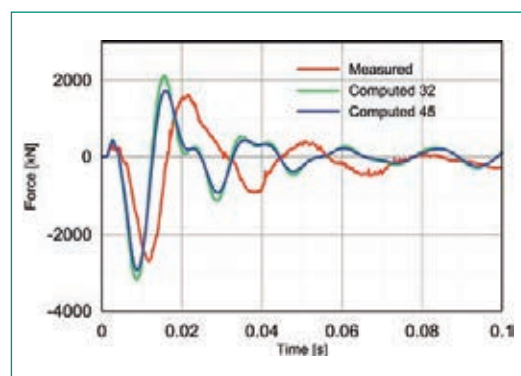


Abbildung 13 (rechts):  
Gemessene  
und berechnete  
Auflagerkräfte.



lich werden Verschiebungen an der Rückseite der getroffenen Platte angegeben, siehe Lage der Messgeber in Abbildung 8 und Zeitverläufe gemessener und berechneter Verschiebungen in Abbildung 9 (der Messgeber P1 ist im Versuch ausgefallen). Die höhere Dämpfung der berechneten Verschiebungen im Ausschwingbereich führt Principia darauf zurück, dass das Berechnungsmodell nicht die Stahlrahmen und die Backupipes umfasst.

#### Simulation des Tests X3 mit SOFiSTiK

Die Simulation des Tests X3 mit dem Programm SOFiSTiK [4] erfolgte durch SPI. Das Finite-Elemente-Modell ist im Grundsatz das gleiche wie das Modell der Tests X1 und X2 und wurde wie auch das Berechnungsverfahren bereits im Erfahrungs-

und Forschungsbericht 2012 vorgestellt, sodass sich die folgenden Darstellungen auf die in Tabelle 1 zusammengestellten Versuchsparameter und auf ausgewählte Vergleiche der blinden Vorberechnungen mit den Versuchsergebnissen konzentrieren können.

Abbildung 10 zeigt einen Vergleich der Verschiebungen in Plattenmitte für die beiden in Abbildung 3 dargestellten Lastzeitfunktionen. Trotz der starken Oszillationen der (wirklichkeitsnahen) FEM-Lastfunktion im Vergleich zur einfachen Lastfunktion aus dem Riera-Modell ergeben sich für beide Lastfunktionen fast die gleichen Ergebnisse; das liegt daran, dass sich die starken Oszillationen der Lastfunktion erst im höheren Frequenzbereich ab etwa 300 Hz auswirken, vgl. Abbildung 11, die



massgebende Plattenfrequenz jedoch bei 50 Hz liegt.

Ein weiterer Parameter der Berechnung ist der Stanzwinkel, der aufgrund der näherungsweisen Erfassung des nichtlinearen Querkraftverhaltens in SOFiSTiK vorabgeschätzt werden muss. Der Einfluss unserer Vorabschätzungen des Stanzwinkels 32° und 45° wird an den Beispielen der Verschiebungen über die Platte zum Zeitpunkt der maximalen Verschiebungen in Abbildung 12 und der Auflagerkräfte in Abbildung 13 demonstriert. Das Rissbild der nach dem Versuch zersägten Platte (Abbildung 14) bestätigt die Annahme des Stanzwinkels im o. g. Bereich.

Die nachfolgend dokumentierten Ergebnisse beziehen sich auf die Lastfunktion Riera und den Stanzwinkel 45°. Abbildung 15 zeigt gemessene und berechnete Verschiebungen, Abbildung 17 zeigt gemessene und berechnete Dehnungen des Bewehrungsstahls an den in Abbildung 16 gezeigten Orten. Es zeigt sich zwischen den Ergebnissen der blinden Vorausberechnungen und der Versuche insgesamt eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Interessant ist, dass die gemessenen Stahldehnungen am Ort B4 deutlich grösser als die berechneten sind, während Mess- und Rechenwerte an den Orten B3 und B5 in der Grössenordnung übereinstimmen. Wie man aus Abbildung 14 ableiten kann, liegt der Ort B4 offenbar genau in einem Riss, was wahrscheinlich die Erklärung für den vorstehenden Effekt ist.

### Versuchsplanung des Tests V1

Ziel der Testreihe V ist es, die Weiterleitung von Erschütterungen und die dabei auftretende Dämpfung von Stahlbetonstrukturen, die durch extreme Stossbelastungen im Anprallbereich nichtlinear beansprucht werden, zu ermitteln. Das Design des Testkörpers sowie Vorberechnungen zum ersten derartigen Test V1 wurden seitens ENSI im Berichtszeitraum durchgeführt. Die Struktur besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer Rückwand, seitlich sind Dreieckswände zur Stabilisierung von Vorderwand und Bodenplatte angeordnet, vgl. schematische Darstellungen in den Abbildungen 18 und 19. Die interessierenden induzierten Erschütterungen werden an der Rückwand ermittelt. Die Struktur ist horizontal am Ende der Bodenplatte zur Verhinderung eines Gleitens und vertikal an der Oberseite der Vorderwand zur Verhinderung eines Abhebens abgestützt. Eine Lagerung erfolgt auf Elastomerstreifen unter Vorder- und Rückwand

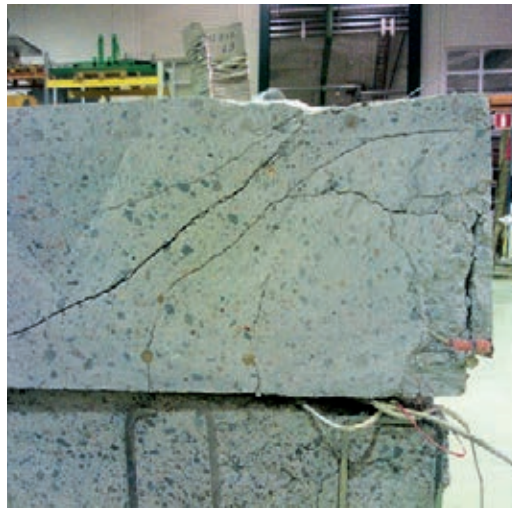


Abbildung 14:  
Vertikalschnitt der zersägten Platte.

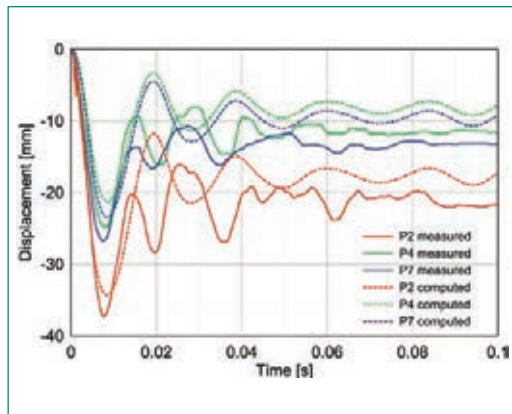


Abbildung 15:  
Gemessene und berechnete Verschiebungen.

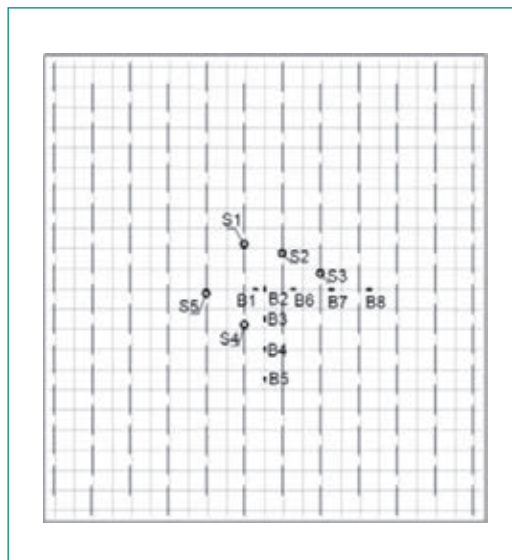


Abbildung 16:  
Messgeber für Stahldehnungen.

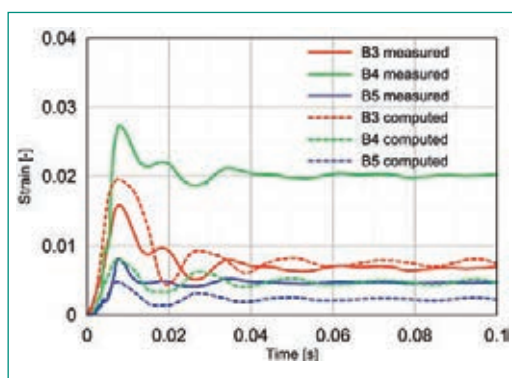


Abbildung 17:  
Gemessene und berechnete Stahldehnungen.



Abbildung 18 (links):  
Seitenansicht des  
Testkörpers für V1.

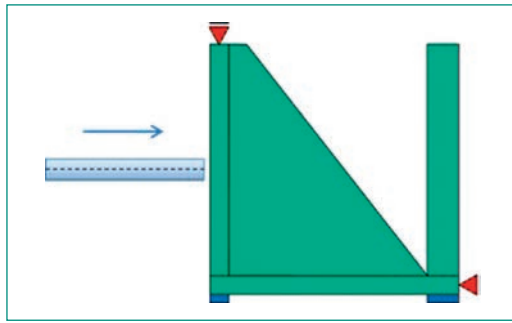


Abbildung 19 (rechts):  
Ansicht von oben des  
Testkörpers V1.

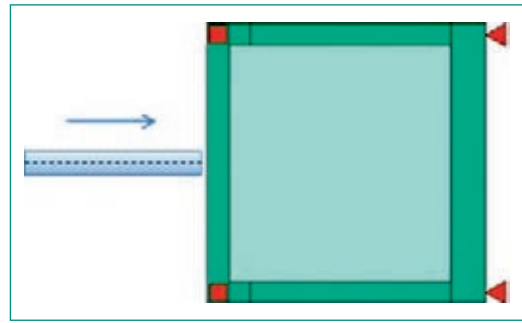


Abbildung 20 (links):  
FE Modell für Test V1.

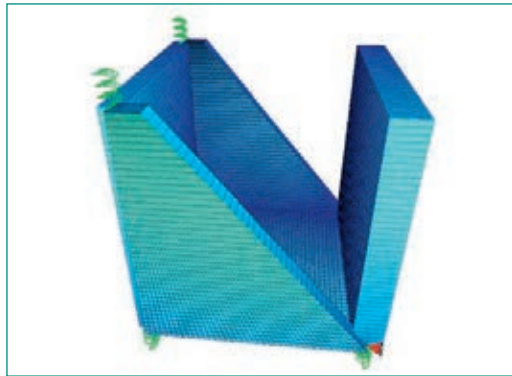
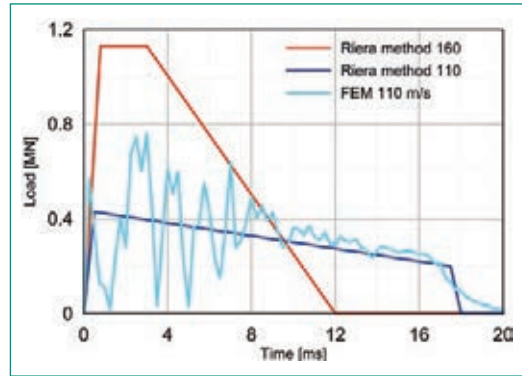


Abbildung 21 (rechts):  
Lastfunktionen-Test V1.



von 0,15 m und 0,25 m Breite entsprechend der Wandstärken dieser beiden Wände.

Es sind eine Betongüte C40/50 und ein Bewehrungsstahl S500 vorgesehen; die Grundbewehrung beträgt  $\varnothing$  6 mm c/c 50 mm mit Zulagen in den Eckbereichen, Bügel sind lediglich im Bereich der Lasteinleitung erforderlich. Die dynamischen Analysen erfolgen mit dem Programm SOFiStiK, wobei die Betonstruktur auf Schalelemente und die Lagerungen auf Federelemente abgebildet sind, vgl. Abbildung 20.

Um die Unsicherheiten auf der Lastseite gering zu halten, wird vorgeschlagen, für V1 das bereits beim Biegeversuch B1 eingesetzte Projektil mit der dortigen Anprallgeschwindigkeit 110 m/s zu verwenden. Aus den Analysen zum Test B1, der auch beim Projekt IRIS als Referenzfall diente, ist bekannt, dass die in Abbildung 21 dargestellten blauen Lastfunktionen zu sehr guten Übereinstimmungen Messung/Rechnung führten. Diese beiden Lastfunktionen sowie eine zur Absicherung nach oben vorgenommene Grenzbetrachtung mit Anprallgeschwindigkeit 160 m/s (vgl. rote Kurve in Abbildung 21) wurden daher im Rahmen der Auslegung des Tests V1 verwendet.

Die Abbildungen 22 bis 25 zeigen ausgewählte Stahldehnungen und Betonstauchungen mit ihren über den Zeitbereich aufgetretenen Maximalwerten. Für die Anprallgeschwindigkeit 110 m/s bleiben die nichtlinearen Dehnungen auf den Anprallbereich begrenzt, während sich bei 160 m/s auch im oberen Bereich der Vorderwand plastische

Dehnungen einstellen. In den weiteren Bereichen der Struktur ergeben sich nur geringfügige und örtlich begrenzte plastische Dehnungen.

Als weitere Berechnungsergebnisse werden horizontale und vertikale Verschiebungen an Vorder- und Rückwand (Abbildungen 26 und 27) sowie Beschleunigungs-Antwortspektren an Oberkante und Unterkante der Rückwand (Abbildungen 28 und 29) angegeben. Bei den Antwortspektren ergeben sich für die FEM-Lastfunktion und die nach Riera ermittelte Lastfunktion wie beim Test X3 erst oberhalb etwa 300 Hz unterschiedliche Ergebnisse. Bei den horizontalen Antwortspektren ist ein Abfall der zur ersten Biegeschwingung der Vorderplatte gehörenden linear-elastischen Eigenfrequenz 74,7 Hz in Abhängigkeit der Anprallgeschwindigkeit zu erkennen.

## Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) im Team ENSI beteiligt.

## Internationale Zusammenarbeit

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 Reaktorsi-

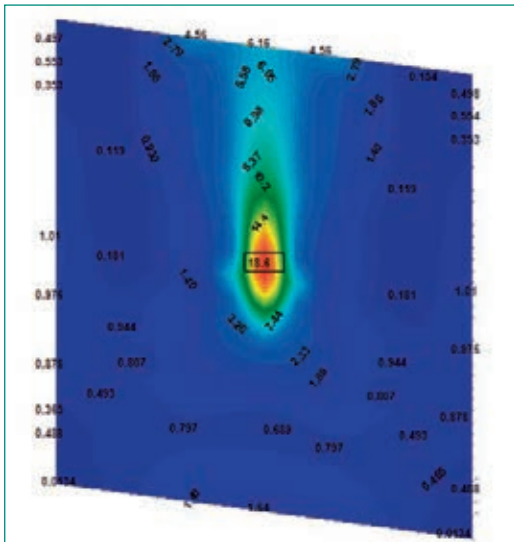


Abbildung 22 (links): Maximale Stahldehnungen der Vorderwand in ‰ für  $v = 110$  m/s.

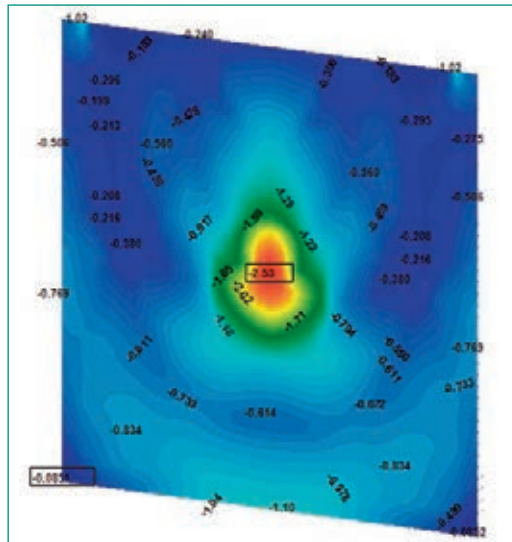


Abbildung 23 (rechts): Minimale Betondehnungen der Vorderwand in ‰ für  $v = 110$  m/s.

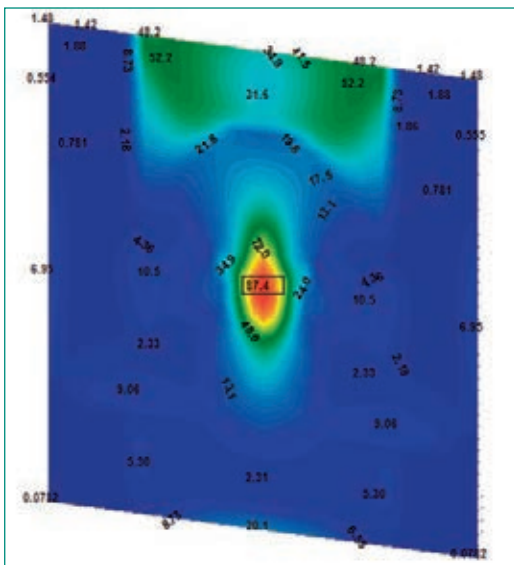


Abbildung 24 (links): Maximale Stahldehnungen der Vorderwand in ‰ für  $v = 160$  m/s.

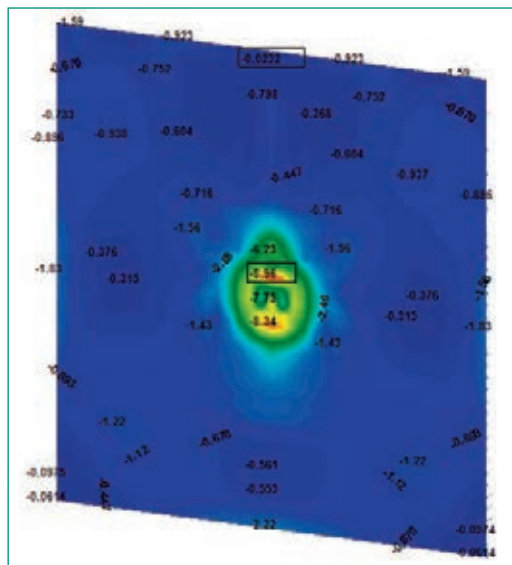


Abbildung 25 (rechts): Minimale Betondehnungen der Vorderwand in ‰ für  $v = 160$  m/s.

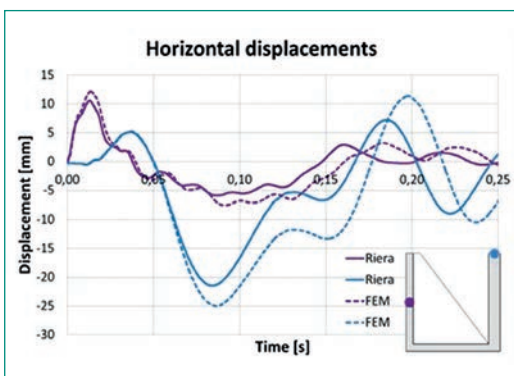


Abbildung 26 (links): Horizontale Verschiebungen für  $v = 110$  m/s.

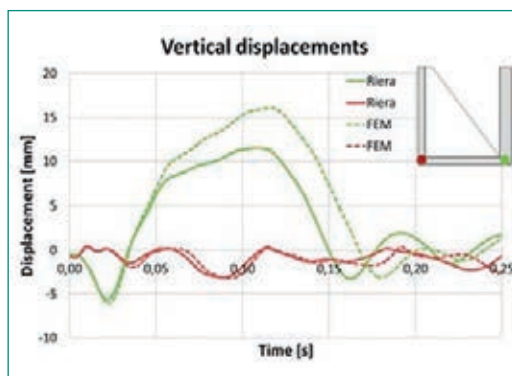


Abbildung 27 (rechts): Vertikale Verschiebungen für  $v = 110$  m/s.

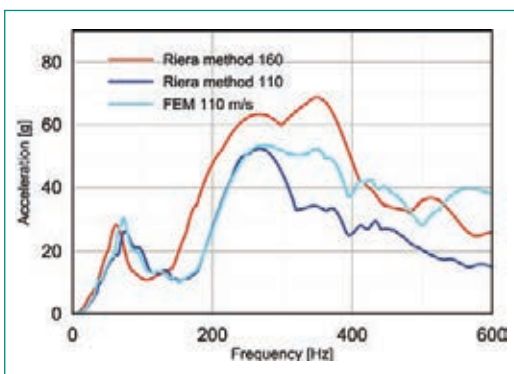


Abbildung 28 (links): Antwortspektren  $D = 5\%$  an Oberkante der Rückwand.

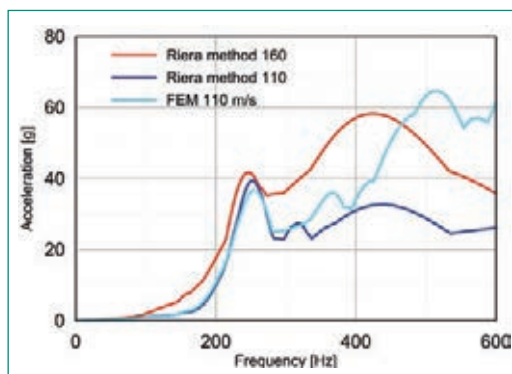


Abbildung 29 (rechts): Antwortspektren  $D = 5\%$  an Unterkante der Rückwand.

cherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. Im Team ENSI sind Stangenberg und Partner (Bochum) und Principia (Madrid) beteiligt.

## Bewertung 2013 und Ausblick 2014

Die vom Team ENSI 2013 geleisteten Arbeiten führten zu sehr zufriedenstellenden Resultaten. Der ursprünglich für den Sommer 2013 geplante neue Versuchsaufbau in einer neuen Halle, der Versuche mit Betonplatten 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben wird sowie der für Ende 2013 geplante erste «Induced vibration test» V1 wurden noch nicht realisiert, sodass schon jetzt klar ist, dass VTT das Projekt IMPACT III nicht wie geplant bis Ende 2014 abschliessen kann.

## Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, and R. Zinn (2013): Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA*

## Referenzen

- [1] *SIMULIA (2013) «Abaqus Analysis User's Manual», Version 6.13, Rhode Island*
- [2] *J. Rodríguez, J. Martí, F. Martínez, C. Schneeberger, and R. Zinn (2013): Analysis of Punching of a Reinforced Concrete Slab within IRIS\_2012, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA*
- [3] *J. D. Riera (1968): On the Stress Analysis of Structures Subjected to Aircraft Impact Forces, Engineering and Design, Vol. 8, No. 4, pp. 415-426*
- [4] *SOFISTIK AG (2010): SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 25.0, Oberschleissheim*

# Expertengruppe Starkbeben

Author and Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, B. Edwards, V. Poggi, D. Roten, R. Grolimund, M. Spada, B. Schechinger, J. Woessner
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet	+41-44-633 3857, d.faeh@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2010 to June 2014

## ABSTRACT

The project for the time period 2012/2013 is split into 5 subtasks with the goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. Subproject 1 was focused on the investigation and improvement of ground-motion attenuation models and earthquake source scaling for Switzerland. A variety of novel solutions have been developed and published, including: methods for automatic site amplification determination; Swiss specific ground-motion prediction models; the investigation of earthquake sources and their 3D crustal distribution; and development of reference velocity, amplification and attenuation profiles for arbitrary sites, including those at depth. Within subproject 2 we finalized our routine for retrieval of dilatancy parameters from strong motion recordings acquired on vertical arrays, and development continued on the implementation and verification of Drucker-Prager plasticity in a 3D finite difference code. Simulations of wave propagation from an M 7.8 earthquake in a nonlinear

medium demonstrate the feasibility of the method to explore physical limits to ground motions during large events. Within subproject 3 the earthquake catalogue for the period between 1878 and 1900 was progressively analysed and the macroseismic information contained in the Annual Reports of the SED systematically integrated into the database for events with an assumed intensity of V and stronger. A common database for the compilation of palaeoseismological findings from various research fields was established and is currently being filled with data. In subproject 4, we present new methodologies to characterize seismogenic source zones in Switzerland, advancing towards more realistic and physically constrained models. Finally subproject 5 is related to geological disposal repositories with a focus on the possible impacts of strong earthquakes on the repository itself and the infrastructure during the operating phase. We developed an initial conceptual framework to assess the hazard posed by induced earthquakes.

## Project goals

The project for the time period 2012/2013 is split into 5 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. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media;
3. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1960;
4. Improved seismotectonic zonation for Switzerland;
5. Earthquake scenarios for deep geological disposal.

Subproject 1 has focused on the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source-scaling models for Switzerland, with focus on predictions valid for the subsurface. The complete understanding in terms of physical parameterization of such models is crucial in order to decouple different effects: for instance to remove the influence of the near-surface geology from recorded ground-motions. In order to do this we have investigated new parameterizations of stochastic-based simulation models, improved understanding of global ground motion prediction equations (GMPEs) and investigated new methods of magnitude-scaling.

The scope of subproject 2 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 chiefly relies on historical records of earthquakes. The main focus of subproject 3 is on the historical-critical 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, the assessment of event parameters such as magnitude and location and the investigation of the historical context of historical earthquake records to ensure their correct interpretation. New findings relating to large earthquakes in other periods, including yet unknown archival sources, archeological and palaeo-seismological findings are followed closely.

Subproject 4 strives to add physical constraints to the generation of improved seismotectonic models for Switzerland and subproject 5 is related to the definition of possible earthquake impacts on deep geological disposals, the analysis of observations in underground structures, and the issue of induced seismicity.

## Work carried out and results obtained

### 1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

In the previous reporting period, we developed and published a ground-motion prediction model for Switzerland [Edwards and Fäh, 2013a]. This simulation model has now been parameterized for engineering applications using a function dependent on magnitude and distance. We have tested this model against macroseismic intensities of larger historical Swiss earthquakes, determining the best stress-drop to use for the national seismic hazard maps and the ShakeMap system.

The investigation of seismic sources in Switzerland is important to understand how to simulate larger events. As well as investigating wider-European large magnitude earthquakes [Edwards and Fäh, 2013b] we have published the results of our investigation into the 3D spatial distribution of the stress-drop of earthquakes in Switzerland [Goertz-Allmann and Edwards, 2013] (Figure 1). Strong regional variation was found to be related to the Alpine front and areas of uplift.

As well as further developing Swiss-specific models, we have developed implementations of host to target adjustments used for correcting global or regional GMPEs to a Swiss specific, or site-specific target. These Vs-Kappa corrections take into account differences in the local velocity and attenuation between the host (GMPE) and target. Two approaches have been implemented: (1) an approach based on random-vibration theory (RVT),



in which both host and target are parameterized in terms of a stochastic model; and (2) a newly developed method [1] based on inverse RVT, allowing the direct estimation of response spectrum compatible Fourier spectra.

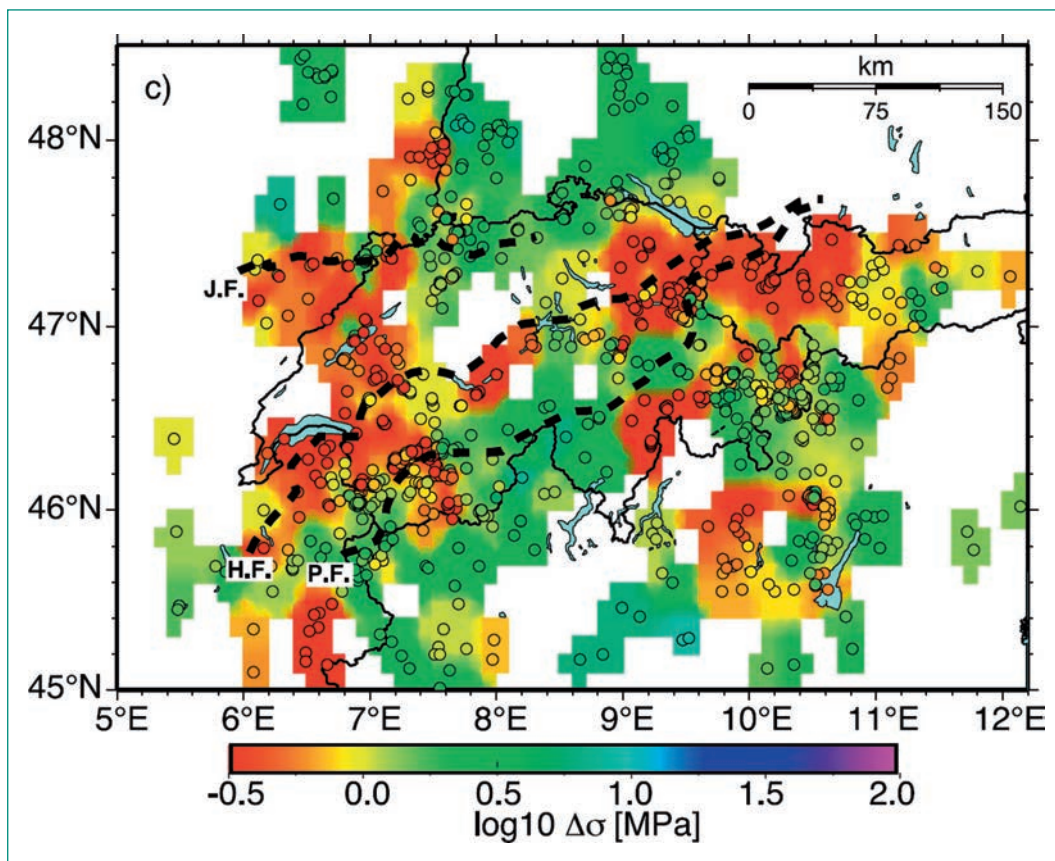
The separation of the effects of source, path and site on observed ground-motion is important so that we can develop simulation models. We have therefore improved an application for the decoupling of source path and site effects based on a Bayesian approach. The method has been applied to the Japanese KiK-Net database, and the resulting decoupled amplification has been compared with surface-to-borehole ratios. We have published a method employed within the real-time seismic observation network for the determination of site amplification [Edwards et al., 2013]. The implementation continuously analyses recorded earthquakes and updates a database of amplification (elastic and anelastic) for all of the stations connected to the network. The resulting amplifications are displayed on an SED-internal website for easy access.

The definition of a common soil or rock reference is a key issue when predicted or observed ground motion is compared for sites of different characteristics. In order to correct modelled or empirical amplification functions to a common reference,

we have developed a simplified method [Edwards et al., 2013] which is based on the use of the quarter-wavelength approximation [2]. The attenuation relevant for an arbitrary velocity profile is also essential to correctly model and interpret amplification, particularly at high frequencies. We extended the approach originally proposed by [2] to simultaneously model both the reference shear-wave velocity profile and the corresponding attenuation ([3]; Poggi et al., 2013). The method has been extensively tested on the Japanese KiK-Net Network by comparing site-specific attenuation measurements with quarter-wavelength average velocities at 36 soil and rock sites. Finally, a parametric model developed with this approach gives us the possibility to estimate anelastic attenuation of a rock site with an arbitrary velocity profile or even  $V_{s30}$  and provides the base for host-to-target adjustments of real or modelled ground-motion.

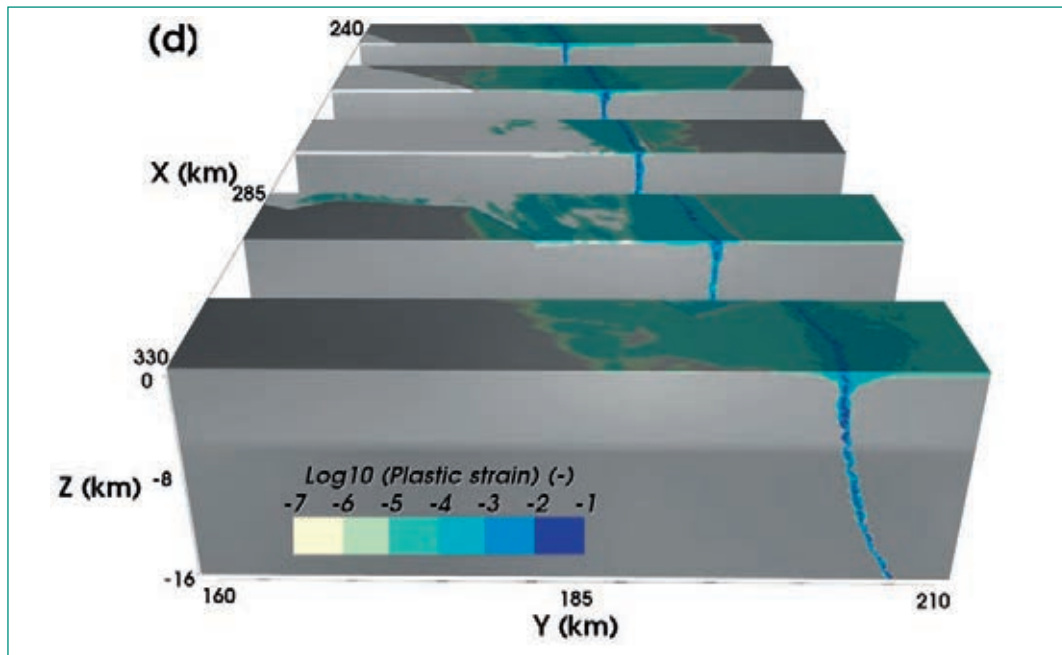
## 2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media

Research in subproject 2 focuses on both nonlinear behaviour of soft soils near the surface and nonlinearity in the fault zone at depth. A procedure has been developed to retrieve the dilatancy para-



**Figure 1:** Lateral variations of stress drop for using a depth-dependent  $Q$  model. The main Alpine fronts are shown by the bold-dashed lines (J.F., Jura Front; H.F., Helvetic Front; P.F., Penninic Front).

**Figure 2:**  
Permanent plastic strain in the southern San Andreas fault zone following the M 7.8 ShakeOut scenario earthquake.



meters of the lai [4] cyclic mobility model directly from strong ground motion recorded on vertical arrays. During 2012/2013 this method was further improved. A new misfit definition based on the Stockwell transform was introduced, which guides the inversion routine to models that accurately reproduce the frequency-time evolution of the observed signals. We quantified the dilatancy parameters at the Wildlife liquefaction array (WLA), at Kushiro port (KP) and the KiK-Net site FKSH14. Liquefaction resistances derived from strong motions tend to be higher than predictions from field and laboratory tests, and indicate that cyclic mobility effects may occur on soils with a high liquefaction resistance during strong and prolonged shaking [Roten et al., 2013a, 2013c]. Development continued on a tool that defines dilatancy parameters from cone penetration tests, which was simplified for easier use by non-specialists. The tool was applied for characterization of nonlinear soil properties at two Swiss strong motion instrument sites.

Continuing efforts have been made in collaboration with the SCEC/USGS dynamic rupture code verification project [5] to verify our implementation of plasticity in the AWP-ODC finite difference code. We have implemented viscoelastic relaxation [6] and shown that it is a condition for convergence of the numerical solution, which has led to the development of a new verification benchmark scheduled for early 2014.

We also simulated the ShakeOut earthquake scenario (widely used for drills, assuming an M 7.8

earthquake on the southern San Andreas fault) for a medium governed by Drucker-Prager plasticity. We showed that plasticity in the fault zone, and, to a lesser extent, nonlinear behaviour in shallow sediments, could reduce the earlier predictions of large long-period ground motions in the Los Angeles basin by 30–70% [Roten et al., 2013b, 2013e]. These results suggest that the role of plasticity in the saturation of ground motions is not limited to extreme events, such as the maximum physically possible earthquake assumed for Yucca mountain [7], but remains significant for earthquake scenarios that are considered very plausible.

### 3. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1960

In the assessment of earthquakes with a maximum intensity of less than VI (EMS) for the period 1878–1900 we have realized that the large but heterogeneous data pool available in the annual reports of the Swiss Earthquake Commission is only incompletely integrated in the current Earthquake Catalogue of Switzerland (ECOS-09). Most of the information regarding events inherited from the catalogue version MECOS-99 is questionable, as the process of their determination is neither documented nor reproducible and proved to be inconsistent with the critical examination of the information documented in the annual reports. The comparison of each event with its counterpart in the annual reports resulted in the

correction of a large number of entries and to the integration of a considerable number of new events, especially in the case of earthquake sequences. We started the reinterpretation of the events based on the reconstruction of their macroseismic field. Currently we have integrated the macroseismic information contained in the annual reports for all events with an assumed intensity of V and V–VI. Moreover, a significant number of yet unconsidered reports were added to previously reassessed larger events.

A study on the so called «dark ages» of documentation at the SED in the period 1964–1971 in relation to the administrative, cultural and technological changes is currently under review. [Grolimund et al., 2013]. This study not only provided insights into the reliability of data produced in this period and on the history of the SED and its technological development but also into the source material situation in the SED's archives and the transmission of earthquake data. We could provide compelling evidence that an important collection of primary sources (questionnaires, letters etc.) of the former archives of the Swiss Earthquake Commission rel-

evant for the period of ca. 1878–1955 was disposed of in the late 1950s. A further notable result of our research in the SED's archives is the discovery of unknown historical dia-positives, showing building damage and environmental effects of the 1946 earthquake in Sierre.

For some areas, the recurrence intervals of strong earthquakes largely exceed the time span of historical documentation. For this reason we designed a database to compile palaeoseismological evidence of large prehistorical earthquakes in Switzerland documented in studies from various disciplines. Data is currently progressively integrated in collaboration with the sediment dynamics group of the Institute of Geology at ETH. This integration needs to be completed with archaeological and speleological datasets in the future. In a short note in preparation [Grolimund and Fäh, 2013b], we compare the tentative conclusions on possible palaeo-events in Switzerland with the very few available relevant written sources on seismic events in the Early Middle Ages and the Late Iron Age. The analysis indicates that the location of a very strong 217 BC event indicated in the Catalogue of Strong

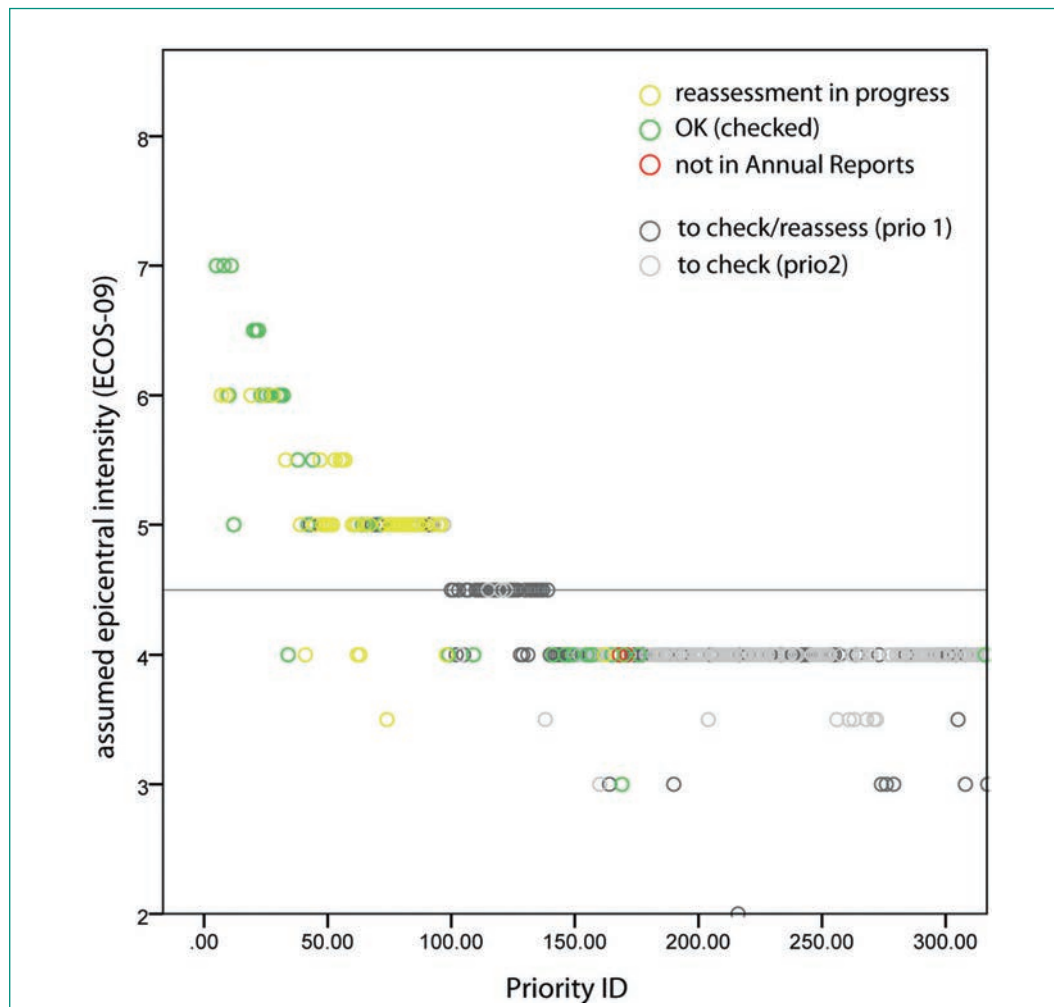
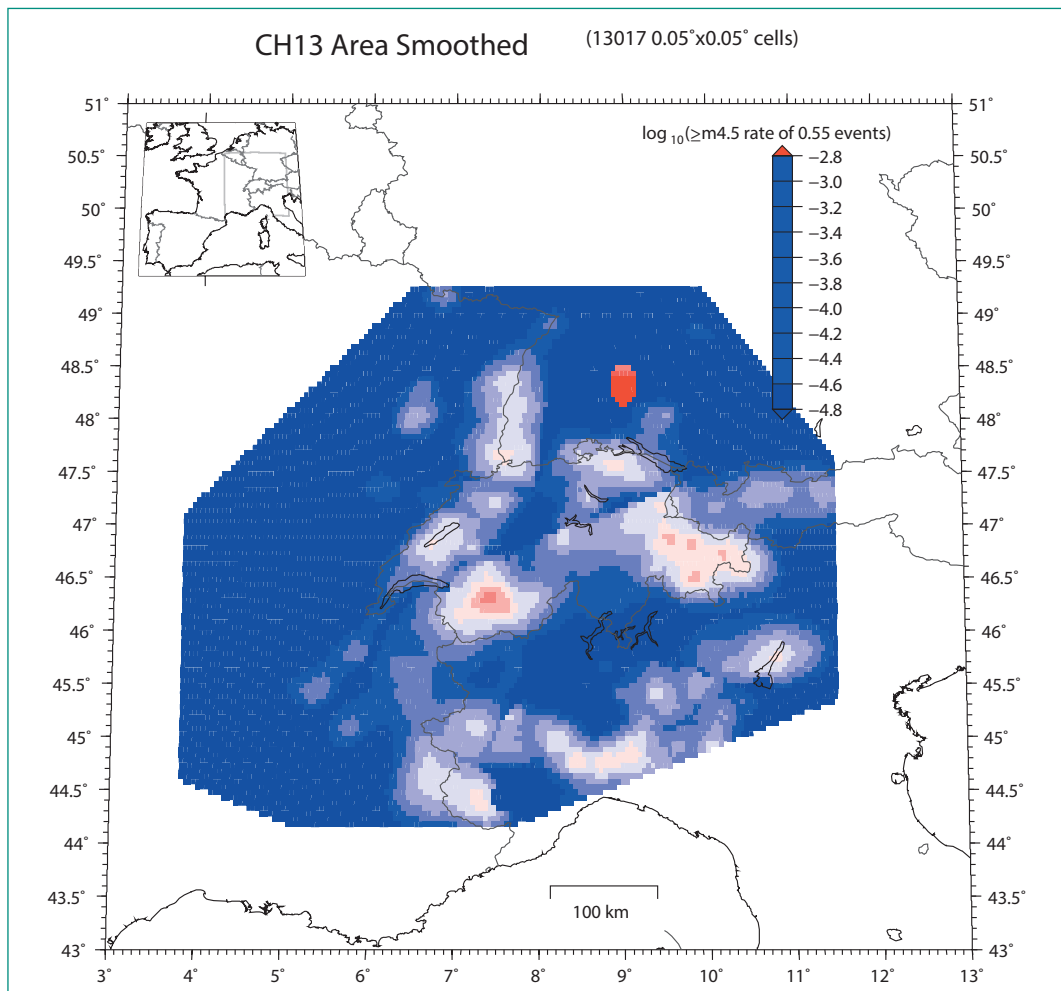


Figure 3: Events of the period 1879–1900 prioritized with respect to the maximum reported epicentral intensity, the wealth of available macroseismic information and discrepancies between the catalogues.

**Figure 4:**  
Map of Switzerland,  
colour code is the  
forecasted annual rate  
of earthquakes with  
magnitudes greater or  
equal to 4.5 in each  
grid cell using the  
newly constructed  
smooth seismicity  
model.



Italian Earthquakes [8] and the interpretation of the 563 AD Tauredunum-event at lake Geneva as a rock fall in the Earthquake Catalogue of Switzerland [9] might have to be reassessed.

#### 4. Improved seismotectonic zonation for Switzerland

Seismogenic source models are the starting point of the assessment of seismic hazard. The objective of our research is to move beyond the state of the art defined in the PEGASOS and PRP «source» groups by adding physical-rheological constraints to existing statistical and subjective zonation approaches. The analysis of the crustal structure using combined controlled-source seismology and receiver function information to derive 3D Moho topography beneath the alpine region has been completed and published [Spada et al., 2013a]. Together with related efforts to determine crustal structures and high-resolution earthquake location, these findings will allow for a much more accurate correlation of seismicity and structure

(rheology and faults), forming the basis of numerical model building.

The finding that the relative earthquake size distribution of earthquakes varies systematically with depth, as predicted by laboratory measurements and by the strength profile of the crust, has been finalised and published [Spada et al., 2013b]. Results for Switzerland are currently being implemented in OpenQuake in order to evaluate the hazard sensitivity; it will likely be a part of the upcoming release of the new national seismic hazard model. Efforts to quantify the resolution ability of 3D seismic surveys in order to integrate this information in a quantitative sense into probabilistic hazard studies are progressing. This new technique, which we call Probabilistic Seismic Fault Imaging has been further refined by adding filters that account for faulting styles, depth, dependent imaging resolution etc., a publication on the topic is currently in preparation [Schechinger et al., 2013]. Work related to time-dependent models for Switzerland has been completed; the model is available on the SED Intranet, updated regularly after significant earthquakes.

We have developed a smooth stochastic earthquake rate model for Switzerland as an alternative to the existing areal source models. The model applies techniques developed by Hiemer et al. [10, 11] for California and Europe to Switzerland [Woessner et al., 2013]. The model applies techniques for California [10] and Europe [11] to Switzerland. The spatial component of the model is based on the kernel density estimation technique, which we applied to both, past earthquake locations and slip rates on mapped crustal faults. Accordingly, our forecasts rely on the assumption that the occurrence of past seismicity is a good proxy to forecast occurrence of future seismicity, and that future large-magnitude events are more likely to occur in the vicinity of known faults. We computed earthquake rates by estimating the a- and b-value of a truncated Gutenberg-Richter magnitude distribution for the entire study area based on a maximum likelihood approach that considers the spatial and temporal completeness history of the seismic catalogue. Thus the final annual rate of our forecast is purely driven by catalogue data, whereas its spatial component incorporates contributions from both earthquake and fault moment-rate densities. Retrospective and pseudo-prospective testing shows that the new model performs significantly better than the traditional areal source model for Europe. The model applied to Switzerland is shown in Figure 4. The work will be completed with a publication and will form a part of the new Swiss national seismic hazard model to be released in 2014.

## 5. Earthquake scenarios for deep geological disposal

This task is related to the definition of possible earthquake impacts on deep geological disposal, the analysis of observations in underground structures, and the problem of induced seismicity. In this context the 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, and supported ENSI to prepare a summary of possible earthquake impacts on deep geological disposals. Using synergies with ongoing and independently funded research related to deep geothermal energy we have made substantial progress on setting up a framework to model earthquakes

induced near deep geological repositories. Because a fully coupled thermo-, hydro-, and geomechanical computational framework to assess induced earthquakes in a probabilistic sense is currently both unconstrained and computationally expensive, we have developed and partially calibrated a so called «hybrid» approach. In this approach, first order physical constraints such as pore pressure variation and strain are modelled explicitly, while geomechanical coupling is achieved through a calibrated model of stochastic seed faults. Their size-distribution and failure is distributed assuming an inverse relationship between applied shear stresses and size-distribution (an extension of Mohr-Coulomb Failure theory). This allows first order predictions on the likelihood of felt earthquakes as a function of depth, faulting regime cohesion or coefficient of friction to be made. It also represents a conceptual framework in which to build improved seismogenic source models (subproject 4). For example, this model qualitatively predicts the depth-dependence of the relative earthquake size distribution (b-value) observed in Switzerland [Spada et al., 2013a]. Using the work by Mignan et al. [2013], and the GMPE related efforts discussed in subproject 1, we are also able to convert forecasted, time dependent earthquake rates into hazard, specifically calibrated for induced and very shallow events.

## National Cooperation

Collaboration is continuing with the Institute of Geotechnical Engineering at ETHZ for calibration of nonlinear material properties. A working group for palaeoseismology with members of the Sediment Dynamics Group of the Geological Institute at ETH was established. Finally, the SED started a cooperation with Engineering Geology (Florian Amann) with a common workshop on October 7, 2013.

## International Cooperation

We hosted Sanjay Bora, a PhD student from Universität Potsdam, who was working on new generation GMPE development, supervised by Professor Frank Scherbaum. Sanjay presented the results of his PhD studies, which focused on how to predict ground-motion using models of earthquake Fourier spectra and duration using RVT. We estab-



lished a cooperation and began working together on the RESORCE Database (Reference Database for seismic ground motion in Europe).

We are working with Fabian Bonilla from IFSTAR on the calibration of nonlinear soil properties from strong motion records. The implementation of Drucker-Prager plasticity in AWP-ODC was done in collaboration with San Diego State University and the San Diego Supercomputing Center. For the verification of the method against other codes we collaborate with the United States Geological Survey (USGS) and the Southern California Earthquake Center (SCEC).

We cooperated with European groups working on historical earthquakes and contributed to the workshop «Macroseismicity: Sharing and use of historical data», April 3rd 2013 in Paris. A working meeting with the newly established historical seismology group at the Landeserdbebendienst Baden-Württemberg took place on October 29, 2013.

Work on induced seismicity and probabilistic fault imaging was embedded in the framework of the EU Projects GEISER and IMAGE, results were shown at the European Geothermal Congress in Pisa, June 6, 2013. Work on short term forecasting was conducted in collaboration with the EU project REAKT, where time-dependent forecast models are being evaluated independently. Results were presented at the 2nd annual REAKT meeting in Zurich, October 23, 2013.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The reporting period 2013 has been very successful, with several publications related to subproject 1. We have made significant progress in the ability to determine Swiss or site-specific ground-motion in terms of horizontal and vertical components, including sites at depth, and improved our understanding of how to decouple the earthquake source, path and site effects. For 2014 we plan to further refine the implementations determined so far, and specifically focus on the impact of buried locations on the seismic wave-field.

In subproject 2, the inversion of vertical array records for dilatancy parameters has been concluded successfully for three sites. Development on the plasticity implementation in the 3D finite difference code AWP-ODC has continued and a number of production runs have been completed. Dur-

ing 2014 we will participate in the SCEC/USGS code verification benchmark to verify the implementation of Drucker-Prager plasticity in AWP-ODC against a number of finite element codes. New developments will include a GPU-version of the finite difference code with plasticity that will take advantage of the next generation of supercomputers. Nonlinear response of soft soils will be studied by using the 2D version of the fully nonlinear code NOAH.

Due to the unexpectedly incomplete integration of the data contained in the Annual Reports of the Swiss Earthquake Commission and the relatively large amount of heterogeneous data available describing weaker earthquakes our progress was slower than initially planned in subproject 3. We expect to be able to process all intensity greater than or equal to V events until 1912 by the end of the project, which corresponds the year of the dissolution of the Swiss Earthquake Commission.

The efforts related to improving seismogenic source models (subtask 4) are immediately useful as they can be implemented in the next generation Swiss national hazard model. They will also be used for the baseline for the next generation of modelling tools and ultimately for the upcoming PSHA of deep underground repositories. Work related to probabilistic fault imaging will be completed by June 2014 with a publication submitted by then.

With respect to subtask 5, induced seismicity, we plan by June 2014 to have implemented a first application of these new tools explicitly targeted at deep geological repositories. Using the strain footprint of the repository as an input, we will compute probabilistic scenarios and perform first order sensitivity analyses that can help guide the decisions on future research needs in this domain.

## Publications in the reporting period

- *Edwards, B. and D. Fäh (2013a)*. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland, Bulletin of the Seismological Society of America 103, 78–98, doi: 10.1785/0120110331.
- *Edwards, B. and D. Fäh (2013b)*. Measurements of stress parameter and site attenuation from recordings of moderate to large earthquakes in Europe and the Middle East, Geophysical Journal International 194, 1190–1202, doi: 10.1093/gji/ggt158.

- *Edwards, B., Michel, C., Poggi V. and Fäh, D., (2013)*. Determination of Site Amplification from Regional Seismicity: Application to the Swiss National Seismic Networks. *Seism. Res. Lett.*, Volume 84, Issue 4, 611–621.
  - *Goertz-Allmann, B.P. and B. Edwards (2013)*. Constraints on crustal attenuation and three-dimensional spatial distribution of stress drop in Switzerland, *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggt384.
  - *Grolimund, R. and D. Fäh (2013a)*. History matters: bref aperçu de la sismologie historique en Suisse. In: *Gazette des Archives 103(2)*, Paris.
  - *Grolimund, R. and D. Fäh (2013b)*. Evidences for very Large (Pre)historic Alpine Earthquakes in both Natural and Historical Archives – a Workshop Report. In preparation.
  - *Grolimund, R., Sellami, S., Fäh, D. and N. Deichmann (2013)*. Earthquakes in Switzerland and Surroundings 1964–1974. Submitted to *Swiss Journal of Geosciences*.
  - *Mignan, A., D. Landwing, B. Mena and S. Wiemer (2013)*. Induced seismicity risk assessment for the 2006 Basel, Switzerland, Enhanced Geothermal System project: Role of parameter uncertainty on risk mitigation, *Geothermics*, under revision.
  - *Poggi, V., Edwards, B. and Fäh, D., (2013)*. Reference S-wave velocity profile and attenuation models for ground-motion prediction equations: application to Japan, *Bull. Seim. Soc. Am.*, Volume 103, Issue 5, 2645–2656.
  - *Roten, D., D. Fäh and F. Bonilla (2013a)*. High-frequency ground motion amplification during the 2011 Tohoku earthquake explained by soil dilatancy. *Geophys. J. Int.*, 193 (2), doi:10.193/gji/ggt001
  - *Roten, D., Olsen, K.B., Day, S.M., and Fäh, D. (2013b)*. Effects of fault zone plasticity could lead to revision of southern San Andreas earthquake scenarios, to be submitted.
  - *Roten, D., Fäh, D., and Bonilla, L.F. (2013c)*. Quantification of cyclic mobility parameters in liquefiable soils from inversion of vertical array records, to be submitted to *Bull. Seism. Soc. Am.*
  - *Schechinger, B. Goertz, and A. Wiemer, S. (2013)*. Integrating Probabilistic Fault Imaging into Probabilistic Seismic Hazard Assessment, *Geophysics*, in preparation.
  - *Spada, M., E. Kissling, I. Bianci, and S. Wiemer (2013a)*. Combining Controlled-Source Seismology and Receiver Function information to derive a 3D crustal model for Italy, *Geophys J Int*, 194, 2, 1050–1068, DOI: 10.1093/gji/ggt148.
  - *Spada, M., T. Tormann, S. Wiemer, and B. Enescu (2013b)*. Generic dependence of the frequency-size distribution of earthquakes on depth and its relation to the strength profile of the crust, *Geophys Res Lett*. DOI: 10.1029/2012GL054198.
  - *Woessner, J., S. Hiemer, S. Wiemer and E. Kissling (2013)*. A smooth seismicity forecast model for Switzerland, *Swiss Journal of Geoscience*, in preparation.
- Conference contributions in the reporting period**
- *Edwards, B., V. Poggi, D. Fäh*. Improving Referenced Ground-Motion Prediction through Physically-Based Site-Specific Adjustments. *Seismological Society of America Annual Meeting*, 17–19 April 2013, Salt Lake City, Utah.
  - *Edwards, B., V. Poggi, and D. Fäh*. A Kappa Model to Predict the Attenuation Characteristics of Gradient-Like Velocity Profiles. *Seismological Society of America Annual Meeting*, 17–19 April 2013, Salt Lake City, Utah.
  - *Poggi, V., B. Edwards and D. Fäh*. Combined estimation of kappa and shear-wave velocity profile of the Japanese rock reference. *European Geosciences Union General Assembly*, Vienna, Austria, 7–12 April 2013.
  - *Roten, D., Olsen, K.B., Day, S.M., Dalguer, L.A. and Fäh, D. (2013d)*. Large-scale 3D simulations of spontaneous rupture and wave propagation in complex, 3D media, *Annual meeting of the Seismological Society of America*, April 17–19, Salt Lake City, Utah.
  - *Roten, D., Olsen, K.B., Day, S.M., and Fäh, D (2013e)*. The Shakeout earthquake scenario with plasticity. *Annual meeting of the Southern California Earthquake Center*, September 8–11, 2013, Palm Springs, CA, poster #217.

## References

- [1] *Al Atik, L., A. Kottke, N. Abrahamson, and J. Hollenback*: Kappa scaling of ground motion prediction equations using IRVT approach, *Bull. Seism. Soc. America*, 2013, in press.
- [2] *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.
- [3] *Poggi, V., B. Edwards & D. Fäh*: The quarter-wavelength average velocity: a review of some past and recent application develop-

ments, Proceedings of the 15<sup>th</sup> WCEE, Lisbon, 2012.

- [4] *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.
- [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.* Rupture dynamics with energy loss outside the slip zone, *J. Geophys. Res.*, 110(B1), B01307, 2005.
- [7] *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.
- [8] *Guidoboni, E. et al (Eds.)*: CFT14 MED Catalogue of Strong Earthquakes in Italy 461 B.C. – 1997 and Mediterranean Area 760 B.C. – 1500, Milano/Bologna, 2007.
- [9] *Gisler, M., Fäh, D. & Masciadri, V.*: «Terraemotus factus est». Earthquakes in Switzerland before A.D. 1000. A Critical Approach. *Natural Hazards*, 43, 63–79, 2007.
- [10] *Hiemer, S. J. Woessner, R. Basili, L. Danciu & Wiemer S.*: A smoothed stochastic earthquake rate model considering seismicity and fault moment release for Europe, submitted to *Geophys J Int*, 2013a.
- [11] *Hiemer, S., Jackson, D. D., Wang, Q., Kagan, Y. Y., Woessner, J., Zechar, J. D., & Wiemer, S.*: A Stochastic Forecast of California Earthquakes Based on Fault Slip and Smoothed Seismicity. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 103(2A), 799–810, 2013b.

# Projekt SMART 2013

## Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken

Autor und Koautoren	Y. Mondet <sup>1)</sup> , I. Sevdali <sup>1)</sup> , M. Billmaier <sup>1)</sup> , R. Zinn <sup>2)</sup> , C. van Exel <sup>2)</sup> , M. Borgerhoff <sup>2)</sup> , T. Szczesiak (ENSI)
Beauftragte Institution	1) Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich 2) Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bo- chum, Deutschland
Adresse	1) Forchstrasse 395, Postfach, CH-8032 Zürich 2) Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum
Telefon, E-mail, Internetadresse	1) +41 (0)44 387 13 63, yves.mondet@baslerhofmann.ch 2) +49 (0)234 96 13 00, zinn@stangenberg.de
Dauer des Projekts	März 2013 bis November 2014

### ZUSAMMENFASSUNG

Das Commissariat à l'Energie Atomique CEA führt zusammen mit der Electricité de France EDF das internationale Forschungsprojekt SMART 2013 durch. Es ist ein Folgeprojekt von SMART 2008 (siehe ENSI Forschungs- und Erfahrungsbericht 2011) mit verbessertem Versuchsaufbau und stärkerer Erdbebenanregung. Im Mittelpunkt des Programms stehen Rütteltischversuche der CEA. Ein typisches 3-stöckiges Stahlbetongebäude wird im Modellmassstab 1:4 auf dem Rütteltisch unter starken Erdbebenanregungen untersucht. Von besonderem Interesse sind dabei das räumliche Tragwerksverhalten mit Torsion und das nichtlineare Materialverhalten.

Die Versuche liefern die Vergleichsdaten für die vorausgehenden numerischen Berechnungen mit nichtlinearen Modellen, die von 36 internationalen Teams durchgeführt werden. In der ersten Phase des Projekts werden die numerischen Modelle entwickelt und es wird ihr Element- und Materialverhalten auf Elementebene mit lokalen Tests geprüft. Die zweite Phase dient dazu, die numerischen Modelle mittels Resultaten aus den Tests mit schwacher Anregung zu kalibrieren. Diese beiden Phasen des Projekts wurden vom ENSI Team, bestehend aus Erdbebenspezialisten des ENSI, Sektion BATE, sowie den Prüfsingenieuren von Bas-

ler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI), im Jahr 2013 durchgeführt.

Das ENSI Team entwickelte zwei unterschiedliche nichtlineare numerische Modelle mit den kommerziellen Programmen SAP2000 und SOFISTiK. Die ersten Tests zeigten die Unterschiede im Material- und Elementverhalten der beiden Modelle. Diese Unterschiede resultieren aus den verschiedenen Eigenschaften und Fähigkeiten der verwendeten Programme sowie aus den von den Prüfsingenieuren unterschiedlich interpretierten Vorgaben, insbesondere den Materialeigenschaften und daraus getroffenen Annahmen. Die Kalibrierung der Modelle bei schwacher Anregung zeigte, dass die Dämpfung ein Haupteinflussfaktor darstellt neben der Steifigkeit der Modellkopplung von Specimen und Rütteltisch und den numerischen Einstellungen der Zeitverlaufsberechnung. Die Resultate der kalibrierten Modelle stimmen gut mit den Resultaten aus dem Test mit schwacher seismischer Anregung überein. Basierend auf dieser guten Ausgangslage, werden im Jahr 2014 in der dritten Phase des Projekts die Vorausrechnungen der hohen seismischen Anregung als Benchmark zu erbringen sein. Weiterhin sollen in der vierten Phase gezielt die Einflüsse der Unsicherheiten in der Anregung und in den Modellparametern untersucht werden. Damit werden Erkenntnisse für

die Berechnung von Verletzbarkeitskurven (Fragility-Kurven) gewonnen. Die Vergleiche der Berechnungen und Resultate der 36 teilnehmenden Teams werden im

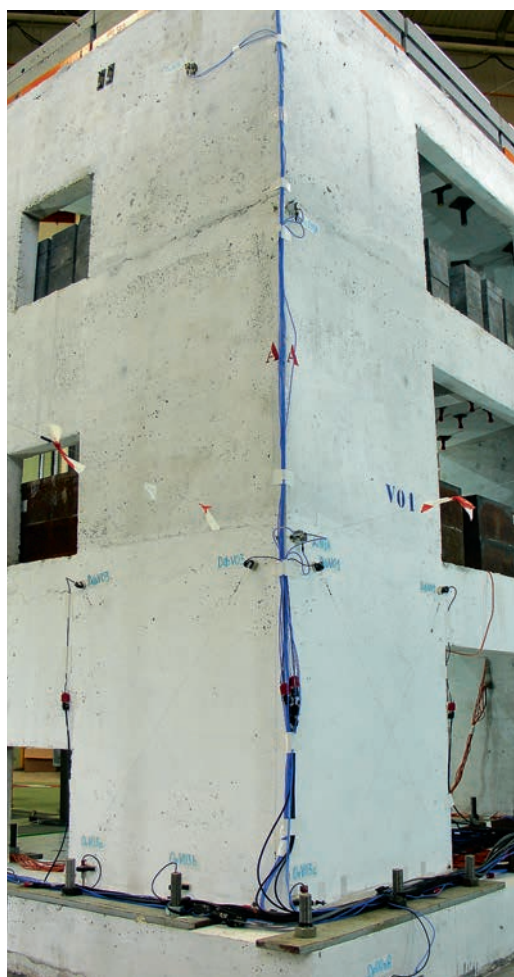
Rahmen eines internationalen Workshops in Paris im November 2014 präsentiert und diskutiert.

## Projektziele

Das Ziel des internationalen Forschungsprojekts *SMART 2013* (Seismic design and best-estimate Methods Assessment for Reinforced concrete buildings subjected to Torsion and non-linear effects, [1] und [2]) ist das Verhalten eines Kernkraftwerkstypischen Stahlbetongebäudes unter hoher Erdbebeneinwirkung im nichtlinearen Bereich zu verstehen und Methoden zu testen, mit denen dieses Verhalten berechnet bzw. simuliert werden kann. Dazu wird ein im Vergleich zum Forschungsprojekt *SMART 2008* verbessertes typisches Stahlbetongebäude im Massstab 1:4 (sogenanntes Specimen) auf dem *AZALEE*-Rütteltisch des *Commissariat à l'Energie Atomique CEA* in Saclay bei Paris unter steigender Erdbebeneinwirkung bis zu rund 1.7 g

getestet, siehe Abb. 1. Im Vergleich zu *SMART 2008* [3] und [4] bietet das an der Foundation und in der Verbindung Foundation und Rütteltisch verbesserte Specimen und die stärkere Einwirkung im Test die Chance, das nichtlineare Erdbebenverhalten der aussteifenden Stahlbetonwände und dessen Auswirkung auf die Etagenantwortspektren zu studieren. Das Projekt *SMART 2013* wird von der *CEA* in Zusammenarbeit mit der *Electricité de France EDF* finanziert und durchgeführt und von der *International Atomic Energy Agency IAEA* unterstützt. Das *ENSI* beteiligt sich mit einem kompetenten Team von Erdbebenspezialisten am Projekt *SMART 2013*. Es besteht aus Erdbebenspezialisten des *ENSI*, Sektion *BATE*, sowie den Prüflingen von *Basler & Hofmann (B&H)* und *Stangenberg und Partner (SPI)*. Um den Nutzen hinsichtlich Wis-

Abb. 1:  
Specimen auf dem  
AZALEE-Rütteltisch  
(SMART 2013, CEA)





	SAP2000-Modell (Phase 2)	SOFiSTiK-Modell (Phase 2)
Decken	Horizontale lineare Schalenelemente, Beton	Lineare Schalenelemente, Beton
Stütze und Unterzug	Lineare Balkenelemente, Beton	Lineare Schalenelemente, Beton
Wände	Vertikale nichtlineare «layered» Schalenelemente, Beton nichtlinear S11, S22, S12, Betonstahl nichtlinear S11, S12 (S22 inaktiv)	Lineare Schalenelemente, Beton
Fundation	Vertikale lineare Schalenelemente, Beton	Lineare Volumenelemente, Beton
Verbindung Specimen und Rütteltisch	Starre Verbindung der Knoten von Fundation und Rütteltisch auf Höhe OK Tisch in der Wandachse	Starre Verbindungen an den Verankerungspunkten zwischen Rütteltisch und Versuchsaufbau
Rütteltisch	Lineare Schalenelemente, Aluminium	Lineare Schalenelemente, Aluminium
Lagerung des Rütteltisches an den Orten der Hydraulikzylinder	Je 6 in Richtung der hydraulischen Zylinder fixierte Knoten bei den vier horizontalen Hydraulikzylindern Je 16 in die Richtung der hydraulischen Zylinder fixierte Knoten bei den vier vertikalen Hydraulikzylindern (UK Rütteltisch)	Je 6 in Richtung der hydraulischen Zylinder fixierte Knoten bei den vier horizontalen Hydraulikzylindern Je 16 in die Richtung der hydraulischen Zylinder fixierte Knoten bei den vier vertikalen Hydraulikzylindern (UK Rütteltisch)
Beton	Standard-Betongesetz von SAP2000: «C35/45, Eurocode», angepasst wie folgt: $E = 28 \text{ GPa}$ , $\nu = 0.19$ , $f_c' = 38 \text{ MPa}$ und $f_{ct}' = 3.8 \text{ MPa}$ , Hysteresetyp «Takeda», Materialgesetz siehe Abb. 3	E-Modul zwischen 24.4 GPa und 29.5 GPa nach Tabelle 2 aus [2]
Betonstahl	Standard Betonstahlgesetz von SAP2000: «Rebar, Europe», angepasst wie folgt: 2 Gruppen gemäss Durchmesser der Bewehrung, für $\emptyset 3/\emptyset 4$ : $f_y = 650 \text{ MPa}$ , $f_u = 690 \text{ MPa}$ , $E = 323 \text{ GPa}$ , für $\emptyset 6/\emptyset 8/\emptyset 10$ : $f_y = 510 \text{ MPa}$ , $f_u = 570 \text{ MPa}$ , $E = 257 \text{ GPa}$ , Hysteresetyp «Kinematic», Materialgesetze siehe Abb. 3	–
Dämpfung	Rayleigh-Dämpfung $cM = 2.899927$ und $cK = 0.000612$ , resultierende Dämpfungswerte siehe Tab. 2	Rayleigh-Dämpfung $\alpha = 1.093101$ und $\beta = 0.000959$ , resultierende Dämpfungswerte siehe Tab. 2
Masse	Siehe Tab. 2	Siehe Tab. 2
Einwirkung der Erdbeschleunigung	Vorgängiges linear gesteigertes Aufbringen der Lasten innerhalb von 1 s (Berechnungszeitschritt 0.05 s)	Eigengewicht als Primärlastfall
Erdbebeneinwirkung	Erdbebeneinwirkung in der Form von 4 horizontalen und 4 vertikalen Verschiebungszeitverläufen an allen entsprechenden Lagerungspunkten	Erdbebeneinwirkung in der Form von 4 horizontalen und 4 vertikalen Verschiebungszeitverläufen an allen entsprechenden Lagerungspunkten
Berechnungsverfahren	Nichtlineare Zeitverlaufsanalyse nach der «Hilber-Hughes-Taylor» Methode mit $\alpha=0$	Zeitschrittmethode mit direkter Integration nach Newmark-Wilson
Zeitschritt der Berechnung	Run006 mit Länge 53 s: input 0.004885 s, output 0.00977 s Run007 mit Länge 7 s: input- und output 0.004885 s	Run006 mit Länge 53 s: input 0.005862 s, output 0.005862s Run007 mit Länge 7 s: input- und output 0.000977 s

Tab. 1: Numerische Modelle und deren Eigenschaften (Phase 2).

Abb. 2:  
Numerische Modelle  
inkl. Rütteltisch  
(links SAP2000-Modell,  
rechts SOFiSTiK-Modell)

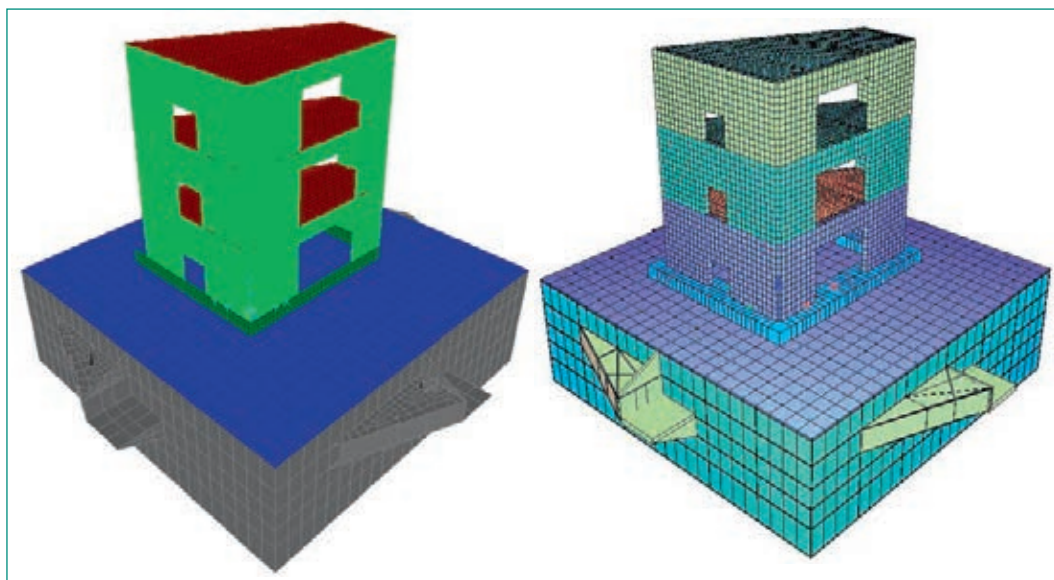
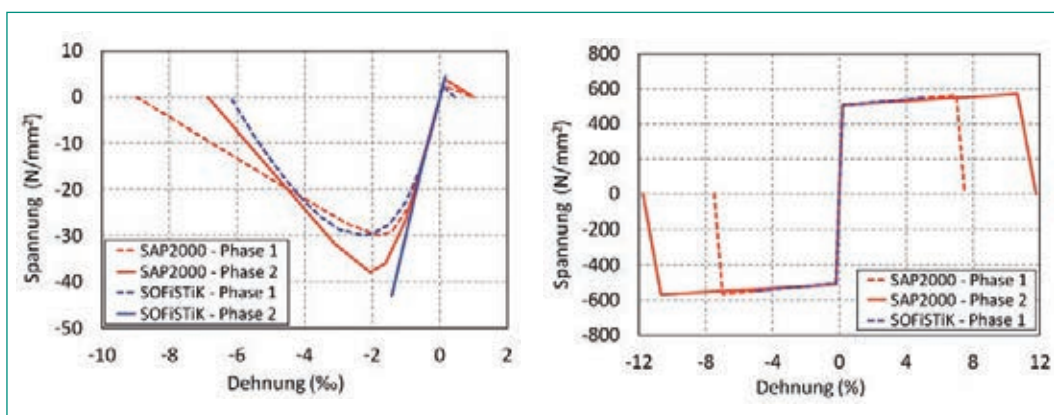


Abb. 3:  
Materialgesetze Zug  
und Druck für Beton  
(links) und Betonstahl  
(rechts).



Tab. 2:  
Masse, Eigenfrequenzen  
und zugehörige  
Dämpfungsmasse,  
EG: Eigengewicht  
Specimen, AL: Auflast  
Specimen, RT: Rüttel-  
tisch.

	CEA gemessen (Run006) [5]	SAP2000-Modell	SOFiSTiK-Modell
<b>Totale Masse [t]</b>	70.8	70.3	70.6
<b>Masse EG / AL / RT [t]</b>	11.9 / 33.9 / 25.0	12.7 / 33.9 / 23.6	12.6/34.4/23.6
<b>Eigenfrequenzen [Hz] (x-Rtg. / y-Rtg. / Torsion)</b>	6.28 / 7.86 / 16.50	6.04 / 9.00 / 20.13	5.84 / 9.09 / 19.50
<b>Dämpfungen [%]</b>	2.6 / 4.2 / 5.5	5.0 / 4.3 / 5.0	3.3 / 3.7 / 6.3

sensaustausch und vertiefter Wissensbildung zu maximieren, erfolgt eine enge Zusammenarbeit mit intensivem technischem Austausch im Team. Mit der Teilnahme am Projekt SMART 2013 bleibt das ENSI über den Stand von Wissenschaft und Technik für die Erdbebenberechnungen der Kernanlagen informiert und erhält vollen Zugang zu den Daten, Resultaten, Dokumentationen und Workshops.

Die Anfang 2014 abgeschlossene Gefährdungsstudie (PEGASOS Refinement Projekt PRP) führt bei den bestehenden Schweizer Kernkraftwerken zu einer höheren Erdbebeeinwirkung als bisher. Da die Anforderungen an die Sicherheit (Stresstests nach Fukushima) insbesondere auch be-

züglich auslegungsüberschreitender Naturereignisse ebenfalls gestiegen sind, werden in Zukunft bei den bestehenden Schweizer Kernkraftwerken voraussichtlich vermehrt nichtlineare dynamische Berechnungen zur Nachweisführung eingesetzt. Damit kann das Tragverhalten der Bauwerke detaillierter und bis zum Erreichen der Versagensgrenzen untersucht werden, sodass Tragreserven erkannt und ausgewiesen werden können. Eine grosse Bedeutung hat auch eine zuverlässige Bestimmung der allfälligen Schäden und Versagensmechanismen. Es werden deshalb im Projekt SMART 2013 vom ENSI-Team Berechnungsmethoden, Modelle und Rechenprogramme verwendet, die für die zukünftige Praxis der

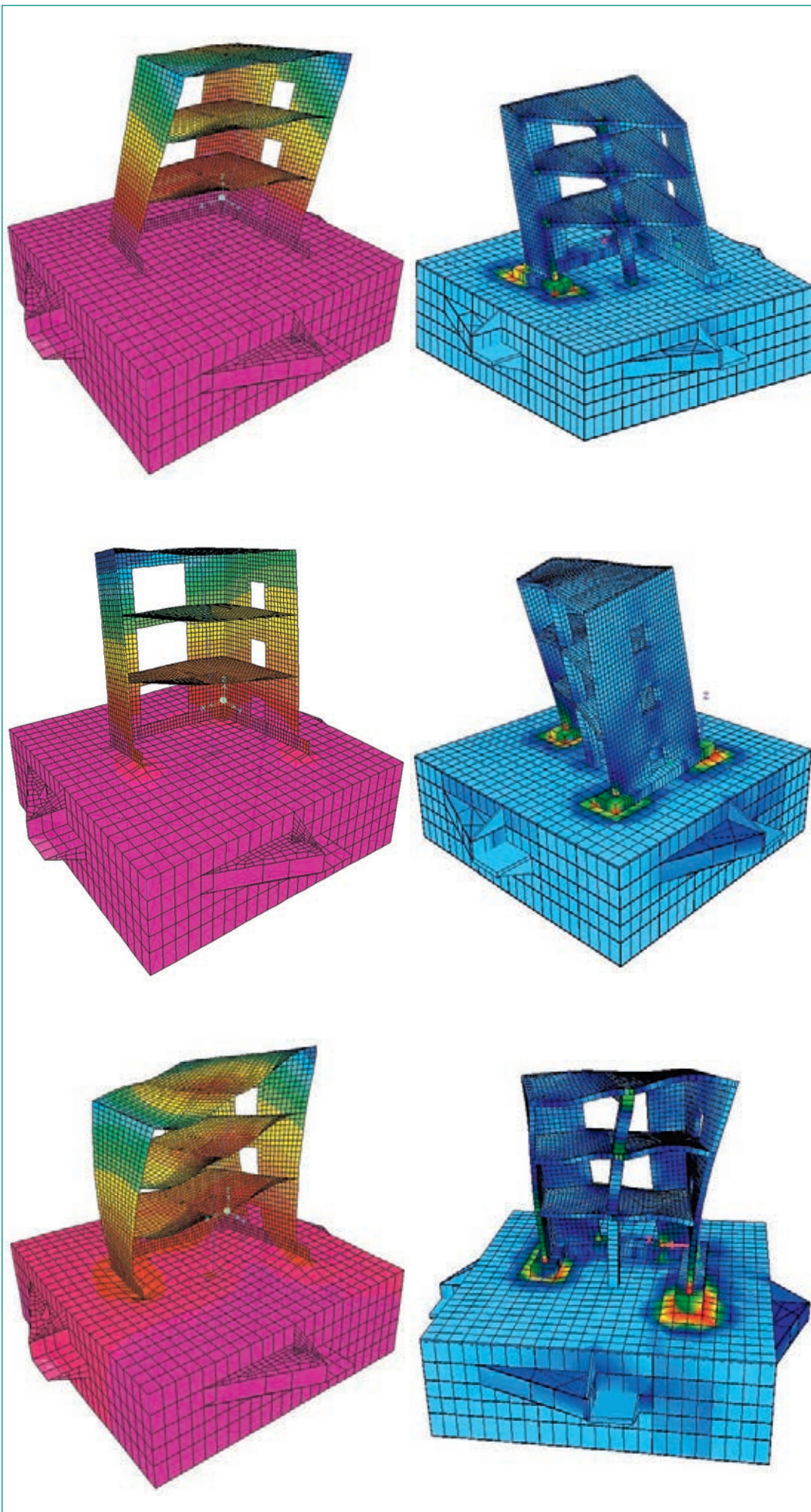
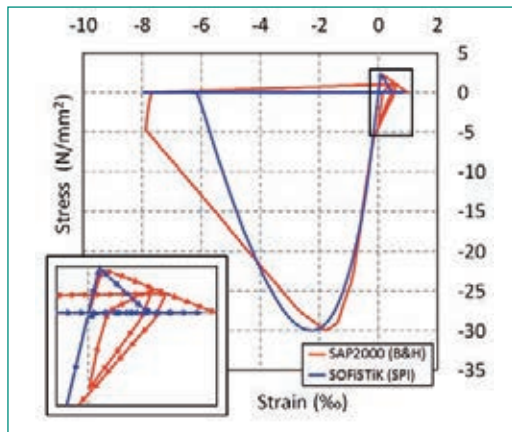


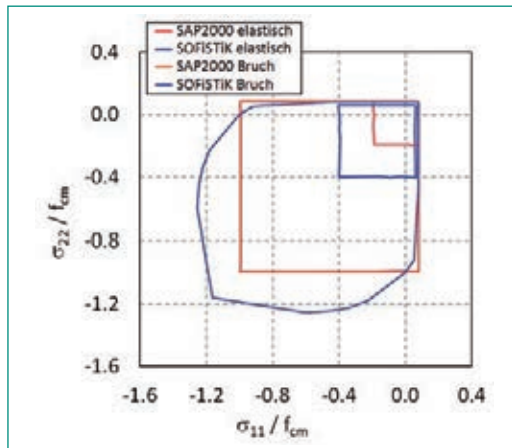
Abb. 4:  
 Massgebende horizontale Eigenformen  
 in x-Rtg., y-Rtg. und  
 Torsion, links SAP2000,  
 rechts SOFiSTiK.



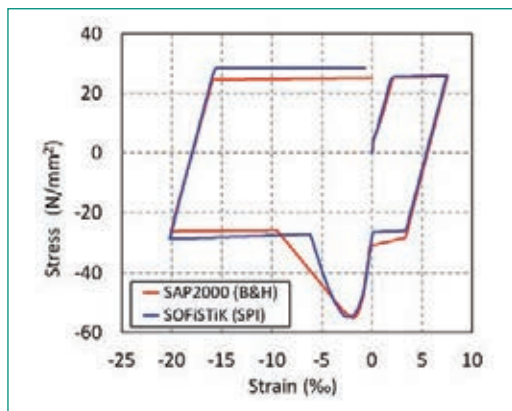
**Abb. 5:**  
Test c.3: Beton  
unter einachsiger Zug  
und Druck.



**Abb. 6:**  
Test c.4 und c.5:  
Elastische Oberfläche  
und Bruchoberfläche  
des Betons bei  
zweiachsiger Scheiben-  
beanspruchung.



**Abb. 7:**  
Test rc.1: Resultieren-  
des Spannungs-  
Dehnungs-Diagramm  
vom bewehrten Beton  
unter einachsiger Zug  
und Druck.



Erdbebenberechnungen von Kernanlagen repräsentativ sein werden. Im Vordergrund stehen nichtlineare dynamische Berechnungen mit der Finite-Element- oder Fiber-Element-Methode und den kommerziellen Computer-Programmen SAP2000 und SOFiSTiK. Die Erfahrungen und Erkenntnisse daraus werden im Hinblick auf die Aufsichtstätigkeit für die Schweizer Kernkraftwerke ausgewertet und genutzt, insbesondere als Grundlage für allgemeine Festlegungen zur Verwendung von nichtlinearen Berechnungsmethoden (Anwendungsbereiche, Modellierung, Materialgesetze) in deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Die Projektziele des Jahres 2013 sind das Durchführen der ersten zwei Phasen des Projekts und die Abgabe der entsprechenden Resultate an die CEA. Es handelt sich dabei in der Phase 1 um den Aufbau der numerischen Modelle in den Computer-Programmen und um die Durchführung der sogenannten lokalen Tests zur Dokumentation des nichtlinearen Element- und Materialverhaltens. In der Phase 2 werden die numerischen Modelle an den zur Verfügung gestellten Testresultaten mit einer geringen seismischen Anregung im elastischen, (quasi) linearen Bereich kalibriert.

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Es wird im Folgenden nur auf die im Jahr 2013 durchgeführten Arbeiten und Ergebnisse des ENSI-Teams eingegangen. Der Vergleich mit den rund 30 anderen Teams ist noch nicht ausgewertet und wird deshalb erst in einem Jahr präsentiert.

### Phase 1: Entwicklung der numerischen Modelle und deren lokale Tests

In der Phase 1 wurden vom ENSI-Team zwei numerische Modelle des Specimen inkl. dem Rütteltisch entwickelt: einerseits ein nichtlineares SAP2000-Modell durch die Prüferingenieure von Basler & Hofmann und andererseits ein nichtlineares SOFiSTiK-Modell durch die Prüferingenieure von Stangenberg und Partner. Die beiden Modelle verfügen über die in der Tab. 1 zusammengestellten Eigenschaften und sind in Abb. 2 dargestellt. Die in den Modellen verwendeten Materialgesetze für den Beton und den Betonstahl sind in Abb. 3 zu sehen. Sie wurden von den Prüferingenieuren auf Basis der von CEA gemessenen und in den Projektspezifikationen [2] zur Verfügung gestellten Materialeigenschaften festgelegt.

Die Tab. 2 zeigt die drei massgebenden Eigenfrequenzen und die zugehörigen Dämpfungsmasse gemäss den verwendeten Rayleigh-Dämpfungen. In der Abb. 4 sind die entsprechenden Eigenformen dargestellt. Der Vergleich mit den im Test bei white noise Einwirkung (Run006) gemessenen und auch in Tab. 2 angegebenen Werten der CEA aus [5] zeigt, dass die beiden numerischen Modelle die Wirklichkeit hinsichtlich der dynamischen Eigenschaften relativ gut abbilden können. Dennoch ist zu erkennen, dass die erste Eigenfrequenz in den numerischen Modellen leicht zu tief ist und die zweite und insbesondere die dritte Eigenform zu

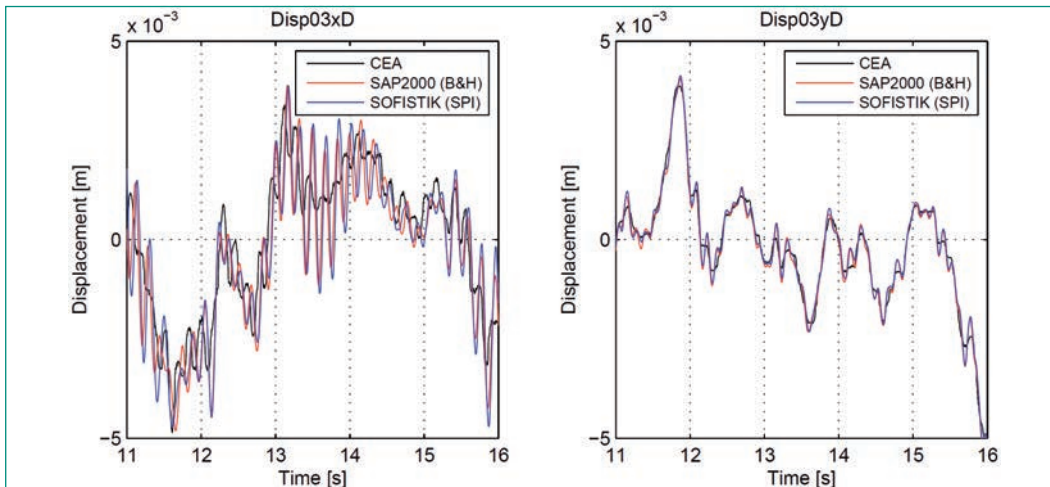
hoch sind. Mehrere Gründe können dafür verantwortlich sein: zu steife Modellierung der Verbindung zwischen der Foundation des Specimen und dem Rütteltisch, siehe dazu Phase 2, leicht unterschiedlichen Masseverteilung, siehe Tab. 2, und leichte Nachgiebigkeit der hydraulischen Zylinder, die in den numerischen Modellen nicht abgebildet sind (fixe Auflager).

Während der ersten Phase des Projekts SMART 2013 mussten verschiedene lokale Tests der numerischen Modelle ausgeführt werden, um deren Verhalten und Effizienz zu prüfen und um herauszufinden, welche Hauptphänomene die numerischen Modelle inkl. Materialgesetze berücksichtigen. In den Abbildungen 5 bis 8 werden die Resultate ausgewählter lokaler Tests (c.3, c.4, c.5 und rc.1) der beiden numerischen Modelle SAP2000 und SOFiSTiK dargestellt und verglichen. Wo nicht anders angegeben, wurden dabei die Modelleinstellungen der Wände gem. Tab. 1 verwendet.

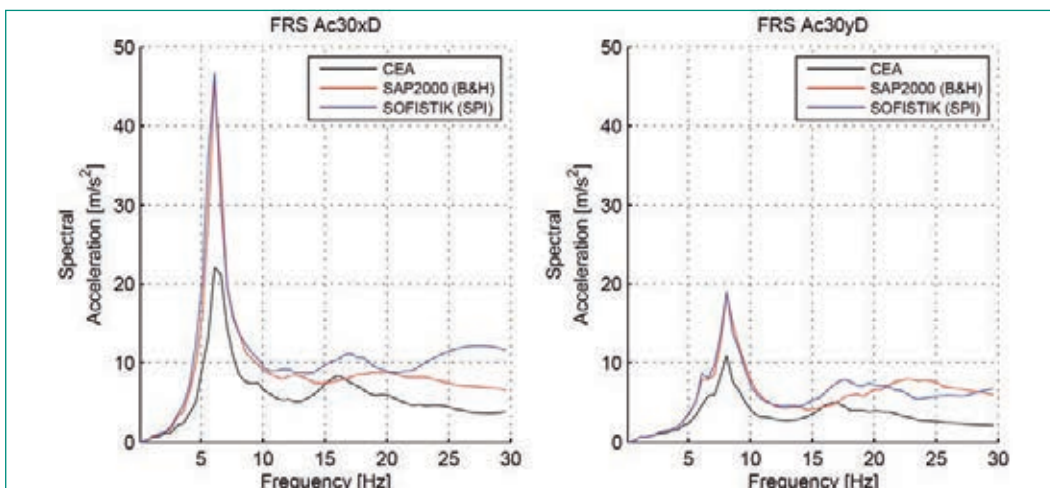
Abb. 5 zeigt das Resultat für den Test c.3 Betonverhalten unter einachsigem Zug und Druck. Die Kurve des numerischen Modells SAP2000 weist auf der Zugseite deutliche «hysteretic loops» auf,

die aufgrund des gewählten hysterischen Verhaltens (nach Takeda) des Betons entstehen. Da das im numerischen Modell SOFiSTiK verwendete Materialgesetz schneller die Bruchdehnung erreicht, sind bei den SPI-Kurven keine «hysteretic loops» sichtbar. Da die aufgebrachte Dehnung im numerischen Modell SAP2000 die Bruchdehnung erst ganz am Ende des Zeitverlaufs erreicht, weist dieses Modell nach der Druckseite wieder eine ansteigende Zugfestigkeit auf.

Abb. 6 zeigt für die beiden numerischen Modelle die elastische Oberfläche und Bruchoberfläche des Betons bei zweiachsiger Scheibenbeanspruchung. Die äusseren Grenzen des elastischen Bereichs hängen vom Materialgesetz und der Definition der Elastizitätsgrenzen in den numerischen Modellen ab. Im numerischen Modell SAP2000 ist die Elastizitätsgrenze bei derjenigen Dehnung gewählt, bei der die Steifigkeit im Materialgesetz nicht mehr konstant ist, während im numerischen Modell SOFiSTiK Werte aus dem Eurocode 8 (Druckseite,  $\epsilon_{el}$  bei  $0,4 f_{ck}$ ) und der Literatur (Zugseite,  $\epsilon_{el}$  bei  $0,9 f_{ct}$ ) verwendet wurden. Hinsichtlich der Bruchoberfläche des Betons wurden bei beiden numerischen



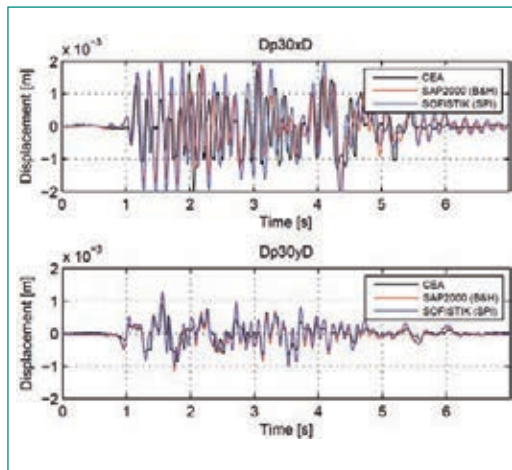
**Abb. 8:** Run006 Verschiebungen in x- und y-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000 (B&H), blau: SOFiSTiK (SPI).



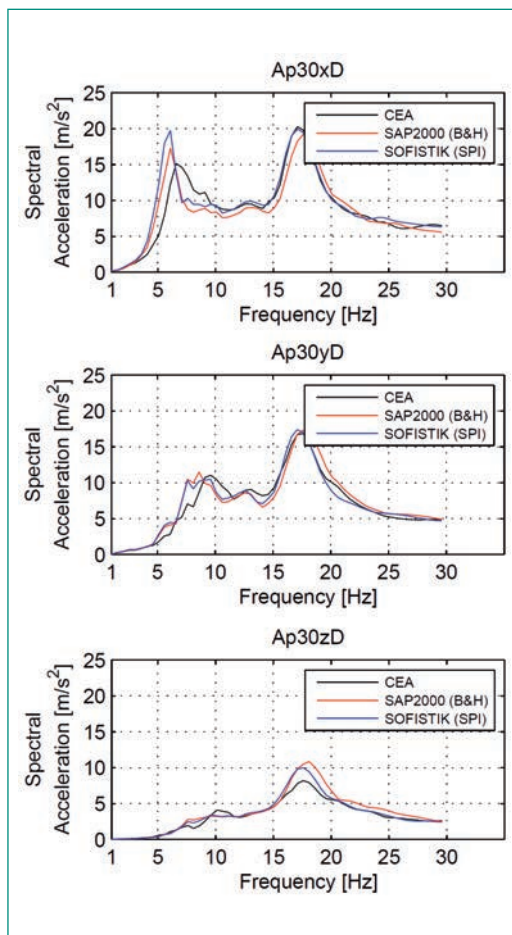
**Abb. 9:** Run006 Etagenantwortspektren für x- und y-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000 (B&H), blau: SOFiSTiK (SPI).



**Abb. 10:**  
Run007 Verschiebungen in x- und y-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000 (B&H), blau: SOFiSTiK (SPI).



**Abb. 11:**  
Run007 Etagenantwortspektren für x-, y- und z-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000 (B&H), blau: SOFiSTiK (SPI).



Modellen die standardmässig eingestellten Werte der Dehnung bei Höchstlast benutzt. Es ist zu sehen, dass das «nonlinear layered shell element» von SAP2000 eine konservative quadratische Fließbedingung verwendet, während SOFiSTiK eine realistischere Fließbedingung ansetzt. In Abb. 7 ist das aus dem Test rc.1 resultierende Spannungs-Dehnungs-Diagramm vom bewehrten Beton unter einachsigen Zug und Druck dargestellt (mittlerer resultierender stress  $F_x/A$ ). Das numerische SOFiSTiK-Modell zeigt eine stärkere Verfestigung («strain hardening») als das nume-

rische SAP2000-Modell, berücksichtigt jedoch nicht die Spannungsreduktion auf der Gegenseite infolge der Verfestigung. Des Weiteren ist der horizontale Endbereich im Verhalten des numerischen SOFiSTiK-Modells nicht erklärbar.

## Phase 2: Elastische Kalibrierung der numerischen Modelle

In der Phase 2 wurden die Modelle mittels Resultaten aus den numerischen Tests mit schwacher Anregung kalibriert. Es wurden dazu die absoluten Verschiebungs- und Beschleunigungsergebnisse von zwei Testläufen (sogenannten Runs) verwendet: Run006 synthetische white noise Anregung mit peak ground acceleration (pga) von 0.1 g und Zeitdauer von 53 s und Run007 schwache Erdbebenanregung mit pga von 0.1 g. Bei diesen beiden Einwirkungen bleibt das Specimen quasi elastisch. In den Abb. 8 bis 11 ist ein Vergleich der gemessenen Testdaten (CEA, [5]) mit den numerisch berechneten Modellergebnissen für den Eckpunkt D auf der obersten Decke dargestellt. Es zeigt sich, dass mit den entwickelten numerischen Modellen eine relativ gute Übereinstimmung mit den Testdaten erreicht werden kann. Dies gilt insbesondere für die schwache seismische Anregung von Run007. Bei der synthetischen white noise Anregung ergibt sich in den numerischen Modellen eine Art Resonanzschwingung in x-Richtung, deren Grund noch unklar ist, die jedoch im Zusammenhang mit dem Aufbringen der Anregung in Form von Verschiebungszeitverläufen sein kann, was aus verschiedenen Gründen numerisch nicht unproblematisch ist.

Die Kalibrierung erfolgte einerseits darin, wie in den numerischen Modellen die Foundation und deren Verbindung mit dem Rütteltisch modelliert wurde und andererseits in der Wahl der Dämpfung, die ein Haupteinflussparameter für die Resultate darstellt. Die Foundation und deren Verbindung mit dem Rütteltisch wurden im numerischen SAP2000-Modell möglichst einfach modelliert, siehe Tab. 1. Die im SOFiSTiK-Modell verwendete Modellierung mit Volumenelementen ist leicht aufwendiger, aber immer noch linear. Bei beiden Modellen wurde damit die Flexibilität der Verbindung von Specimen und Rütteltisch bei Zugbeanspruchung, die sich aus den im Test verwendeten nicht vorgespannten Ankern ergibt, vernachlässigt. Numerische Versuche mit Gap- und Hookelementen bzw. nichtlinearen Verbindungselementen (unterschiedliche Zug- und Druckeigenschaften) in SAP2000 zeigten eine massive Erhöhung der Re-

chenzeit und konnten deshalb bisher nicht gerechnet und ausgewertet werden.

Die gewählten Rayleigh-Dämpfungen für die Runs 006 und 007 sind in Tab. 1 aufgeführt: im SAP2000-Modell von B&H zu rund 5% «konstanter» Rayleigh-Dämpfung und im SOFiSTiK-Modell von SPI mit möglichst gut an die gemessenen Frequenzen der CEA angepasst Rayleigh-Dämpfung, siehe Tab. 2. Es ist zu sehen, dass die von der CEA gemessenen Dämpfungsmasse im numerischen SOFiSTiK-Modell zu kleiner Dämpfung der ersten beiden Eigenfrequenzen führen. Das gleiche Phänomen zeigte sich auch beim numerischen SAP2000-Modell, weshalb von B&H höhere Dämpfungsmasse für die ersten beiden Eigenfrequenzen gewählt wurden, siehe Tab. 2. Grundsätzlich stellt sich die Frage, von wo diese für eine quasi elastische Beanspruchung eines Stahlbetongebäudes relativ hohen Dämpfungsmasse kommen. Eine mögliche Quelle könnten die hydraulischen Zylinder sein, die zur Anregung des Rütteltisches verwendet werden. Weiterhin zeigte die Kalibrierung, dass für die nichtlineare Berechnung im Zeitschrittverfahren mit Verschiebungszeitverläufen als Anregung in SAP2000 mit einem Berechnungszeitschritt von  $\leq 0.004885$  s gerechnet werden muss, um vernünftige Resultate zu erhalten. Grössere Berechnungszeitschritte (z.B.  $0.00977$  s) führen dazu, dass die höheren Eigenformen durch die Verschiebungseinwirkung nicht korrekt angeregt werden, was sich in unrealistischen Ergebnissen in den Etagenantwortspektren im höherfrequenten Bereich ( $> 16$  Hz) zeigt.

## Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) im Team ENSI beteiligt.

## Internationale Zusammenarbeit

Rund 30 Teams weltweit aus diversen Organisationen der führenden Nationen der Kerntechnik und des Erdbebeningenieurwesens nehmen am Projekt SMART 2013 teil. Sie simulieren das Erdbebenverhalten mit verschiedensten Methoden im Voraus, bringen ihre Erfahrungen ein und entwickeln diese weiter. Damit bildet SMART 2013 wie bereits SMART 2008 eine gewichtige internationale Plattform für einen Erfahrungsaustausch, welcher weit über die engere Zielsetzung der Versuche und Be-

rechnungen hinausreicht. Im Team ENSI ist die Firma Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (Bochum, Deutschland) beteiligt.

## Bewertung 2013 und Ausblick 2014

Wie anhand der dargestellten Resultate ersichtlich ist, konnten die Projektziele des Jahres 2013 vollständig erfüllt werden. Die numerischen Modelle wurden aufgebaut und konnten sowohl in den lokalen Tests als auch in der Kalibrierung mit den Testresultaten der schwachen seismischen Anregung erfolgreich geprüft werden.

Die gute Übereinstimmung bei schwacher seismischer Anregung stellt eine gute Ausgangslage dar, um die Vorausrechnungen der starken Erdbebeneinwirkung in der nächsten Phase 3 im Frühjahr 2014 in Angriff zu nehmen. Dabei wird sich zeigen, wie gut die numerischen Modelle im Stande sind, das nichtlineare Material- und Bauteilverhalten bei starker Erdbebeneinwirkung abbilden zu können. Weiter wird sich zeigen, ob die fixe Modellierung zwischen Foundation des Specimen und dem Rütteltisch im Vergleich zur Wirklichkeit nicht zu steif ist.

Es werden dazu in Phase 3 mindestens 4 Runs mit steigender Erdbebeneinwirkung bis zum «Hauptbeben» und 1 Run als schwächeres «Nachbeben» vorzuberechnen sein. Die gemessenen Testdaten werden von der CEA mit den Ergebnissen der numerischen Berechnungen der 36 internationalen Teams verglichen, woraus Schlüsse über die Fähigkeiten der numerischen Modelle und Berechnungsmethoden gezogen werden können. In der letzten Phase 4 des Projekts wird eine Verletzbarkeitsanalyse durchgeführt mit dem Ziel, Fragility-Kurven zu entwickeln, unter den Teams zu vergleichen und zu diskutieren. Als Schadenskriterien sollen dabei die Stockwerkschiefstellungen und der Eigenfrequenzabfall dienen. Die Unsicherheiten sind über die Betonzugfestigkeit, Fundationssteifigkeit, Fundationsdämpfung und Specimendämpfung einzuführen.

Die CEA und EDF organisieren im November 2014 in Paris einen Schlussworkshop, wo die Ergebnisse der verschiedenen internationalen Teams präsentiert, verglichen und diskutiert werden. Das ENSI und die Prüfengeure von Basler & Hofmann und Stangenberg und Partner werden daran teilnehmen, ihre Ergebnisse präsentieren und sich in den Diskussionen einbringen.

## Referenzen

- [1] Internetseite des internationalen Forschungsprojekts SMART 2013, [www.smart2013.eu](http://www.smart2013.eu)
- [2] *B. Richard, T. Chaudat*: Presentation of the SMART 2013 International Benchmark, CEA Specification Technique DEN/DANS/DM2S/SEMT/EMSI/ST/12-017/E, 09.09.2013
- [3] *Basler & Hofmann*: SMART 2008, Final Report Phase 1, Bericht Nr. B 3210.401-01, 30.09.2009
- [4] *Basler & Hofmann*: SMART 2008, Final Report Phase 2: Parametric & Vulnerability Study, Bericht Nr. B 3210.401-02, 08.12.2010
- [5] *B. Richard, P. E. Charbonnel*: SMART 2013 International Benchmark, Experimental data for stage #2, CEA Note Technique DEN/DANS/DM2S/SEMT/EMSI/NT/13-035/A, 31.07.2013
- [6] *B. Richard, T. Chaudat*: SMART 2013 Data Acquisition Project, CEA Note Technique DEN/DANS/DM2S/SEMT/EMSI/NT/13-003/B, 17.07.2013

# Human Reliability Analysis

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofilini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/D16, 5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, safe.web.psi.ch
Duration of the 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 2013, the topics addressed and results achieved include:

- the development of new user guidance for the CESA-q method for the quantification of EOCs. CESA-Q was revised to address traceability issues, as recommended in the HRA Empirical Study assessment of the method. This revision entailed adopting a model-based approach for quantification, in which the error probability directly follows from the

evaluations of the situational factors by the analyst. The guidance for the evaluation of the situational factors was also revised.

- the documentation of an initial version of guidelines for the collection of HRA data in simulators. These guidelines include a compilation of existing context and performance outcome measures used in human factors engineering and related disciplines. These will be used in the future as a basis for defining measures appropriate for the collection of HRA data.
- lessons learned on the consistency of HRA analyses derived from the U.S. HRA Empirical Study. This study extends the earlier work in this area to address differences in analyses performed by multiple analysis teams applying the same method.

The overall outcomes of the project are summarized in this report.

## 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**.<sup>1</sup>

The main goals for 2013 were:

### EOC plant-specific pilot study III

1. Finalization and publication of the EOC-III study report.

The technical work to identify EOCs and quantify the failure scenarios was performed in 2012. A

---

<sup>1</sup> In parallel to this research project, PSI/NES 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.

review of the technical correctness and realism of the EOC scenarios by the plant's experts is performed as part of the process of finalizing the study report.

### Quantification of EOCs

2. Documentation of revised CESA-q quantification method.

CESA-q is PSI's method for the quantification of errors of commission ([1]; Podofillini, Dang, 2013a). 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. A new concept for EOC quantification in CESA-Q (introduced in 2012) is based on an explicit model: the error probabilities are produced by the model in correspondence of analyst assessments of the input factors (each factor addressing specific task features influencing the error probability). The 2013 goals in this area included the preparation of new user guidance for the quantification aspects of the method. As additional support for the guidance document, comprehensive examples of the application of the CESA-Q method, based on the EOC-III study as well as previous EOC studies, are provided.

### Simulator Data for HRA and Method Assessment

3. Evaluation of HRA predictions and method assessment in the U.S. HRA Empirical Study.

The goal was to develop and document the overall findings from the International HRA Empirical Study (Forester et al, 2013) and its follow-up study, the U.S. HRA Empirical Study [2] [3].

In the HRA Empirical Studies, multiple crews in simulated emergency scenarios were observed in the simulator. A compilation of some of the key observations and insights from the simulator studies of crew performance in these specific emergency scenarios was a second goal.

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 main 2013 objective was the publication of a first version of the guidelines for HRA data collection in nuclear power plant training simulators.



## Technical basis for seismic HRA

### 5. Finalization of the reports

The publication of a report on earthquake experiences at nuclear power plants and the documentation of a questionnaire to be used in interviewing subject matter experts on the factors influencing human performance in scenarios initiated by earthquakes were the goals in this area.

## Work carried out and results obtained

### EOC plant-specific pilot study III

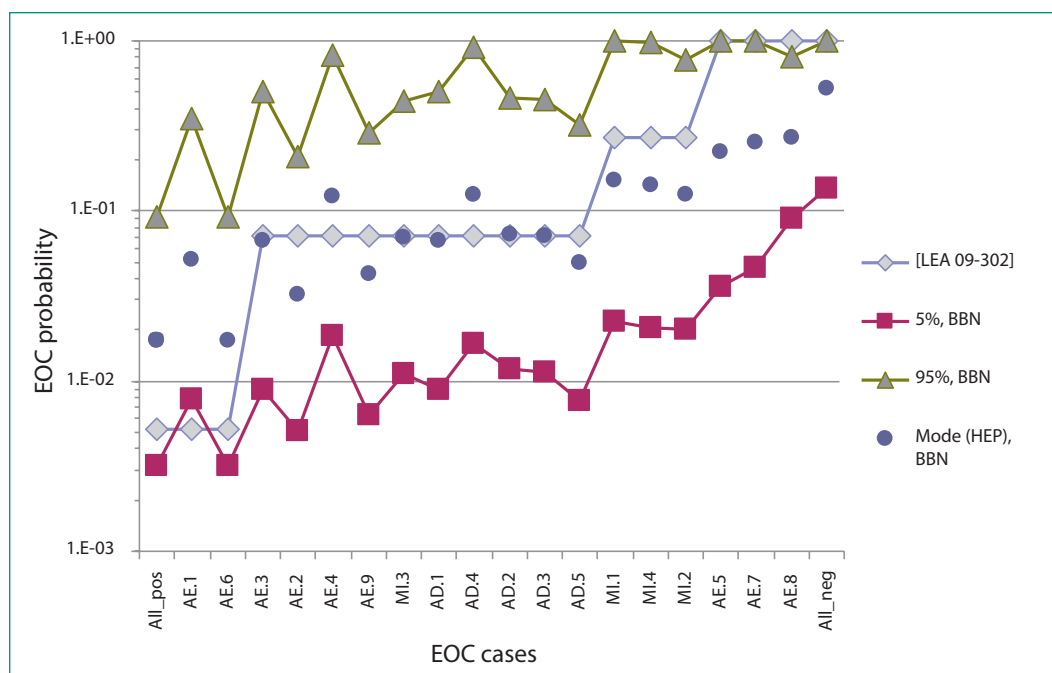
The overall study results and the corresponding report were reviewed by plant experts (two PSA specialists, one operator trainer). The study report was issued (Podofillini, Dang, 2013b).

### Quantification of EOCs

The definitions of the CESA-Q factors (the «adjustment factors», in the method's terminology, used to characterize the strength of the conditions influencing the EOC probability) were revised, generally to simplify the rating scale and to extend the evaluation guidance – this work has been reported in (Podofillini, Dang, 2013a).

The CESA-Q quantification model (i.e. the mathematical engine that produces the EOC probabilities given the evaluations of the input factors) was completed. The model parameters representing the relationships were determined using the ranked-nodes method [4], in which some known

parameters of a Bayesian Belief Network model are used to derive the remaining parameters. For the development of the CESA-Q model, the known parameters were based on the CESA-Q database (a set of 26 operational events including EOCs analyzed and quantified in [5]). This database is not sufficient to derive all of the model parameters; consequently, the ranked-nodes method is used to obtain the missing model parameters. The responses of two sub-models were tested on the operational events; one sub-model is used to represent EOC situations of types «Misleading Indications», «Adverse Exception», «Adverse Distractions» while the second sub-model covers EOC situations of type «Risky Incentive». Fig. 1 shows the predictions of the first sub-model on selected operational events of the types covered by this model. The results for both sub-models show that the BBNs are able to represent and distinguish the increasing impact of the error-forcing conditions across the events, ranging within different levels, from low to high impacts (the operational events in Fig. 1 are ordered by increasing EOC probability, from left to right). For the extreme levels «very low» and «extremely high», overestimation and underestimation of the error forcing impact are observed, respectively. While the underestimation of extremely high error forcing impact is certainly an issue for the use of the model in practical PSA applications, the relationships that correspond to these (and similar) combinations of input factors can be easily modified (manually) to represent the higher impact. The updated guidance for applica-



**Figure 1:** Model (BBN) predictions, EOC probability with confidence bounds, on the operational events informing the relationship subset («Misleading Indications»: MI, «Adverse Exception»: AE, «Adverse Distractions»: AD). Mode(HEP): most probable HEP value. «All\_pos» and «All\_neg» represent the cases where all input factors are positively and negatively rated, respectively; these correspond to the lowest and highest HEPs that can be obtained with the BBN.

tion of the CESA-q, reflecting the BBN model-based quantification approach, and its technical basis are documented in (Podofillini, Dang, 2013a). As an additional input to improve the method's guidance, CESA-Q was assessed against two other HRA methods, developed relatively recently, ATHEANA [6] and MERMOS [7], which, as CESA-Q are suitable for the analysis and quantification of EOCs. The main aim of the assessment has been to understand if/how any features of these methods can suggest improvements to CESA-Q. The assessment was based on the applications of the three methods in the context of the International HRA Empirical Study (Forester et al, 2013). Key results of the assessment are as follows. Common strengths of the three methods relate to the rich qualitative analyses underlying all of them. In addition, all three methods develop multiple contexts for a given HFE, in which different failure modes and mechanisms may apply. The assessment identified some features of the two methods that could be relevant for CESA-Q. The assessment underscored the fact that CESA-Q is based on a structured factor analysis in support of the qualitative analysis as well as of the quantification. This feature is unique to CESA-Q when compared to ATHEANA and MERMOS: it allows systematic factor consideration as well as analysis traceability that cannot be found in the two other methods. This is a very important feature that is expected to foster practical applications of CESA-Q. Indeed, the PSI's method has been developed from its early beginnings with the goal of combining depth in the qualitative analyses of performance contexts (typical of second generation HRA methods) with the aspects of the more classical HRA methods that made them successful among practitioners (their being PSF-based). The comparison of CESA-Q with these two methods and the assessment is reported in (Podofillini, Dang, 2013e).

As a further element of the EOC quantification guidance, the EOC analyses performed in the context of PSI's EOC plant-specific studies were collected in a report (Podofillini, Dang, 2013f). These analyses include applications of CESA-Q as well as of other methods and make up a set of reference analyses in support of future EOC analyses. Moreover, conclusions on the types and role of EOCs in the PSA framework were derived. These include the general assessment of the risk importance of EOCs in an industrial PSA; the understanding of the functional failures (and failure modes) induced by EOCs on those safety-relevant systems of con-

cern for PSA applications; and the high-level characteristics of EOCs that warrant a given type of quantification method.

### **Simulator Data for HRA and Method Assessment**

The overall findings from the International HRA Empirical Study were published as a Halden Project Report (Forester et al, 2013). Work to prepare the findings from the U.S. HRA Empirical Study for publication as a NUREG report, presented in preliminary form in [2] [3], is nearly complete. The report will appear in 2014.

An initial version of the guidelines for the collection of HRA data in simulators was prepared (Park, Dang, 2013). Our cooperation partner, KAERI, initiated an external peer review. One of the key achievements of the guideline is the identification of various observation measures and scales that have been reported in the literature for the performance factors and outcomes. The identified measures, primarily associated with human factors and human interface verification and validation, will form a basis for defining measures specific for HRA data. The guidelines will be revised to account for the peer review comments in 2014. The work on the definition of HRA-appropriate measures includes (Podofillini et al, 2013) and (Park, Dang, 2013).

### **Technical basis for seismic HRA**

The final report on the survey of earthquake experiences at nuclear power plants was published (Dang, Podofillini, 2013a). A survey or interview questionnaire for the elicitation of information relevant to the technical basis for seismic HRA was published (Dang, Podofillini, 2013b).

### **Outcome of the project – EOC plant-specific pilot study III**

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 (Podofillini, Dang, 2013b) is the third plant-specific, industrial-scale application of the Commission Errors Search and Assessment (CESA) method. The study follows two earlier EOC studies with CESA for Swiss plants [8], [9]. The pilot characterization of these studies relates to the need for

further development in the method for the estimation of EOC probabilities. The results of pilot study III suggest that the most important EOC (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 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 [10]. 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.

#### **Outcome of the project – Quantification of EOCs (Enhancements of the CESA-Q method)**

Based on the findings on CESA in the frame of the International HRA Empirical Study (Forester et al, 2013), the CESA-q method for quantifying EOCs was revised to increase traceability. A major change in the method is the evolution of the quantification approach from a match-and-adjust approach in the original approach [1] to a model-based approach. Formerly, after the situational factors for the EOC to be quantified were characterized, quantification consisted of a) identifying closely related EOCs from a set of 26 EOCs that were previously analyzed qualitatively and quantitatively, and b) adjusting starting from their HEPs used as reference values. Given the limited number of entries in the database, the identification of a very close match is rare and guidelines for adjusting the reference are limited. In the CESA-q update, quantification now uses an explicit model implemented

as a Bayesian Belief Net (BBN), which is a mathematical framework to model complex probabilistic causal relationships [11]. The model-based approach reduces the subjectivity in the quantification, because the applicable error probability directly follows from the situational factor evaluations, without the need for additional judgments by the analyst.

The technical core of the revised method has been published in an international journal (Podofillini, Dang, 2013c). The guidance for CESA-q, which addresses the evaluation of the CESA-Q factors as well as the model-based quantification is presented in (Podofillini, Dang, 2013a). CESA-Q was applied to quantify the EOCs in the scenarios identified in Pilot Study III. A compilation of example applications of CESA-q (Podofillini, Dang, 2013f) is provided as a companion volume to the guidance report.

#### **Outcome of the project – U.S. HRA Empirical Study**

The HRA Empirical Studies are assessments of HRA methods based on a benchmark of method predictions against crew performance data obtained in simulated nuclear power plant emergency scenarios. The U.S. Study [2] [3] is a follow-on effort to the International HRA Empirical Study. In addition to assessing the methods based on comparing HRA predictions against data, its main aims are to: 1) evaluate the variability in the HRA results obtained by different analysts using the same method, which was not possible in the design of the earlier «international» 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.

To allow comparisons to be made among analysts applying the same HRA method, two to three 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 [2] while the results related to comparing the results of the different HRA analysis teams that used the same method were reported in [3]. 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 identify these limitations, suggest ways to improve individual methods, and identify general areas in HRA that would benefit from additional guidance. For instance, one means to reduce variability would be to extend the scopes and rating scales for performance shaping factors to better address various issues that tend to arise in the more challenging scenarios. In addition, guidance and example analyses are needed to ensure that analysts model HFEs more consistently. The finalization of this report is nearly complete, with publication expected in 2014.

### **Outcome of the project – Guideline for HRA Data Collection in Simulators**

In 2009, the Working Groups on Risk Assessment and on Human and Organizational Factors of the CSNI organized a workshop on «Simulator Studies for HRA Purposes» [12]. One of the conclusions of the workshop was the need for guidelines for HRA data collection in simulators, which would ensure the quality and usability of the collected data by recommending acceptable practices for such data collection, support consistency of the data among different organizations, and reduce the resources required to initiate such programs.

Within the discipline, many types of data and information are referred to as «HRA data». This diversity poses challenges for the discussion of specific data needs because of the differences in the understanding of the terminology and scope of the data types. A review of the literature on data collection efforts and HRA-related databases of information has been performed to identify and sort out some of these differences. (Prvakova, Dang, 2013).

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. An initial version of the guideline for HRA data collection in simulators represents the final deliverable of the 2010–2013 project in this area.

### **Outcome of the project –**

#### **Technical basis for seismic HRA**

A survey focused on the human performance aspects of earthquake responses at NPPs was performed. The survey identified 5 major earthquakes worldwide, impacting seven nuclear power plant sites, that led to ground motions or accelerations exceeding the safe shutdown earthquake (SSE) level. Four of these earthquakes occurred in Japan. One is the 2011 Tohoku earthquake (and associated tsunamis) that led to the accidents at the Fukushima Daiichi NPP; the fifth affected the US North Anna NPP in 2011. In some events, the SSE was exceeded in some units while other units on the same site were subject to lesser accelerations, due to differences within the site. This set of events represents the automatic shutdown of 22 units. In many cases, these plant shutdowns occurred under a Loss of Offsite Power condition, with AC power provided by emergency diesel generators. An examination of this earthquake experience shows no or very limited damage to structures, systems, and components (SSCs) important to safety or needed for shutdown, even in the units where the SSE was exceeded. However, for Fukushima Daiichi, earthquake damage to SSCs is not thought to have been a significant factor in the severity of the accident although future inspections are needed to make a definitive determination. The main technical contributor to the severity is the tsunami that led to a loss of AC and DC power (with consequences not only on safety functions but also on instrumentation, control, and on-site communications) and loss of ultimate heat sink.

The overall experience highlights several issues relevant for seismic HRA. Damage to non-safety related equipment was common and represented an additional workload for plant personnel, e.g. in fire-fighting and assessing equipment status. Second, earthquake aftershocks may require re-assessment of equipment status or interrupt personnel actions within the plant. For the Japanese plants, tsunami warnings also led to interruptions. In general, increased workload was found at levels well below the SSE design basis. Finally, access to the site or within the site for personnel and logistical support could be impeded, even if safety-related SSCs were not directly impacted.

The preparation of a questionnaire for the elicitation of information relevant to the technical basis for seismic HRA concludes the work in this area within the 2010–2013 project. It is intended to be used in structured interviews of a diversity of

experts (human factors, psychology, nuclear operations, emergency preparedness).

## 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. The plant's experts also reviewed the EOC study report prior to its publication.

## 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. A draft final report of the task was distributed to the task group members for comment in November 2013, with publication of the finalized report planned for 2014.

In the area of HRA data, PSI is establishing a cooperation with the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) to develop simulator data collection guidelines. The focus of the next stage is on the selection of HRA-appropriate measures and scales for the performance context, e.g. performance shaping factors, as well as the performance

outcomes. These measures and scales will then be tested in simulator studies.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

### Errors of Commission/ EOC plant-specific pilot study III

The publication of the final report for pilot study III completes the overall project goal in this area. The proposed follow-on work is a pilot study for the fourth of the four Swiss NPP sites. In addition, EOCs in the context of external (area) events, e.g. scenarios initiated by fires or earthquakes, will be addressed for all four sites. In contrast to the serial pilot studies, the goal is to perform these studies in parallel.

### HRA data/Simulator data for HRA and method assessment

The completion of the U.S. HRA Empirical Study has provided new insights concerning the consistency of HRA results by different analysis teams using a given HRA method. Such results could not be obtained in the International HRA Empirical Study, due to that study's design. These new insights confirmed some generic weaknesses in HRA methodology, in particular in the qualitative analysis phase, as well as identifying areas of potential improvements for the four examined methods: THERP/ASEP, the EPRI HRA Calculator, ATHEANA and SPAR-H.

The usefulness of HRA data collection in simulators was confirmed by this work, although its orientation to HRA method assessment should be noted. A first step focusing on HRA data collection, in particular to support HRA analyses, was achieved with the data collection guideline developed with KAERI. The goal of defining a set of HRA-appropriate context and performance measures that would be needed in a comprehensive data collection guideline was not reached. On the other hand, the existing measures used in human factors engineering and experimental psychology, closely related disciplines in which the use of plant simulators is established (much more so than in HRA) have been identified.

The literature review of HRA data collection efforts (including but not limited to simulator data) suggests that methods for using the data are essential to the collection efforts. Consequently, the development of a method to use the data collected in



simulator studies for HRA will be central in this work and defined as an initial milestone. The development and testing of the measures to be used in the collection of simulator data for HRA purposes, the collection of HRA data in a Swiss nuclear power plant simulator, and its application are proposed for future work in this area.

### Technical basis for seismic HRA

The report on the earthquake experiences at nuclear power plants, focused on the human performance element, and the documentation of a multidisciplinary survey questionnaire on human reliability in emergency scenarios initiated by earthquakes were the goals for 2013 in this area. These fall short of the original project goals, which included the expert elicitation/interviews of subject matter experts in each of the diverse areas. This task is proposed for the follow-on work.

## Publications

- *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, OECD Halden Reactor Project, HPR-373, March 2013, Halden, Norway.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*: CESA-Q: a method for quantifying Errors of Commission Enhanced method guidance and its technical basis, LEA 13-302, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013a.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*: A Pilot Study for Errors Of Commissions: Pilot Study III, a Boiling Water Reactor, LEA-13-303 Laboratory for Energy Systems Analysis, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013b.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*: A Bayesian Approach to Treat Expert-Elicited Probabilities in Human Reliability Analysis Model Construction, Reliability Engineering & System Safety, 117, September 2013, p. 52–64, 2013c.
- *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 2013d.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*: Assessment of CESA-q against two II-generation HRA methods: ATHE-

ANA and MERMOS, LEA-13-304, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013e

- *L. Podofillini, J. Park, V.N. Dang*: Measuring the influence of task complexity on human error probability: an empirical evaluation, Nuclear Engineering and Technology, Volume 45, n.2, April 2013, p. 151–164.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*: A collection of reference Error of Commission Analyses, LEA-13-305, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013f
- *J. Park, V.N. Dang*: Performance factors for the analysis of crew responses to nuclear power plant simulated emergencies. Proc. European Safety and Reliability 2013 (ESREL2013), Amsterdam, The Netherlands, 29 September–2 October 2013.
- *J. Park, V.N. Dang*: A guideline to collect HRA data in the simulator of nuclear power plants, report, Korea Atomic Energy Research Institute, November 2013.
- *V.N. Dang, L. Podofillini*: A review of earthquake experience in nuclear power plants, LEA 13-306, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013a.
- *V.N. Dang, L. Podofillini*: Human performance conditions and issues in post-earthquake nuclear power plant operations – questionnaire and background, LEA 13-307, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2013b.
- *L. Podofillini, D. Pandya, V.N. Dang*: Representation of Parameter Uncertainty in Bayesian Belief Networks for Human Reliability Analysis. Proc. European Safety and Reliability 2013 (ESREL2013), Amsterdam, The Netherlands, 29 September–2 October 2013.
- *S. Prvakova, V.N. Dang*: A review of the current status of HRA data: Proc. European Safety and Reliability 2013 (ESREL2013), Amsterdam, The Netherlands, 29 September– 2 October 2013.

## References

- [1] *B. Reer*: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Villigen PSI, Switzerland, 2009
- [2] *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. 11<sup>th</sup> Probabilistic Safety Assessment and Management / European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/

- ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM.
- [3] *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. 11<sup>th</sup> Probabilistic Safety Assessment and Management / European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM
- [4] *N.E. Fenton, M. Neil, and J. G. Caballero*: Using ranked nodes to model qualitative judgments in Bayesian networks. IEEE Transactions on Knowledge and Data Engineering, Vol. 19, No. 10, pp. 1420–1432, 2007
- [5] *B. Reer, V.N. Dang*: Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [6] *J. Forester, A. Kolaczowski, S. Cooper, D. Bley, E. Lois*: ATHEANA user's guide, prepared for US Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2007.
- [7] *C. Bieder, P. Le Bot, E. Desmares, F. Cara, & J. L. Bonnet*: MERMOS: EDF's New Advanced HRA Method. Proc. 4<sup>th</sup> Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM4, New York, USA, September 13–18, 1998.
- [8] *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, Volume 83, 2004, pp. 187–205.
- [9] *L. Podofillini, V.N. Dang*: A Pilot Study for Errors Of Commissions in a Boiling Water Reactor, LEA-10-302, Paul Scherrer Institute, Villigen PSI, Switzerland, 2010.
- [10] *L. Podofillini, V.N. Dang*: «Progress on Errors of Commission: an Outlook Based on Plant-Specific Results», Proc. 11<sup>th</sup> Probabilistic Safety Assessment and Management/European Safety and Reliability 2012 (PSAM11/ESREL2012), Helsinki, Finland, 25–29 June 2012, CD-ROM
- [11] *F.V. Jensen, T.D. Nielsen*: Bayesian Networks and Decision Graphs, Springer, New York, USA, 2007
- [12] CSNI WGRisk (2012). Simulator Studies for HRA Purposes. Proc. of the OECD/NEA Workshop, 4–6 Nov. 2009, Budapest, Hungary, NEA/CSNI/R(2012)1, OECD Nuclear Energy Agency, Paris, France, 2012.



## Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

Author and Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, O. Zerkak, A. Vasiliev, G. Khvostov and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch <a href="http://stars.web.psi.ch">http://stars.web.psi.ch</a>
Duration of the Project	1.1.2010 – 31.12.2012

### ABSTRACT

During 2013, STARS renewed its collaboration agreements with ENSI on scientific support and research related to multi-physics multi-scale modelling of Light-Water-Reactors (LWR) and with emphasis on safety analyses of the Swiss reactors. On this basis, one scientific support activity was to undertake steps towards providing verifications of new core designs and in that framework, the latest KKL core loading submitted for licensing was evaluated with the STARS independent modelling and analysis capabilities. In the area of thermal-hydraulics, research was oriented towards a consolidated approach for the validation of TRACE models of the Swiss reactors. Also, a transition from FLICA to COBRA-TF for more versatile sub-channel capabilities was launched. For the usage of CFD methods in multi-physics simulations, the validation of STAR-CCM+ for coolant mixing phenomena was strengthened and OpenFOAM was in this context also introduced as complementary solver. And in the perspective of a CFD multi-scale approach to enhance heat transfer models of thermal-hydraulic codes, a first assessment of the STAR-CCM+ capabilities for boiling phenomena was carried out. Finally, a PhD thesis was launched to address uncertainties in physical models of thermal-hydraulic codes. Regarding neutronics and core analysis, the transition to CASMO-5 for the Swiss core models was continued and a first assessment of the new SIMULATE-5 advanced core simulator was conducted in the framework of a newly launched PhD thesis. For

reactor dynamics, the BWR stability methodology was further developed, both on the basis of an on-going international benchmark as well as for the analysis and interpretation of complex stability tests carried out at the KKL plant. Also, the development of a new spatial coupling scheme for TRACE/S3K plant system/core simulations was initiated and first studies towards a more reliable modelling of reactivity feedback effects in case of strongly heterogeneous coolant conditions were conducted. The complementary TRACE/PARCS code system was also evaluated, revealing several limitations in many parts and steps of the computational flow. Finally, the methodology for nuclear data uncertainty quantification was strengthened by establishing methods to propagate depletion as well as decay related uncertainties and a first assessment was carried out to estimate decay heat uncertainties in the context of spent fuel pool safety analyses. Concerning fuel modelling, the analyses with FALCON of LOCA experiments at the Halden reactor and involving high burnup fuel samples from the Swiss BWRs, was continued. This included a validation against a recent test with cladding burst and the design of a new test aimed at significant ballooning but with no cladding rupture. And in relation to this, a PhD thesis was also launched to develop enhanced models for fuel fragmentation, relocation and dispersal during LOCAs. For PCI/PCMI related fuel failures, selected BWR and PWR power ramp experiments from the SCIP-II program were studied with FALCON in order to understand

the effects from fuel and ramp characteristics. The performance of the FALCON criteria for PCI failures was in this context also evaluated. Finally, an important step was to start the development of uncertainty quantification methodology for FALCON analyses. At this

stage, emphasis was given to estimate the effects from modelling uncertainties on the predicted fuel temperature during base irradiation and to establish global sensitivity analysis methods to determine the main contributors to the uncertainty.

## Project goals

STARS aims at research related to multi-physics multi-scale modelling and simulations of Light-Water-Reactors (LWR) with emphasis on applications to safety analyses of the Swiss reactors. The main components of STARS are the two cooperation agreements with ENSI on scientific support and research respectively. During 2013, these two agreements were renewed for the period

2013–2015 with continued emphasis on: 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. Within this framework, the objectives for 2013 were as shown in Table 1. This report provides an overview of the status and progress achieved for selected activities conducted in relation to these objectives.

**Table 1:**  
Objectives 2013

<b>Plant System and Thermal-Hydraulics</b>	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
<b>Core Behaviour and Reactor Physics</b>	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
	Development of Methodology for Nuclear Data Uncertainty Propagation in CASMO-5M Depletion Calculation
<b>Fuel Modelling and Thermo-Mechanics</b>	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
	Continued Validation of FALCON for PCI/PCMI Fuel Rod Failures
<b>Multi-Physics</b>	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

## Scientific support

During 2013, a main scientific support activity was to conduct a pilot study aimed at independent verification analyses of the new KKL core design. For this, the CMSYS platform had first to be updated. So far, this platform was mainly used as framework to conduct for each of the Swiss reactors, periodic model updates (PMU) consisting in the development and validation of reference core models up to the latest completed cycle. To integrate the new types of calculations required for core licensing and referred to as reload licensing analyses (RLA), the platform was updated both in terms of architecture and computational modules

such as to accommodate for the modelling and analysis (M&A) flow shown in Fig. 1. Although this update has so far only been made for KKL, it allowed to carry out the RLA calculations for the new KKL Cycle 30 core design. A quantitative evaluation of some main operation and safety relevant parameters was performed including core reactivity, three-dimensional (3-D) power/burnup distributions, core pressure drop, thermal limits, shutdown margins, reactivity coefficients, kinetic parameters, control rod worth for rod drop accidents as well as core characteristics for stability analyses. To qualitatively assess the performance of the new core design, all the parameters were com-



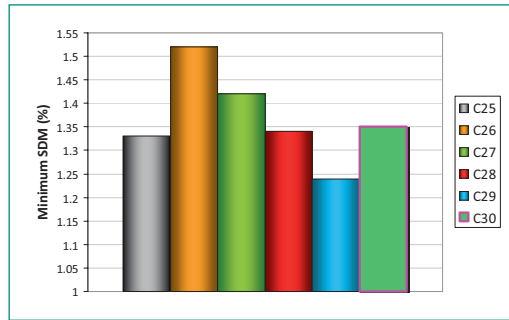
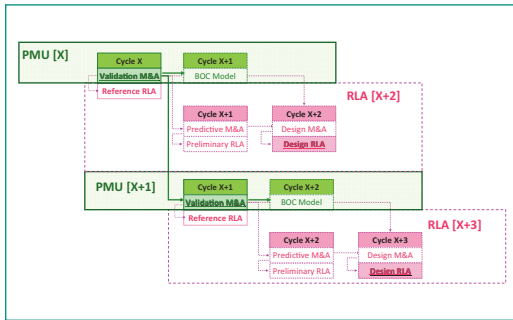


Figure 1 (left):  
New CMSYS Modeling  
and Analysis Flow.

Figure 2 (right):  
Comparison of  
Minimum SDM  
between Cycle 30 and  
Previous Cycles.

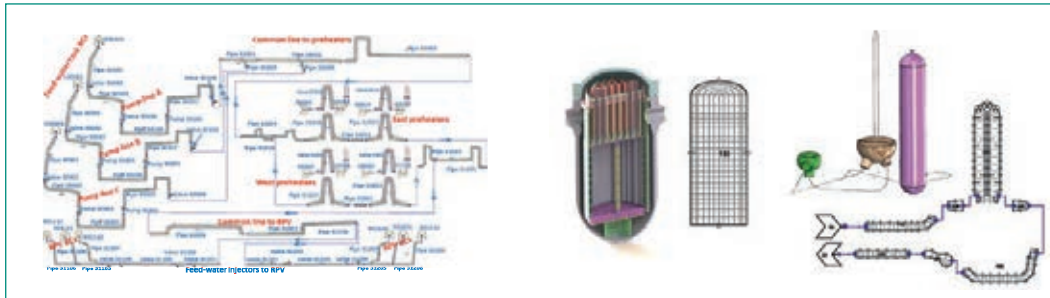


Figure 3:  
Left - Revised KKL  
Feedwater model.  
Right - Solid Model of  
the KKG Reactor used  
to Derive Updated  
TRACE Component  
Models.

pared to those obtained for the five preceding operated cycles. This indicated that the Cycle 30 core design would be well in line with recently operated cycles ([2], [3]) and no particular deviation could be identified. This is illustrated in Fig. 2 where a comparison of the cycle minimum cold shutdown margin, reflecting the margin to cold criticality when the highest worth control rod remains fully withdrawn, is presented.

#### Development of TRACE plant system models for the Swiss reactors

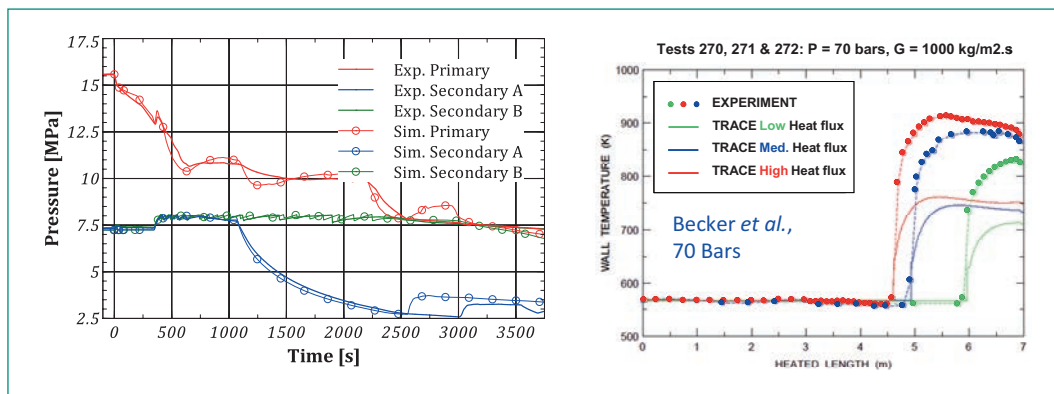
During 2013, a thorough review towards updates of the TRACE models for the Swiss nuclear power plants (NPPs) was initiated for the KKG, KKL and KKM plants and following the latest TRACE best practice guidelines. On the BWR side, the update of the TRACE KKL model was started with focus on reviewing the steam line and associated control system models. These were identified as the main reason for a rather poor performance of the TRACE plant system response when analysing a turbine trip test conducted at the plant and representing a typical type of transient included in reload licensing submittals. Progress was however limited due to lack of sufficient information and discussions were therefore undertaken with the plant to address this issue. Also, an in-depth review of the feedwater system was carried out, resulting in the updated model illustrated in Fig. 3. As for the TRACE KKM model, a revision of the model for steam line break analysis was completed, ensuring thereby capabilities to analyze such transients. For PWRs, an

update of the KKG TRACE model was launched. The new model will use a three-dimensional VESSEL component for the reactor pressure vessel. To do so, a detailed three-dimensional solid model of the KKG reactor core as well as other regions of the primary system has been developed (see Fig. 3). This solid model was already useful for two aspects of the revision work; the exact flow paths of leakage and bypass flows in the reactor core were not well understood and the model helped to clarify a number of issues. The solid model also provides an exact geometric representation of the KKG reactor from which updated TRACE models of the various components can be derived. Some effort has already been made in this direction and preliminary automated approaches for obtaining VESSEL and PIPE components directly from solid model geometry have been tested.

#### Assessment of TRACE code using ITF and STF experiments

Parallel to the updates of the KKG TRACE model, work towards an On-Call on Steam-Generator-Tube-Rupture (SGTR) accidents was launched. To that aim, an SGTR experiment referred to as Test-4 of the OECD/NEA ROSA-2 project and carried out at the JAEA/LSTF Integral-Test-Facility (ITF) was modeled and analyzed with TRACE. As can be seen in Fig. 4, the results obtained so far show that the primary and secondary pressure of both loops is captured adequately, providing confidence in the TRACE capabilities to simulate such scenarios for the Swiss plants. Sensitivity analyses are now being

**Figure 4:**  
 Left- TRACE Analysis of ROSA SGTR  
 Right - Validation of TRACE against Becker Single Rod CHF Test .



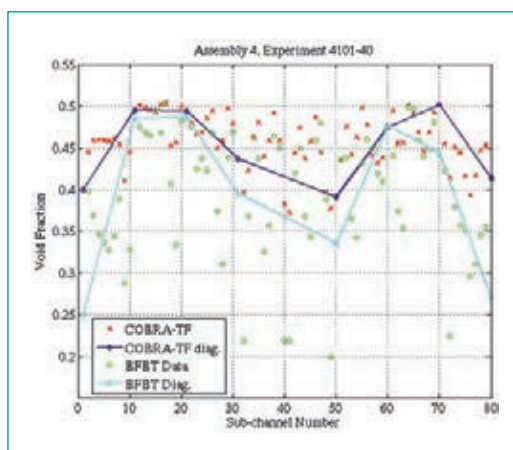
conducted to determine the optimal nodalization to be employed for the KKG simulations. Regarding experiments aimed at separate-effects, main focus in 2013 was on validating the critical-heat-flux (CHF) and post-CHF models of TRACE. A series of CHF tests selected such as to confine the phenomenon to the simplest possible conditions, were analyzed with focus on two aspects: the capability to predict the correct CHF location and the capability to predict the right post-CHF wall axial temperature distribution. The results for one of the Becker test are presented in Fig 4. Although not shown there, for most flow conditions, a CHF multiplier had to be applied in order to capture the correct CHF location. The next difficulty was that despite a correct CHF location, TRACE would tend to underpredict the wall temperature, sometimes by up to a few hundred Kelvin. This gives thus a first quantitative indication of the uncertainty level in TRACE post-CHF predictions.

### Sub-channel modelling

After earlier efforts towards using the PWR FLICA4 code for subchannel CHF calculations coupled to 3-D core simulations, a migration to the more versatile code COBRA-TF was for several reasons con-

sidered as necessary. In particular, this code should allow for BWR applications since it models the liquid water as two separate fields (a liquid film attached to the wall and an entrained droplet field), something that could theoretically allow for BWR dryout predictions based on mechanistic principles. Therefore, during 2013, a first evaluation of COBRA-TF for BWR simulations was conducted by modelling and analysing the OECD/NEA BWR Full-size Fine-mesh Bundle Test (BFBT) benchmark. For illustration purpose, the results obtained for case 4101-40 of assembly Type 4 (pressure = 7.144 MPa, flow rate = 20.03 t/h, inlet sub-cooling = 52 kJ/kg and exit quality = 0.70) is presented in Fig. 5. There, experimental versus predicted void distributions are shown as a function of the sub-channel number. When considering the sub-channels starting from the corners linked diagonally together, it can be observed that the predicted sub-channel void agrees well with the measurements even in the presence of strong diversion and turbulent mixing. Complementary sensitivity analyses confirmed that COBRA-TF would provide satisfactory local void predictions except for corner and inner subchannels. And a tendency for increased spread between measured and calculations was observed at low flow conditions, pointing to the need for further assessment focused on the code models for turbulent mixing as well as void drift coefficients.

**Figure 5:**  
 Modelling and Assessment of COBRA-TF for BFBT Bundle Experiments.



### CFD methods for safety applications and multi-scale modelling

To gradually implement CFD models to estimate complex three-dimensional flow structures required in multi-physics simulations, a validation of the STAR-CCM+ code was performed on the basis of mixing experiments from the ROCOM facility and included as part of the OECD/NEA PKL-2 project. Particular focus was given to two

modelling approaches for the turbulent heat flux. In the first approach, a standard constant value for the turbulent Prandtl number (CTP) was employed while in the second approach, a variable turbulent Prandtl number (VTP) accounting for turbulent local flow conditions was implemented. The results (see Fig. 6) showed that both models would be capable to describe the time-evolution of the temperature field at the core inlet but the VTP approach would be clearly superior in terms of capturing the separation line between two temperature zones that build up in the downcomer due to thermal stratification and mixing. Regarding usage of CFD for multi-scale modelling, an assessment of STAR-CCM+ for pool boiling was carried out in the perspective of enhancing the TRACE heat transfer models for simulations at very low pressure stagnant flow conditions. This research was conducted with support from a guest scientist invited to the project through an IAEA fellowship program. The study consisted in assessing the latest STAR-CCM+ boiling models for a) full scale representations of passive-containment-cooling-system (PCCS) experiments carried out at the PSI PANDA facility and b) small scale experiments from a simplified heating up device. For the former, no conclusive results could be obtained due to several convergence issues and to the complexity of the PCCS modelling requirements. On the other hand, for the simpler experiment, the obtained results showed a satisfactory performance when comparing against measured temperatures (exp) and previous CFX solutions. As well, qualitatively correct velocity distributions and void fractions, including void fraction rising trends and void appearance time, were obtained.

#### Reactor physics and core analysis methods

During 2013, the transition from the 2-D lattice code CASMO-4 (C4) to its successor CASMO-5 (C5) for the Swiss core models was continued. As part of this, specific emphasis was given to develop a new burnup condensation scheme for the KKG reactor and to refine the modelling of the aeroball detector system. To illustrate the results, the calculated boron concentration for the latest KKG cycle modelled in CMSYS is shown in Fig. 7. Compared to both C4 as well as to the plant reference calculations, the C5 based results provide two significant enhancements. First, the within cycle variation of the reactivity bias does not show as distinct burnup-dependant trends. Secondly, the cycle average bias (RMS) is now below 10 ppm which can be

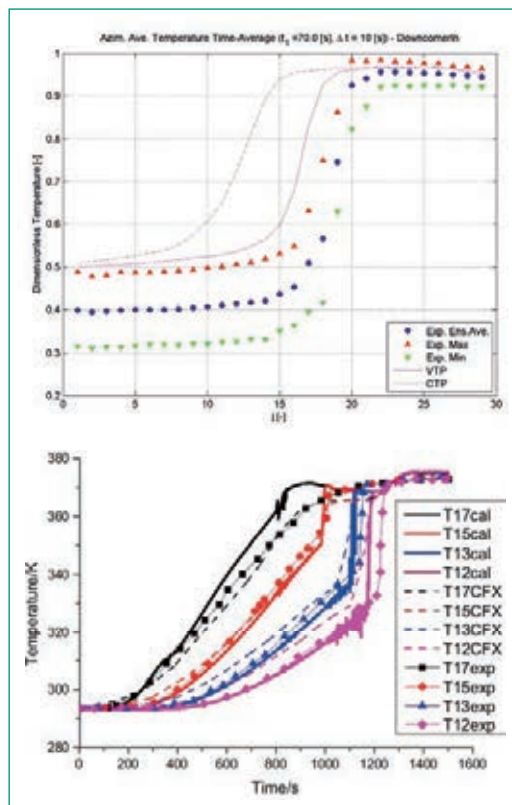


Figure 6: Top – STAR-CCM+ Assessment against PKL2 ROCOM Test – Bottom – STAR-CCM+ Modelling of Pool Boiling for Simplified Heating Device Experiment.

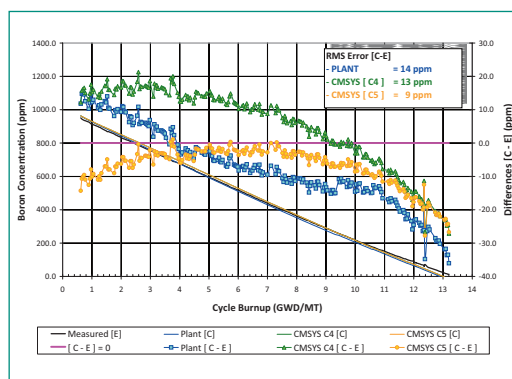


Figure 7: Assessment of CASMO-5 for CMSYS Predictions of Critical Boron concentration of KKG Cycle 30.

considered as remarkable. Also on the PWR side, an assessment of the advanced SIMULATE-5 core simulator was started with focus on evaluating the effects of the new radial sub-meshing method on pin power calculations. This showed among other things, a non-negligible impact especially for fresh Gd rods as well as MOX assemblies. For BWRs, significant validation activities were carried out to improve the KKL models and the KKM models were also brought in-line with the latest operated cycle. In addition, a study of the void reactivity coefficient (VRC) was carried out for an ATRIUM assembly model. Special emphasis was given to the evolution of an unphysical behaviour seen in the C4 VRC around 70-90% void when using the ENDF/B-IV based L-Library. When quantifying the VRC evolution as function of gradual changes in CASMO code and associated neutron data librar-

ies, it was confirmed that only the older L-library presents this unphysical behaviour but mainly at beginning-of-life (BOL). Reactivity decompositions confirmed that this behaviour is guided by  $^{238}\text{U}$  capture and point to library adjustments made for this reaction in order to render the VRC less negative, something that could have been aimed at e.g. improving the cycle length predictions in relation to the BWR stretch-out spectral shift operation phase.

### Reactor dynamics and stability

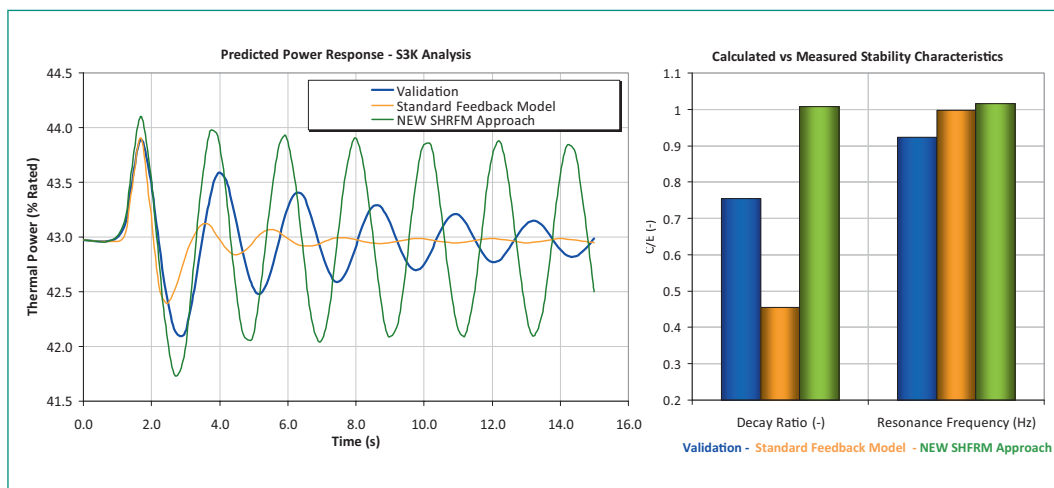
During 2013, the development of the SIMULATE-3K (S3K) methodology for BWR stability analysis was continued in several areas. First, significant progress was achieved for the OECD/NEA benchmark on the Oskarshamn 2 instability event with a very close agreement against plant data of the preliminary S3K solution. Regarding the Swiss BWRs, investigations were continued on the out-of-phase regional instability mode that occurred during the KKL Cycle 7 test. An in-depth analysis of the predicted LPRM responses was performed and allowed to better relate the oscillating versus rotational behaviour of the core symmetry line to the excitation modes of the neutron fluxes. Bifurcation studies were also carried out, indicating that the observed Cycle 7 regional mode corresponds to a super-critical Hopf bifurcation. Steps have now been undertaken to couple S3K with modal analysis methods in order to understand more precisely the excitations of the various neutronic modes and the conditions under which these are triggered. Concerning the global stability mode, in-depth sensitivity analyses were conducted in relation to the S3K validation for KKL Cycle 10 and special focus was given to Record 10 during which the core was practically unstable. This has not been

captured by the PSI validation so far and available solutions from other organisations have indicated the same systematic underprediction of the decay ratio (DR). Several hypotheses have been investigated but none could lead to conclusive statements regarding this behaviour. Therefore, attention was given to one aspect not investigated in details before, namely the reactivity feedback under conditions characterized by heterogeneous active versus bypass flow conditions. To that aim, the test was re-analysed by applying the standard code feedback model for such conditions. While this allowed to better capture the resonance frequency, it severely aggravated the DR underprediction (see Fig. 8). Therefore, a new approach was instead developed and tested based on the concept to ensure at the initial steady-state conditions, the same reactivity feedback as the static core simulator SIMULATE-3. Without any intervention on any other models or assumptions, this new approach, referred to the static heterogeneous feedback reactivity model (SHFRM), allowed to capture the core dynamics with remarkable precision. Although this approach needs further research, it is believed to have revealed one eventual reason for the long-standing unresolved issue of poor code performance for this specific test.

### Modelling and analysis of fuel rod behaviour during LOCA

A post-test analysis of the Halden LOCA Test IFA-650.13 using a High-Burnup (HBU) fuel sample from the KKL plant was carried out as a part of the project's continuous modeling support to the OECD Halden Reactor Project (HRP). These new experiments were adopted in order to study new phenomena taking place at high burn-up, particularly Fission Gas Release (FGR). Similarly as before, the

**Figure 8:**  
Modelling and Analysis  
with S3K Analysis  
of KKL Cycle 10 Record  
10 Test.





above mentioned test IFA-650.13 was designed by PSI using the FALCON code coupled with the GRSW-A model and with the objective to produce a significant ballooning as well as a burst of the cladding. This was effectively achieved when the test was conducted towards end of 2012. Experimental data obtained after the test were used during 2013 for a post-analysis aimed at general code validation but also aimed at verifying findings obtained from the preceding test (IFA-650.12). This shed light on: (1) Axial distribution of LHGR in the fuel rod, in consideration of its reduced length; (2) the fuel-sample specific cladding surface emissivity to precisely calculate the cladding temperature during the experiment; (3) the narrowed down range of calculated damage index for predicting cladding failure during the LOCA; (4) the method for estimating the quantity of fission gases to be released by the HBU fuel during the early phase of the LOCA transient. Regarding Point 3, the mutual evolution of the calculated Cumulative-Damage-Index (CDI) of the cladding and the rod pressure during the pressure reduction phase caused by the ballooning, is shown in Fig. 9. It can be seen that the measured pressure reduction falls precisely in the range corresponding to CDI values between 0.5 and 0.7. This is well in line with the PSI design recommendations. Moreover, a comparison of the measured and calculated pressure reduction confirms that the cladding failure took place rather at a lower limit of critical CDI range, ca. of 0.5. This is also consistent with a value of 0.56 estimated as the CDI at burst for IFA-650.12. An important outcome of the above post-test validation of FALCON/GRSW-A is that it has underlined the key role of an adequate prediction of the rod pressure reduction – relating to the reached maximum – due to the ballooning until cladding burst.

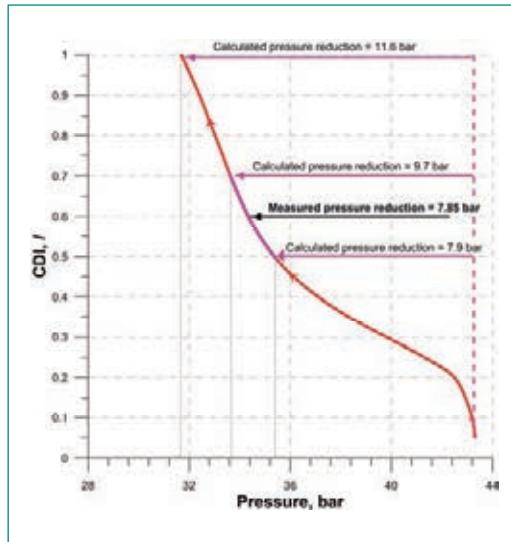


Figure 9:  
FALCON/GRSW-A  
Analysis of HALDEN  
LOCA IFA-650.13  
Burst Test.

### Assessment of fuel performance codes for PCI/PCMI failures

During 2013, STARS continued its participation to the OECD/NEA SCIP-II program to assess the modeling capabilities of FALCON coupled to GRSW-A for predictions of PCI/PCMI fuel failures. In this context, analyses of selected ramp tests involving both PWR and BWR samples were carried out. One objective was to investigate and discriminate effects from ramp and fuel characteristics on occurrence of fuel failure. The main results are summarized on the left hand side of Fig. 10. First, it is observed that a stepwise power ramp mode appears to be more crucial in terms of avoiding fuel failure than a large peak LHGR because such ramp mode allows for significant stress and strain relaxations during each ramp hold time. Secondly, it appears that the ramp rate has a stronger role on fuel failure compared to burnup. Third, the ramp mode and rate affect the strain rate which is found to be determinant regarding the time to failure: a high strain rate leads to short time to failure and vice-versa. A second objective was to evaluate the performance of the two fuel failure criteria used by

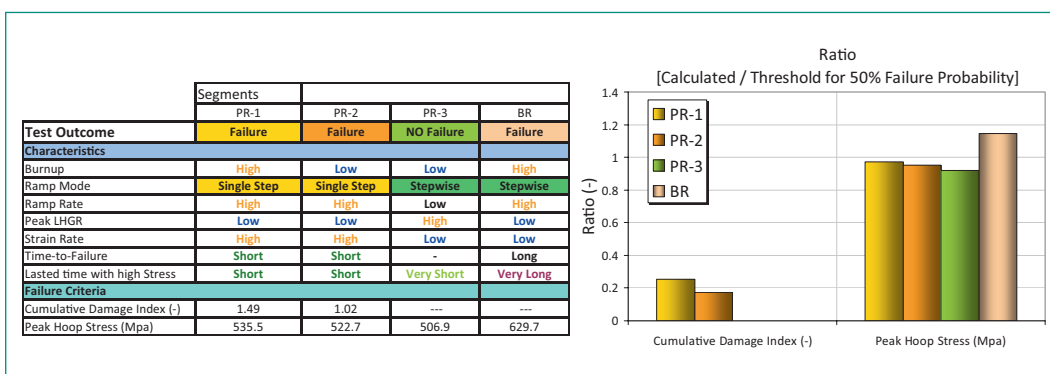
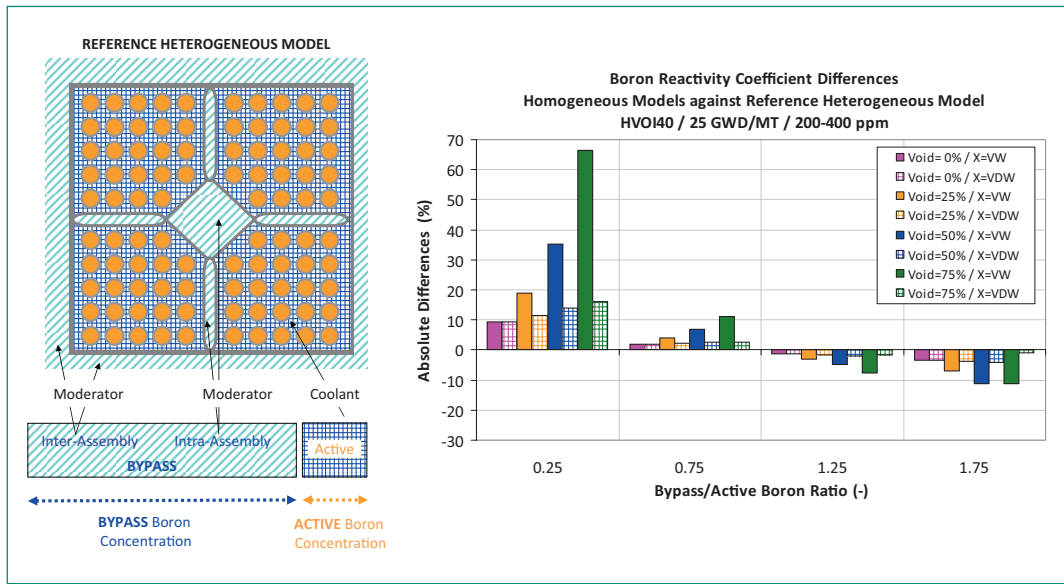


Figure 10:  
FALCON/GRSW-A  
Modelling and Analysis  
of SCIP-II PWR (PR)  
and BWR (BR) Ramp  
Tests.



**Figure 11:**  
CASMO Studies of  
Heterogeneous Boron  
Distributions across  
Active and Bypass Zone  
of BWR Assemblies.



FALCON in relation to PCI failures: the Cumulative Damage Index (CDI) method and the Peak Hoop Stress (PHS) approach.

Although the CDI was found to predict a non-negligible failure probability, it remained significantly lower than the currently applied threshold for 50% probability failure (see Fig. 10, right). One reason might be that it does not account for the strain level and relies only on hoop stresses. A second difficulty is that it could not be applied to step-wise ramping modes. The PHS approach was on the other hand found to predict more consistent trends with experimental results: lowest failure probability for the rodlet that did effectively not fail (PR-3) and around or above 50% probability for the ones that failed. However, the studies have indicated that not only a low peak hoop stress but also a short time duration over a certain threshold is critical for survival. Conversely, a high peak stress combined with a long duration above

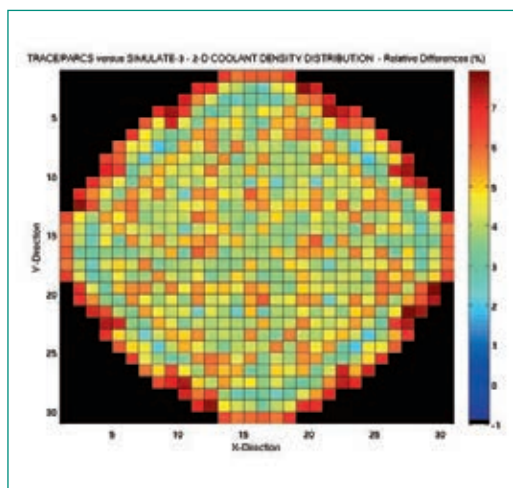
a certain threshold will increase the probability for failure. As the time duration is not accounted for in the PHS approach, this could partially explain that more convincing failure probabilities were not obtained also with this approach.

**Multi-physics and coupling methodologies**

During 2013, an activity was launched to enhance coupled neutronic/thermal-hydraulic code systems for situations where the thermal-hydraulic (T-H) feedback is characterised by very heterogeneous distributions between the active and bypass zones of fuel assemblies. For BWRs, studies with the CASMO lattice transport solver were first initiated to evaluate the feedback effects from heterogeneous <sup>10</sup>B concentrations. Several methods to capture this feedback in downstream coupled codes confirmed that a volumetric-density weighting (VDW) rather than only volume weighting (VW) would be adequate to reduce the over or under prediction of the (negative) boron reactivity coefficient (BCOEFF). However, for transient time periods during which more boron would accumulate in the active zone, the BCOEFF magnitude will be overpredicted specially for highly voided core regions. On the contrary, if the boron is transported to the bypass before entering the active fuel, the BCOEFF will tend to be less negative.

Another main activity was to launch the development of an external coupling scheme for the TRACE/S3K code system. Compared to the existing internal coupling mode, the external mode intends to use S3K for all core physics, i.e. both neutronics and T-H, while TRACE will now handle the T-H only for the system and out-of-core com-

**Figure 12:**  
Comparison of  
2-D assembly  
Average Coolant  
Density Distributions  
between TRACE/PARCS  
and SIMULATE-3.



ponents. Preliminary testing of this new coupling mode has been launched for open public OECD/NEA benchmarks and the work remains under progress. Concerning TRACE/PARCS, a master thesis (MSc) project followed by a 3 month internship was conducted. During the MSc project, focus was given to establish and verify on the basis of the KKL plant, methodologies for 1) PARCS core model initialization; 2) TRACE stand-alone plant system model initialisation; 3) coupled TRACE/PARCS model initialization. The follow-up practicum had as objective to resolve or mitigate many of the TRACE/PARCS limitations encountered during the MSc project. First, a simplification of the CASMO cross-section structure was found necessary for usage by the PARCS XS model. Secondly, a plenum-to-plenum 648 full core TRACE model was developed in order to reduce the large errors in core void fractions caused by lumped channel models. This allowed to enhance the steady-state TRACE/PARCS solution when compared to SIMULATE-3 and TIP measurements. However, the unclear treatment by PARCS of reflector T/H variables and the limitations in handling coupled reactivity effects, did not allow to fully resolve the k-eff discrepancies and the power distribution errors at the core radial/axial peripheries. On the TRACE side, the lack of water rod models in the current KKL model was found to produce a too low bypass flow fraction, producing thereby a major part of the coolant density differences against SIMULATE-3 (see Fig. 12) and leading through this to relatively large power distribution differences.

### Uncertainty analysis

During 2013, the STARS activities on methodologies for uncertainty quantification (UQ) and sensi-

tivity analysis (S/A) were strengthened and spread across all three main technical areas of the project. For thermal-hydraulics, a PhD thesis was started with the aim to derive uncertainties in physical models (e.g. correlations, empirical models) employed by thermal-hydraulic codes. On the neutronics side, the development of methods to propagate half-lives (HL), energy-per-decay (EPD), and fission yield (FY) uncertainties through the CASMO-5 code was launched. Although several simplifications and assumptions remain and will need to be gradually tackled, a first application was to evaluate decay heat uncertainties due to nuclear data in the context of spent fuel pool safety analyses. The relative contributions from the various classes of nuclear data to the decay heat uncertainty were in this context also estimated indicating, as shown in Fig. 13, that the largest uncertainty contributions come from FYs, independently of burnup or cooling time. Decay data (HLs, EPDs) uncertainties play a non-negligible role during the cooling phase but their contributions decrease as function of cooling time. And cross-section (XS) uncertainties start to play a role only for high assembly discharge burnups.

Another important milestone is that UQ methodology development for fuel analyses with FALCON was started through participation to the OECD LWR UAM Phase-2 benchmark (UAM-II). At this stage, focus has been given to the steady-state benchmark cases aimed at assessing the impact from model uncertainties (e.g. design, geometry, materials) on fuel temperature predictions. To that aim, an interface was developed between FALCON and the URANIE platform selected and installed in STARS during the year to serve as general UQ and S/A platform. On that basis, sampling of uncertain model parameters was performed using a Latin

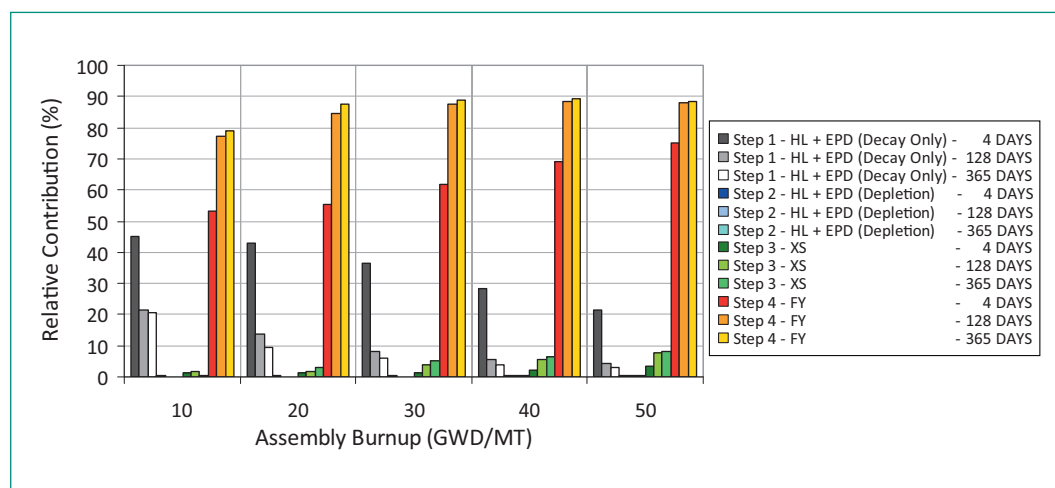
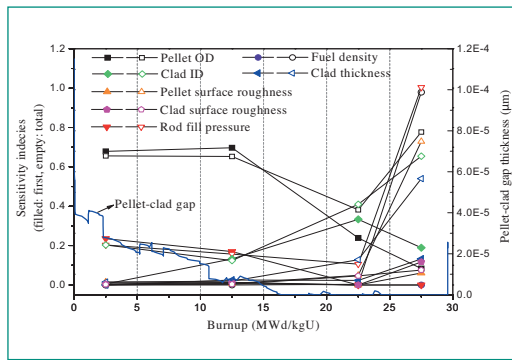


Figure 13: Nuclear Data Uncertainty Contributions to CASMO-5 Decay Heat Uncertainty.

**Figure 14:**  
FALCON/URANIE  
Estimations of First  
and Total Sensitivity  
Indices of Fuel Temper-  
ature upon Modelling  
Uncertainties.



Hypercube Sampling (LHS) method and the uncertainty in predicted parameters was quantified, showing for instance, an increased fuel temperature uncertainty as function of burnup. To assess the contributors to the output uncertainties, a global sensitivity analysis approach based on the Sobol method was also tested. Preliminary results, illustrated in Fig. 14, indicate that at low burnups, the gap thickness plays a key role on the fuel temperature uncertainty while after gap closure, interactions between parameters start to jointly contribute to the uncertainty, noting that rod fill pressure and fuel density are indicated as being mostly involved in the interactions. Further research is now on-going to verify these results, in particular regarding differences between first order and total sensitivity indices as some of the differences seen in Fig. 13 at e.g. low burnup could be due to numerics and/or indicate the need for a larger number of samples.

## 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 mainly, «Special Topics in Reactor Physics» and 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. Also, the project collaborates with the IAEA for the training of scientists from emerging nuclear countries in the area of LWR safety analyses. The project also collaborates with other research organisations, on the one hand through e.g. EU 7<sup>th</sup> FP NURESAFE project and on the other hand, through bilateral cooperation e.g. GRS, CEA, IRSN, Urbana-Champaign, Chalmers university. An active cooperation with the Finnish regulatory body STUK for safety evaluations related to the GIII/GIII+ EPR is also being continued and with AREVA, discussions towards research cooperation on advanced core simulation methods has been started. 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 2013 and Perspectives for 2014

During 2013, progress was achieved with regards to most of the goals. In particular, a pilot study on core licensing was completed in order to provide independent verifications of the new KKL core loading. Concerning research, a significant milestone was reached by enlarging the development of uncertainty analysis methodologies to all technical areas of the project, including fuel modelling. On the education side, three new PhD projects were launched including uncertainty analysis related to physical models of thermal-hydraulic codes, development and assessment of advanced methodologies for full core 3-D pin-by-pin transport methods and modelling of fuel fragmentation, relocation and dispersal during LOCA. On the other hand, some few but important goals could not be achieved. Due to the departure of the responsible scientists for KKL plant system analysis and sub-channel modelling, the YUMOD On-call could not be completed as desired and the establishment of a capability for DNB predictions in core simulations was not launched. On the fuel modelling side, the high priority given to LOCA fuel safety work as well as PCI/PCMI and uncertainty

analysis, did not allow to complete the studies on clad-lift-off. Also, the development of a fuel management system (FMSYS) for reference models of Swiss fuel rod designs was not started. For 2014, the main objectives are as follows.

<b>Plant System and Thermal-Hydraulics</b>	Completion of On-Calls on KKL Fast Pump Run-up Transients and KKG SGTR Transient
	Consolidate Validation of System Code Thermal Hydraulic Models for CHF Predictions
	Assessment of Sub-Channel Models for Single and Multi-Assembly Analyses
	Development of CFD Vessel Model with Coupling Approach to TRACE for a Swiss PWR
	Validation and Application of CFD Code for Boron Dilution and Coolant Mixing Transients
<b>Core Behaviour and Reactor Physics</b>	Core Analyses for Support to Reload Licensing of the Swiss Reactors
	Start Transition to SIMULATE-5 for a Swiss Reactor
	Establishment of nTRACER for Full Core Transport Analyses
	Modelling and Assessment of 3-D Kinetics Solver for RIA Experiments
	Development of Methodology for Nuclear Data Uncertainty Propagation to Few-Group Cross-Sections
<b>Fuel Modelling and Thermo-Mechanics</b>	Review and Verification of KKM Fuel Performance Code
	Modelling Support to Fuel Safety Experimental programs and Assessment of DIFFOX for Clad Oxygen Diffusion
	Establishment and Assessment of Falcon V1 Reference Steady-State Methodology for Swiss Fuel Rod Designs
	Participation to RIA Code Benchmark with Uncertainty Analysis
<b>Multi-Physics</b>	Development of COBAL-T-X towards PWR Full Core LOCA Analyses
	Development and Assessment of External Coupling Scheme for TRACE/S3K Analyses
	Continue and Enlarge Participation to OECD/NEA UAM Phase 2 for Bundle Thermal-Hydraulics

## Publications

- [1] *S. Canepa, H. Dokhane, H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2012 – Evaluation of Core Physics Characteristics and Stability Performance of a KKL ATRIUM-11 Equilibrium Core. PSI Technical Report TM-41-12-12 V.0 (2013)
- [2] *H. Ferroukhi, S. Canepa.* CMSYS Architecture Update 2013 for Core Licensing Analyses. PSI Aktennotiz AN-41-13-12, September 2013
- [3] *H. Ferroukhi.* PSI Analyses for Core Licensing of KKL Cycle 30. PSI Letter SB-PL-REC-010-13, August 2013
- [4] *S. Canepa, H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2013 – Core Licensing Analyses of KKL Cycle 30. PSI technical report TM-41-13-17, October 2013
- [5] *Y. Aounallah.* Simulations of KKM Steam Line Breaks under «Hot» Standby conditions with TRACE”. PSI Technical Report, TM-41-13-12 (December 2013)
- [6] *Q. Zhou.* Verification of OpenFOAM CFD tool for steady-state simulations of a Reactor Pressure Vessel based on ROCOM test 1.1 conditions. EPFL/ETHZ Semester Work Report (December 2013)
- [7] *M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Comparison of SERPENT and CASMO-5M for Pressurized Water Reactors Models. Proc. Mathematics and Computations M&C 2013, Sun Valley, USA, May 5–9, 2013
- [8] *L. Rossinelli.* Neutronic Data Generation for BWR Models, Comparison of SERPENT and CASMO-5. EPFL/ETHZ Semester Work Report (December 2013)
- [9] *S. Canepa, M. Hursin, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Preparation of Nuclear Libraries with Deterministic and Stochastic Methods for LWR Reflectors. Proc. Mathematics and Computations M&C 2013, Sun Valley, USA, May 5–9, 2013
- [10] *S. Canepa, M. Hursin, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Convergence Studies of Deterministic Methods for LWR Explicit Reflector Methodology. Proc. Mathematics and Computations M&C 2013, Sun Valley, USA, May 5–9, 2013
- [11] *A. Dokhane, S. Canepa, H. Ferroukhi.* Transition to CASMO-5M and SIMULATE-3K for Stability Analyses of the Swiss Boiling Water Reactors. Nuclear Technology, Vol. 183, pp. 341–353 (2013)
- [12] *A. Dokhane, H. Ferroukhi, A. Pautz.* On BWR Regional Oscillations with Rotational Symmetry Line using SIMULATE-3K. Proc. Mathematics and Computations M&C 2013, Sun Valley, USA, May 5–9, 2013

- [13] *A. Dokhane, H. Ferroukhi, A. Pautz.* On out-of-phase higher mode oscillations with rotation and oscillation of symmetry line using an advanced integral stability methodology. *Annals of Nuclear Energy* (2013) <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2013.11.006>
- [14] *G. Khvostov.* Post-test analysis of the IFA-650.12 Halden LOCA experiment using the FALCON code coupled to FRELAX model. PSI Technical Report TM-41-13-04 (2013).
- [15] *G. Khvostov, A. Pautz, E. Kolstad, G. Ledergerber.* Analysis of a Halden LOCA Test with the BWR High Burnup Fuel. Proc. LWR Fuel Performance Meeting – Top Fuel 2013, Charlotte, USA, September 15–19, 2013
- [16] *G. Khvostov.* Parameter optimization for the Halden LOCA test IFA-650.14 using the FALCON fuel behaviour code. PSI Technical Report TM-41-13-15 (2013).
- [17] *G. Khvostov, W. Lyon, M.A. Zimmermann.* Application of the FALCON code to PCI induced cladding failure and the effects of missing pellet surface. *Annals of Nuclear Energy* 62 (2013), pp. 398–412 (2013)
- [18] *Y. Yun.* Investigation of fuel failure conditions during power ramp: Modelling exercise within SCIP-11 programme (intermediate report). PSI Technical Report TM-41-12-13 V.0 (August 2013)
- [19] *Y. Yun.* Analysis of fuel failure conditions of selected ramp rods within SCIP-11 programme. PSI Technical Report TM-41-13-09 V.0 (August 2013)
- [20] *D. Wicaksono, O. Zerkak, K. Nikitin, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Application of Power Time-Projection on the Operator Splitting Coupling Scheme of the TRACE/S3K Coupled Code. Proc. Mathematics and Computations M&C 2013, Sun Valley, USA, May 5–9, 2013
- [21] *K. Nikitin, T. Gudmunsson, S. Canepa, O. Zerkak, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Post-Analysis of a Turbine Trip Test at a BWR/6 using the TRACE/S3K Coupled Code. Proc. Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-15, Pisa, Italy, May 12–17, 2013
- [22] *S. Bogetic, M. Hursin, A. Dokhane, H. Ferroukhi, S. Canepa, A. Pautz.* Comparison of U.S NRC PARCS against Studsvik SIMULATE-3 Core Simulator for Modeling and Analysis of Swiss PWRs. Proc. America Nuclear Society 2013 Student Conference, MIT, Boston, April 4–6, 2013
- [23] *S. Bogetic.* Development and Verification of TRACE/PARCS Methodology for Analyses of the Swiss Reactors. EPFL/ETHZ Master Thesis Report (July 2013)
- [24] *W. Wieselquist, T. Zhu, A. Vasiliev, H. Ferroukhi.* PSI Methodologies for Nuclear Data Uncertainty Propagation with CASMO-5M and MCNPX: Results for OECD/NEA UAM Benchmark Phase I. Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013, Article ID 549793 (2013)
- [25] *M. Hursin.* Development of SHARKX-v1 .1 - Methodology Description and Verification. PSI Technical Report TM-41-13-14 V.0 (October 2013)
- [26] *H. Ferroukhi, O. Leray, M. Hursin, A. Vasiliev, G. Perret, A. Pautz.* Study of Nuclear Decay Data Contribution to Uncertainties in Heat Load Estimations for Spent Fuel Pools. Nuclear Data Conference ND2013, New York City, USA, March 4–8, 2013



# PASSPORT

## Methodology for the analysis of safety system performance in relation to coupled plant system and containment processes

Author and Co-author(s)	D. Papini, C. Adamsson, O. Zerkak, B. Niceno, H. Ferroukhi, H.- M. Prasser
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch <a href="http://stars.web.psi.ch">http://stars.web.psi.ch</a>
Duration of the 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 is to provide an integrated analysis tool for the treatment of interactions between the primary circuit and the containment, by developing a numerical coupling scheme between the TRACE (primary system) and GOTHIC (containment) codes.

During 2013, the validation activities for the in-house coupled TRACE-GOTHIC code were completed. The ISP-42 integral test experiment, Phase B, in the large-scale PANDA facility was selected as validation case. Interactions between the primary reactor system and containment were identified in the activation of the passive emergency cooling system and relative feedbacks on the gas distribution in the drywell compartment. For an objective evaluation of the added-value of the coupling, the same experiment was simulated using stand-alone versions of the two codes and models, and compared with the coupled code solution. Despite the large uncertainty associated with the initial conditions of this particular experiment, the TRACE-GOTHIC coupled code was proven to reproduce the pressure transient with an accuracy that matches the results obtained with the TRACE and GOTHIC codes used separately. As a matter of fact, the coupled code was found to be able to simulate the

experimental data better than either of the two individual codes in the early stage of the transient. And an additional advantage is that the coupled code system makes available in a single evaluation model the three-dimensional capabilities of GOTHIC for prediction of gas distribution in a multi-compartment geometry. As a last step, the coupled code was applied to simulate a postulated Loss-Of-Coolant-Accident (LOCA) using a simplified plant/containment model representative of Swiss operating nuclear power plants. This case study involved comparing TRACE stand-alone, TRACE with one iteration prescribing the back-pressure transient from GOTHIC stand-alone, and TRACE-GOTHIC coupled instance. With reference to the selected accident, the differences were deemed between minimal and negligible. However, these results were obtained based on simplified representations of the various components and systems. Therefore, a confirmation of these findings would truly require proceeding with a more detailed coupled model. Furthermore, it is considered likely that further improvements of the coupled simulation could be achieved after implementation, with the coupled model now available, of the recirculation cooling mode between containment sump and the safety injection system of the primary circuit. As the project is now being completed, these studies are not planned to be conducted but could be part of further research related to advanced coupled plant/containment methodologies and analyses.

## 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 Systems Behaviour (LRS) and the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH). The PASSPORT activities aimed 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, the primary objective is to develop a numerical coupling scheme between the best-estimate state-of-the-art codes TRACE for 1-D system analysis and GOTHIC for 3-D containment behaviour. The second and complementary objective is to validate this methodology on the basis of available integral and/or separate effect test experiments, with special emphasis on tests

where interactions between primary coolant/containment systems are mainly driven by physical phenomena. As a last step, the applicability of the coupled methodology for safety analyses of the nuclear power plants operating in Switzerland (Gen-II) was investigated.

For 2013, the specific objectives of the project were as follows.

- Conclusion and scientific publication of the validation activities for the coupled system/containment code by using data from the PANDA ISP-42 integral test experiment.
- Exploration of additional experimental tests and analyses to enlarge the validation basis as well as of supplementary capabilities for the coupling.
- Simulation of a postulated accident in a Swiss-like nuclear power plant using the coupled code and an ad-hoc demonstrative GOTHIC model of the containment.

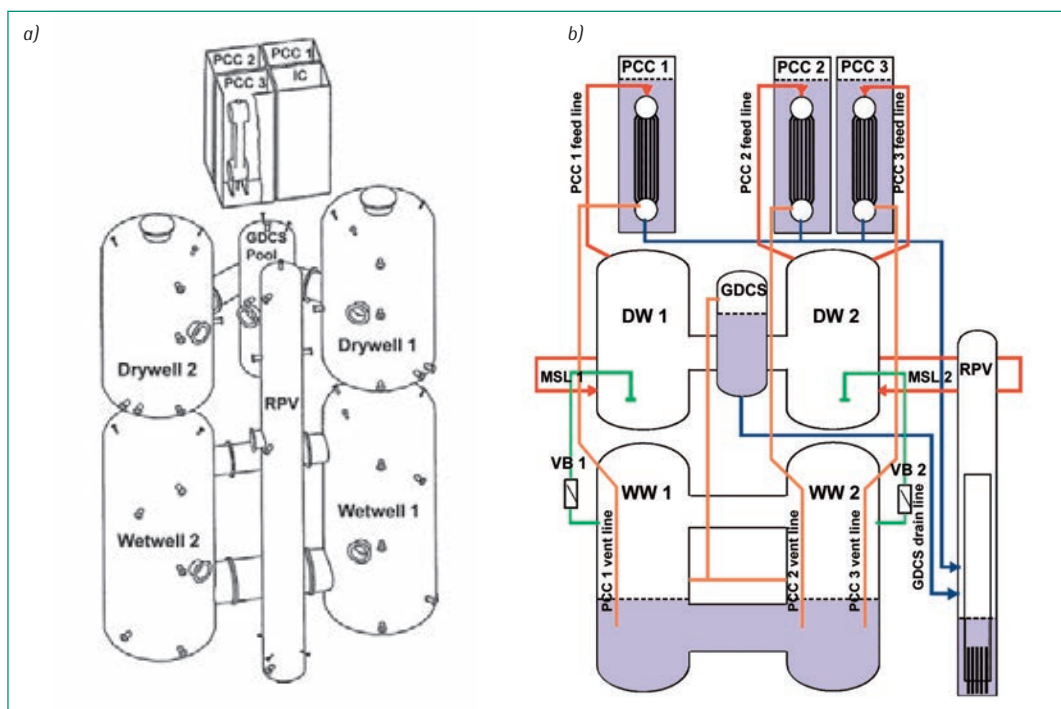
This report presents the status and progress achieved during 2013 in relation to the above objectives and depicts the outcome and achievements of the whole project.

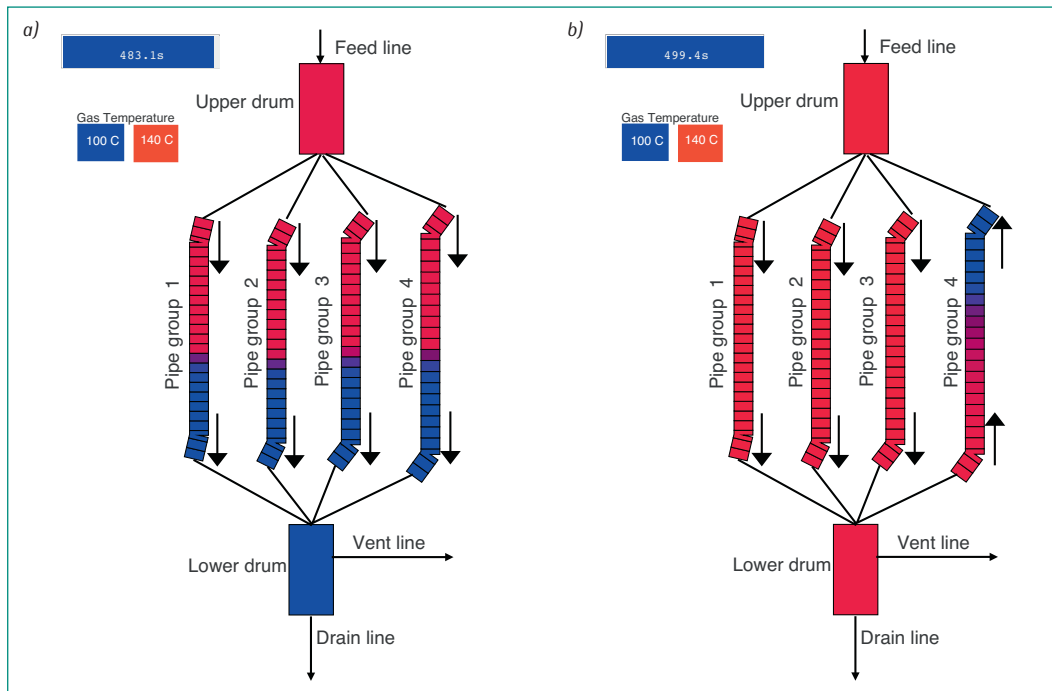
## Work carried out and results obtained

### Definition of the target scenario

Advanced Light Water Reactors (ALWRs) with passive safety systems, which rely on relatively weak gravity and buoyancy forces, exhibit a higher

**Figure 1:**  
PANDA facility:  
vessel layout (a) and  
configuration for  
Phase B of ISP-42 (b).





**Figure 2:** Example from the TRACE model of the simulated flow and temperature distribution pattern in the PCC for normal operating mode (a) and for recirculatory flow (b).

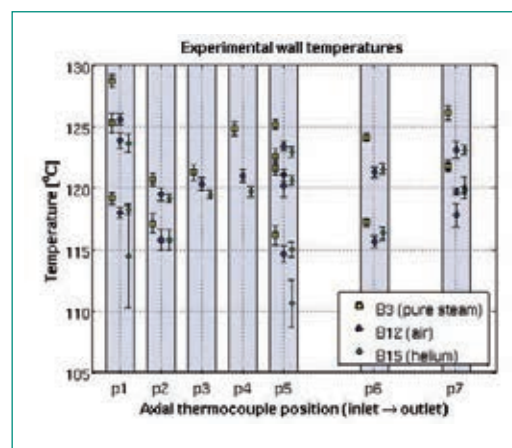
degree of interaction between the primary system and the containment compared to reactors with traditional active safety systems. In order to accurately simulate the effects of the containment pressure on the primary system behaviour it becomes necessary to couple the system and containment codes and execute them as a single model. Then, the availability of an appropriate integral test is a necessary step to perform the code assessment. The PANDA facility at PSI [1] has been identified as the premiere source of assessment. In particular, the ISP-42 integral test series – investigating the overall performance of the ESBWR passive concept – was considered as a suitable validation option. Interactions between primary reactor system and containment have been identified 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). The GDCS injection, passively triggered when the hydrostatic head wins the pressure difference between RPV and containment, is the most typical example of such coupled phenomenology. Figure 1 shows a 3-D sketch of the PANDA facility and the configuration used for Phase B of ISP-42.

### Pre-studies on the PANDA facility

As previously reported, 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. The Passive Containment Cooling System (PCCS), which in the ESBWR design consists of passive condensers submerged in a boiling pool on top of the containment, was studied. TRACE and GOTHIC have been independently assessed on a variety of phenomena characterizing the primary side of the condenser (condensation of steam in vertical tubes, with and without non-condensable gas) and the secondary side (subcooled pool boiling). The code assessment made use of separate effect test data, available from the series of the B-tests [2].

The PCC systems are designed to remove the decay heat from the containment, following an accident where the RPV is depressurized. They rely on the condensation of steam in the steam-air (or steam-



**Figure 3:** Comparison of the experimental wall temperatures in case of pure steam and heavy (air) and light (helium) non-condensable gas.

nitrogen) mixture, which transfers the residual heat to the water of the external pool and, from there, to the environment. 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.

The studies showed that both codes were able to achieve fair agreement with experiments. The GOTHIC containment code could be applied to simulate passive safety systems with pipe geometry and related phenomena, such as natural circulation in a two-phase loop. As concerns the performance of the PCC (namely, heat transfer degradation due to non-condensable gas), the GOTHIC model generally predicted the overall performance better than the TRACE model even though the general trends were well predicted by both codes. The pool boiling model of TRACE (Gorenflo correlation [3]) was proven to perform better than the model of GOTHIC (Chen correlation [4]).

More insight – considered for publication – has uncovered another issue that helps to explain some discrepancies between models and experiments. Whereas the experiments showed that the «light» gas helium has a larger impact on the PCC performance, both GOTHIC and TRACE models have predicted an opposite behaviour (i.e., less degradation of the heat transfer with same molar fraction of helium compared to «heavy» gas air). These results have been interpreted in view of the pre-study indicating that the light gas (helium), due to buoyancy force, may accumulate in the

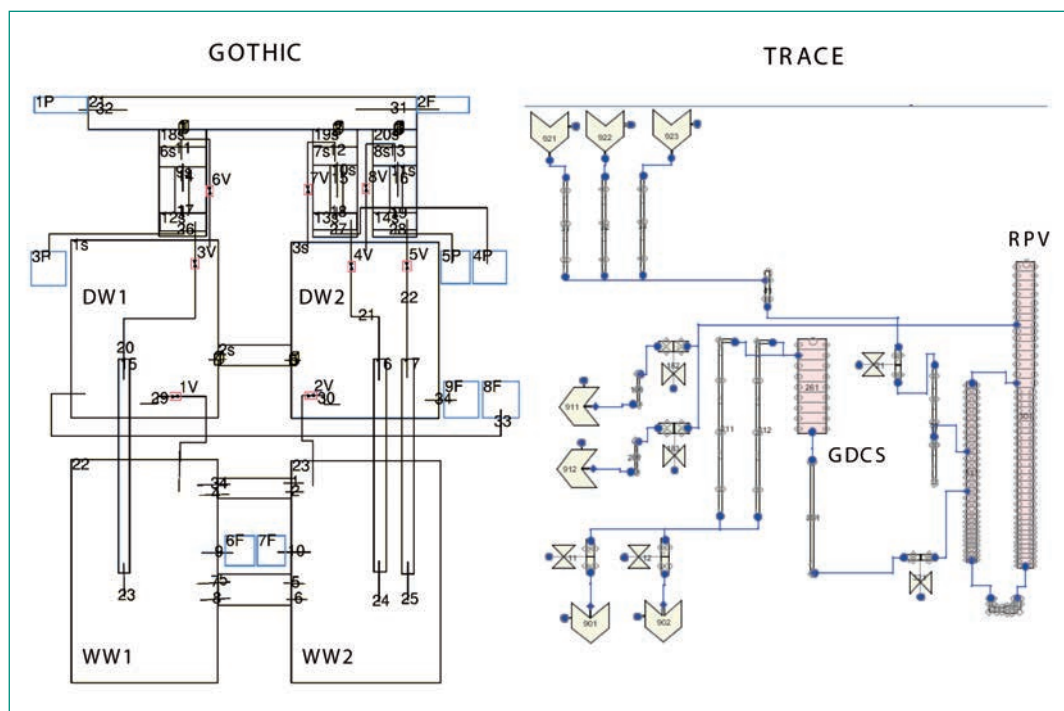
upper part of the PCC pipes and induce a circulatory flow pattern (Figure 2). This different mode of operation of the PCC is likely to be less efficient than the normal operation mode. The degradation of the heat transfer due to accumulation of non-condensable gas is made evident by the outer wall temperatures (Figure 3). It is shown that in case of helium the degradation is more localized and occurring in the centre and at the top (heat transfer deterioration from simulations occurs instead primarily in the lower part of the tubes). This can be seen as an indication that the flow pattern might have reversed in the experiments in a way that was not captured by the models.

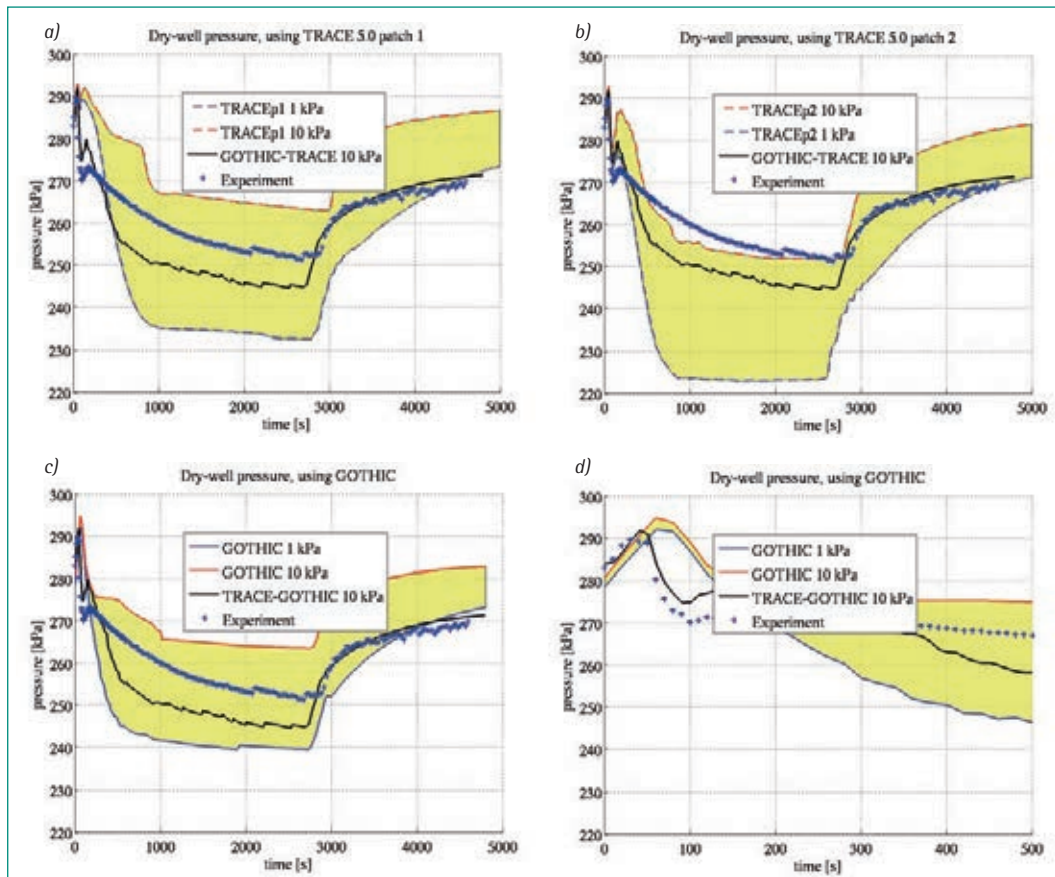
### Development of a numerical coupling between TRACE and GOTHIC

The coupled code has been based on TRACE version 5.0, patch 2 [5] and GOTHIC version 7.2b [6]. 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.

During 2013, the coupling scheme and its implementation were verified in several steps, starting

**Figure 4:**  
TRACE-GOTHIC model  
of the PANDA facility  
and coupling points.





**Figure 5:** ISP-42 Phase B DW pressure transient simulated with TRACE-GOTHIC code compared with TRACE 5.0 patch 1 (a), TRACE 5.0 patch 2 (b) and GOTHIC ver.7.2b (c). Plot (d) shows the early phase, just after GDCS injection.

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 previously. The validation results were finally based on the simulation of the ISP-42, Phase B, integral test as described next.

### Validation results for the TRACE-GOTHIC coupled code

The validation case has been simulated first with TRACE and GOTHIC used separately and then in a coupled mode. When using the coupled TRACE-GOTHIC code, the model of PANDA was partitioned so that each code was used where its models were deemed most appropriate, as depicted in Figure 4. The PCCS was modelled in GOTHIC according to the outcome of the aforementioned studies. In total seven coupling points between the TRACE and GOTHIC models were introduced, namely in the three PCCS drain lines, the two main steam lines and the GDCS pressure equalization lines.

The stand-alone analyses on the Phase B of the ISP-42 have shown that this particular experiment is highly sensitive to the initial concentration of air in the DW (DryWell), which was, unfortunately, not measured with sufficient accuracy in the experiment. The validation was hence conducted by varying this parameter within a reasonable range (from 1 kPa to 10 kPa air partial pressure), in order to assess the sensitivity.

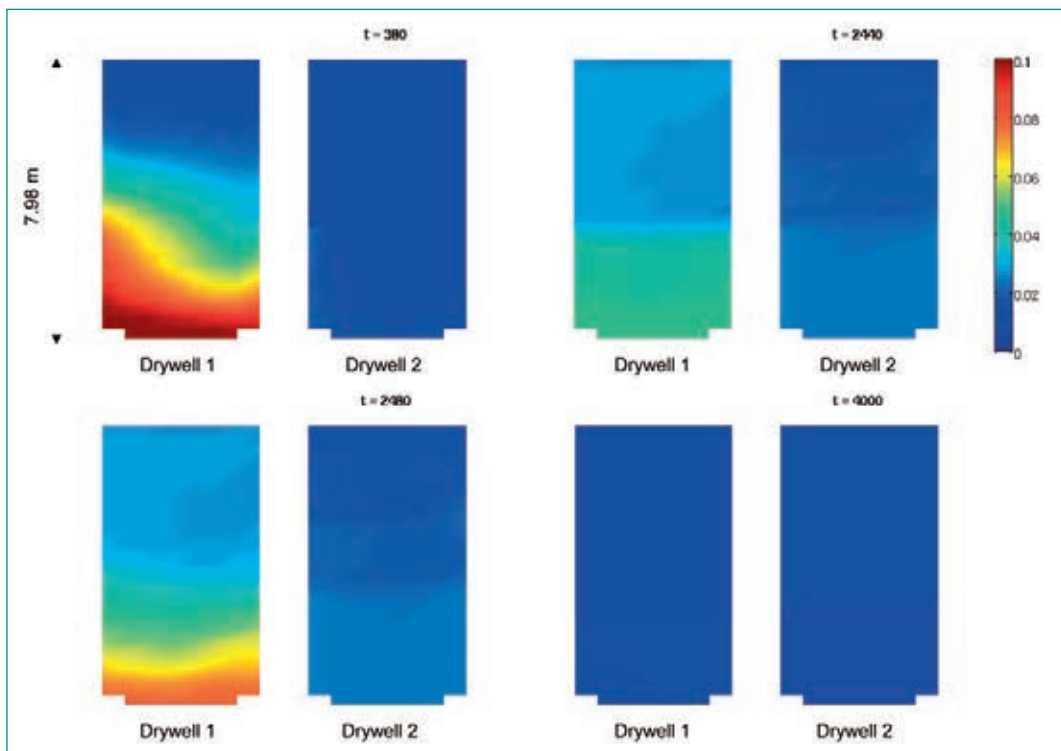
The time evolution of the DW and wetwell pressure is the most significant parameter for safety considerations. The simulated and experimental DW pressures are shown in Figure 5. As a reference, the results of simulations using stand-alone versions of TRACE and GOTHIC are shown with 1 kPa and 10 kPa of initial air pressure. The band formed by the two simulations with different air pressure may be regarded as an uncertainty related to the incomplete knowledge of the initial air pressure. The stand-alone analyses, as well as the coupled calculation, have been used to corroborate a physical interpretation of the highlighted sensitivity. The amount of the pressure reduction in the DW is related to the time the PCCS stays active after the steam source has vanished and this time is determined by the rate of accumulation of air in the PCCS. With a small concentration of air in the



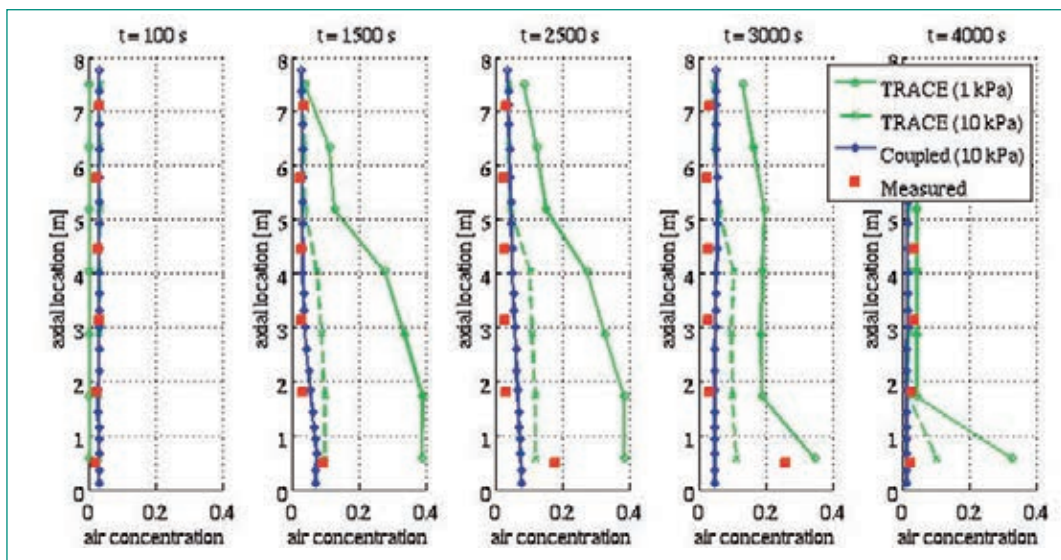
DW the PCCS takes longer time to shut down and hence the pressure reduction is larger. The pressure transient in the system is also influenced by the initial fast loss of pressure induced by the prompt condensation when the cold water from the GDSCS enters the RPV and quenches the boiling. This effect was, specifically, better predicted using TRACE 5.0 patch 2 compared to earlier version patch 1 (compare Figure 5-(b) with Figure 5-(a)), thanks probably to some change in the heat transfer models. Therefore, the coupled code (using TRACE 5.0 patch 2 for the RPV) predicts the early phase of the transient better than the stand-alone GOTHIC code (Figure 5-(d)). The pressure behaviour affects also the predicted time of resumption

of boiling (via the saturation temperature). All in all, the pressure is thus a fundamental parameter of this system as it is coupled to many different aspects of the transient but can, unfortunately, not be predicted with any great accuracy. The main motivation to simulate the containment with GOTHIC rather than a simpler lumped parameter model is to better capture the distribution of various gases in the containment vessel. The present experiment is known to be very sensitive to the presence of air in the DW and, during this transient, air is released back in the DW following any VB (Vacuum Breaker) opening (when DW pressure decreases below wetwell pressure). An example of the 3D distribution of air as calculated by GOTHIC

**Figure 6:** Distribution of air (molar fraction) in the two drywells resulting from the opening of VB, as predicted by GOTHIC 3D model.



**Figure 7:** Axial air profile in DW1 from TRACE and coupled code calculations compared with measurements.



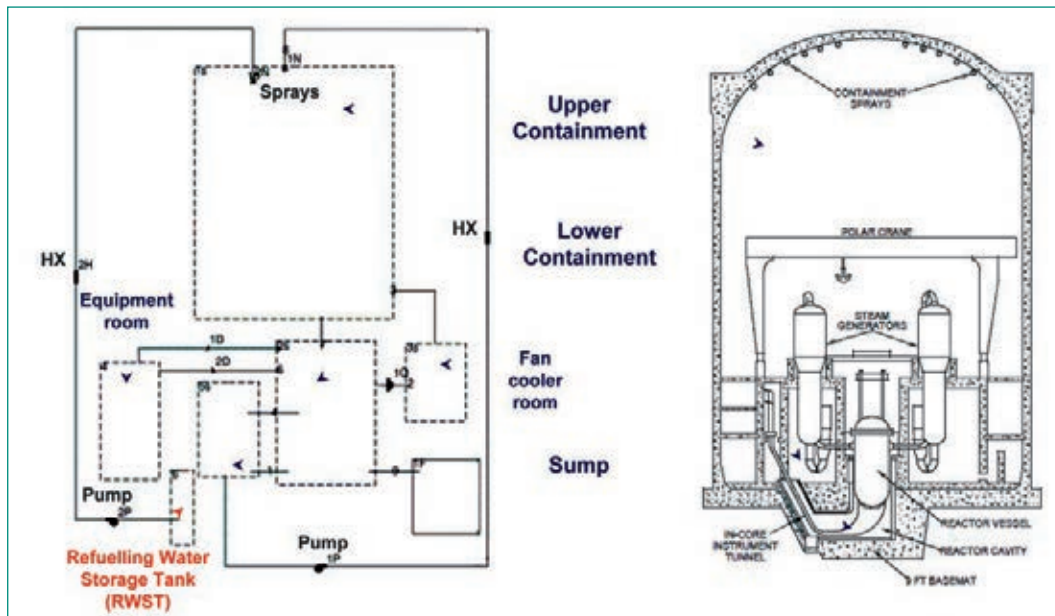


Figure 8: *GOTHIC demonstrative model for a large dry PWR containment.*

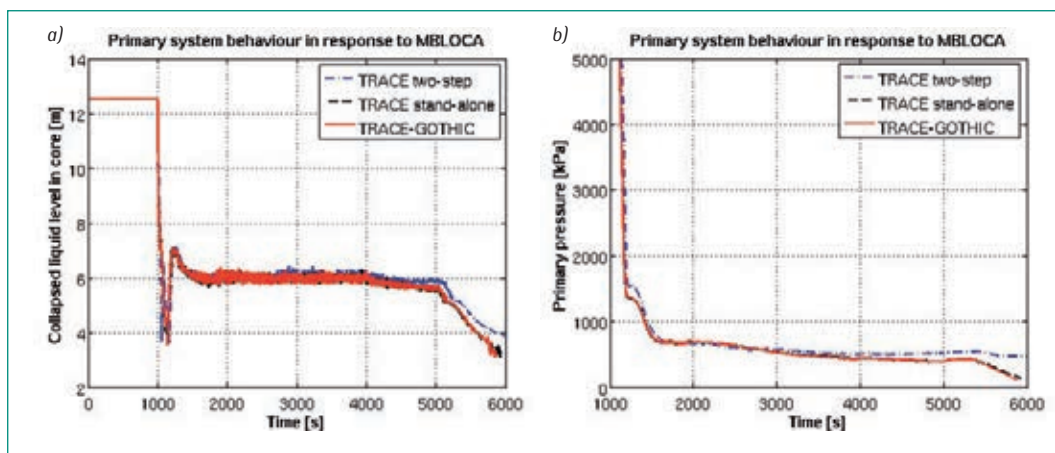


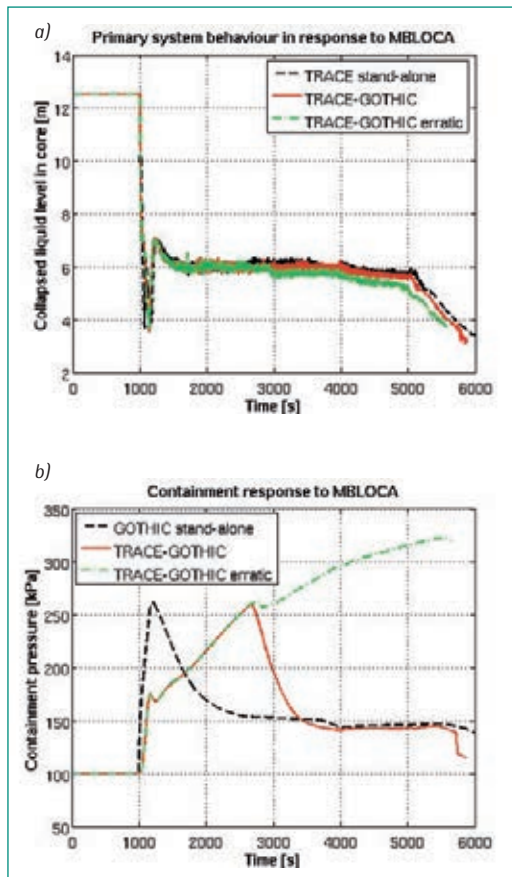
Figure 9: *Primary system response from TRACE stand-alone, two-step and coupled code calculations: level in RPV (a) and primary pressure (b).*

is shown in Figure 6. The axial air concentration profiles in DW1, as calculated with TRACE and the coupled code, are compared with the experimental profile in Figure 7. It must be noted, however, that the predicted amount of air in the DW depends on the time the vacuum breaker stays open (strongly dependent on initial air concentration); hence, just qualitative observations could be made. After the VB opening the experiments indicate that most of the air entering from the wetwell (WW) stays close to the bottom of the DW. The coupled code (using GOTHIC for the DW), on the other hand, predicts a more uniform distribution, whereas the profile predicted by TRACE (1 kPa initial air pressure) shows some stratification. In the late stage, however, all air is expelled from the DW when the boiling in the RPV resumes. This is well predicted by GOTHIC while TRACE predicts that some air remains at the bottom in contradiction with experimental data. The whole validation results are planned for journal publication in 2014.

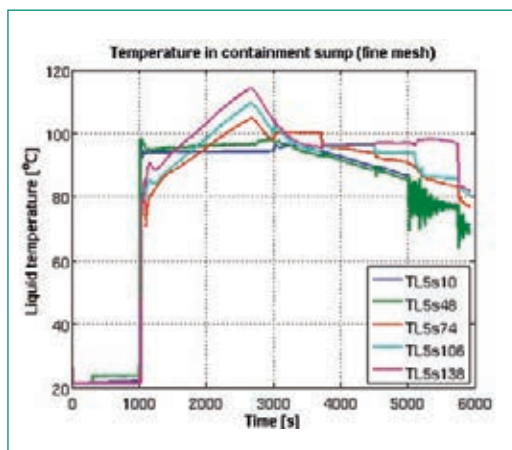
### Application of the coupled code to LOCA simulation in a nuclear power plant

The TRACE-GOTHIC coupled code was finally used to simulate a Loss Of Coolant Accident (LOCA) for an operating Gen-II reactor [7]. A PWR system was selected and to that aim, a demonstrative containment model was developed to represent the essentials of a large dry PWR containment (Figure 8). The containment model was adapted to match with the TRACE model of a reference PWR plant [8] (it turned out to be crucial to add a Refuelling Water Storage Tank (RWST) as water source for the spray injection during the early blowdown phase). The investigated sequence is a Medium Break LOCA (MBLOCA) with failure of the recirculation cooling. It is assumed that the operator fails to align the Safety Injection System (SIS) from the RWST to the containment sump (the same should apply for the spray system). Therefore, when the RWST is empty, the SIS stops, cooling of the core is not possible anymore and core damage takes place

**Figure 10:**  
Final assessment of coupled code calculations for a G-II system: primary system (a) and containment (b) response.



**Figure 11:**  
Illustrative behaviour of temperature in containment sump.



(the accident turns into a severe accident with fuel cladding temperature rising) [8]. The same case was repeated with TRACE stand-alone (constant atmospheric pressure as boundary condition), TRACE two-step analysis (containment pressure transient calculated with the GOTHIC model as boundary condition) and a TRACE-GOTHIC coupled instance. Coupled phenomena were investigated on the response of the primary system by comparing the coolant level in the core and the primary pressure transient (Figure 9). The difference between the several approaches was minimal and deemed negligible. The two-step case predicts a slightly higher level in RPV at the end of

the transient as a result of a conservatively high back-pressure calculated with GOTHIC by disabling the active safety in the containment (sprayers and fan cooler).

On the whole, the coupled code proved to be sufficiently robust to simulate an entire LOCA in a Gen-II system (most challenging phase is the blow-down, due to high pressure difference among the two sides of the break). Nonetheless, some problems related to the coupled code were identified. The choked flow model in TRACE was often a disturbing issue in the simulations (independently of the coupling) – by unrealistically enlarging the loss of coolant (Figure 10-(a)) – as well as numerical disturbances were affecting the prediction of the blowdown peak occurrence (Figure 10-(b)).

The effectiveness of the coupled code should be tested on a longer-term scale, where the situation here depicted might change (it is needed a lower pressure on the primary side to make effective the influence of the containment pressure). One foreseen continuation of the work could be the implementation of the sump recirculation mode with the coupled code, to assess the influence of thermal stratification in the sump on the ECCS performance (Figure 11).

## National Cooperation

The project has been carried out in a close collaboration between the Laboratory of Reactor Physics and Systems Behaviour (LRS), the Laboratory for Thermal-Hydraulics (LTH) and ENSI. The lessons learned from the project are expected to promote synergies with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL, through the preparation and supervision of MSc and PhD theses.

## International Cooperation

The application of TRACE-GOTHIC to a Gen-II system has been performed by organizing the MSc thesis work (4 month internship) for a student coming from École Centrale Paris and enrolled in the European Master in Innovation in Nuclear Energy (EMINE) program.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The main goals for 2013 and for the whole project were achieved as follows. First, the benchmark of GOTHIC and TRACE on the simulation of different PANDA experiments has led to a good understanding of the capabilities and limitations of the two codes and thus hinted at the potential complementarities in a coupled configuration. Then, TRACE and GOTHIC have been successfully coupled (fully explicit coupling scheme with synchronized adaptive time steps) and the coupled code has been validated against the ISP-42, Phase B experiment. The simulation with coupled TRACE-GOTHIC permitted to corroborate a physical interpretation drawn on the high sensitivity of the selected transient to initial conditions, as well as it was useful to better simulate the early stage. The 3-D capabilities of GOTHIC can be exploited to better capture the distribution of various gases in the containment. The coupled code facilitates an integrated analysis of the primary reactor system and the containment and, finally, was exploited to build a single evaluation model for LOCA simulation in a Gen-II nuclear power plant. With reference to the selected accident, the coupled code has performed as the system and containment codes applied separately and sequentially (one iteration). Recommendations for future work are as follows.

- Extension of the capabilities of the coupling, by implementing a thermal coupling (via heat structures) and a better treatment of the droplet field in the GOTHIC coupled instance.
- Extension of the LOCA simulation to a longer term, by implementing a recirculation line between containment sump and the ECCS and simulation of respective coupled phenomena.

As the project is now being completed, the above studies are not planned to be conducted but could be part of further research related to advanced coupled plant/containment methodologies and analyses. Therefore, the main objectives for 2014 are to complete the remaining scientific publications and the project report.

## Publications

*D. Papini, C. Adamsson, M. Andreani, and H.-M. Prasser.* Assessment of GOTHIC and TRACE codes against selected PANDA experiments on a passive containment condenser, Submitted to Nuclear Engineering and Design.

*C. Adamsson, D. Papini, O. Zerkak, and H.-M. Prasser.* Simulation of International Standard Problem ISP-42 Phase B using In-House Coupled Code GOTHIC-TRACE, in Proceedings of the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.

*D. Papini, C. Adamsson, M. Andreani, and H.-M. Prasser.* Simulation of International Standard Problem ISP-42 Phase B using the Containment Code GOTHIC, in: Proceedings of the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.

*C. Adamsson, D. Papini, O. Zerkak, and H.-M. Prasser.* Simulation of ISP-42 experiment with TRACE-GOTHIC coupled code, To be submitted to Nuclear Engineering and Design.

*A. Gairola.* Application of coupled GOTHIC-TRACE codes for the simulation of a postulated LOCA in a nuclear power plant, M.Sc. Thesis, EMINE – European Master in Innovation in Nuclear Energy, September 2013.

## References

- [1] *D. Paladino and J. Dreier, PANDA: A Multipurpose Integral Test Facility for LWR Safety Investigations, Science and Technology of Nuclear Installations, vol. 2012, no. ID 239319, 9 pp., 2012.*
- [2] *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 6<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-6), San Diego, CA, USA, May 10–14, 1998.*
- [3] *D. Gorenflo, Pool Boiling in VDI-Heat Atlas, VDI-Verlag, Dusseldorf, Germany, 1993.*
- [4] *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.*



- [5] *US NRC, TRACE V5.0 Theory Manual: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Version 5.0, 2009.*
- [6] *T. George, S. Claybrook, L. Wiles, and C. Wheeler, GOTHIC Containment Analysis Package, Technical Manual, Version 7.2b, NAI 8907-06 Rev 17, Electric Power Research Institute (EPRI), Numerical Applications, Inc. (NAI), March 2009.*
- [7] *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.*
- [8] *T.W. Kim, V.N. Dang, M.A. Zimmermann, and A. Manera, Quantitative Analysis of Effect of Power Uprate on Core Damage Frequency of MBLOCA, in Proceedings of the 8<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, October 10–14. 2010.*



## Thin liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment

Author und Co-author(s)	D. Paladino, J. Dupont, W. Bissels, G. Mignot, H.-M. Prasser
Institution	Paul Scherrer Institut (PSI)
Address	CH-5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 43 73, domenico.paladino@psi.ch
Duration of the Project	2010–2014

### ABSTRACT

Within the LINX project, liquid film dynamics under the effects of condensation and re-evaporation phenomena is investigated experimentally and analytically. The main activities performed in 2013 include: i) completing the upgrading of LINX facility (e.g. new control systems, optical access for flow visualization, certification, etc.); ii) construction of the remaining components e.g. auxiliary systems, coolant

buffer tank, etc. to operate the temperature controlled plates for liquid film characterization, iii) training of PhD candidate at IRSN (France) to learn the use of the ASTEC code; iv) test campaign for the calibration and validation of infrared techniques against wall mesh sensor (ETHZ) and cold neutron measurement (ICON); v) the PhD candidate (Julien Dupont) has written a publication (NURETH-15) based on the activities iv).

## 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.

Toward the end of 2010, PSI, IRSN and ENSI have launched the LINX project, which combines theoretical and experimental investigations, 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

### LINX facility upgrading and safety certification

The LINX facility was upgraded with the substitution of some existing components. For instance,

the original LINX control system was removed and a new PLC system was implemented. The new SIMATIC system allows for the control of both the original LINX modules and the new implemented ones for the temperature controlled plates. This work was completed in 2013. In addition, the control system was improved to meet the current safety standard for pressurized facility with hardware and software interlocking devices. The current status is the testing/verification of the individual function/modules of the new control system.

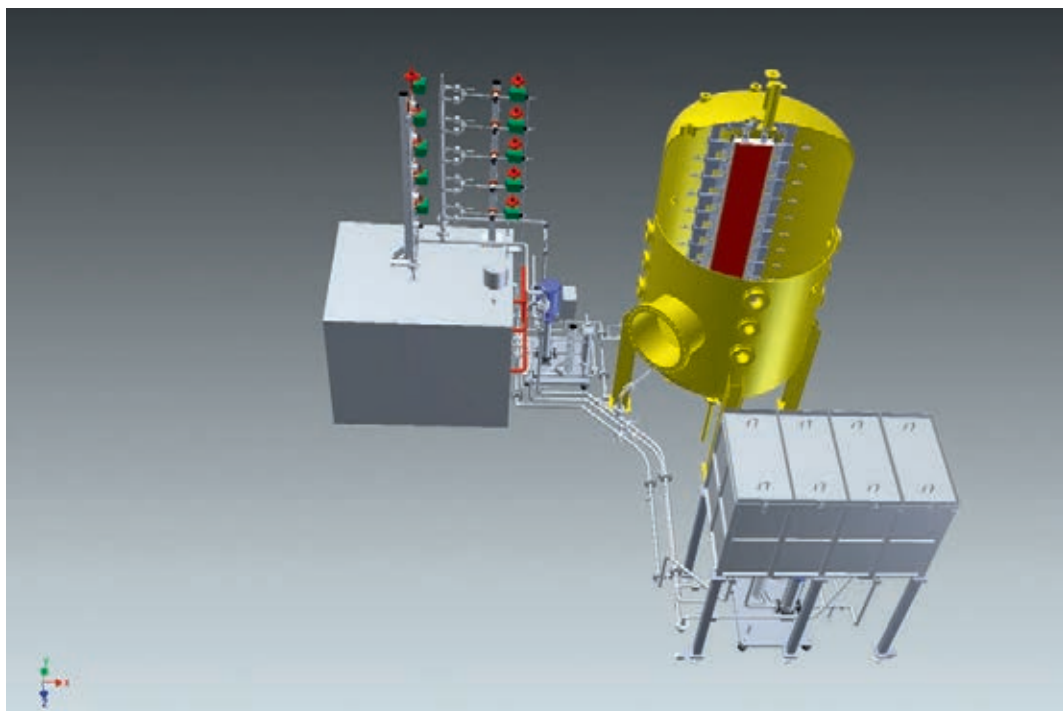
Also the optical accesses needed for the use of IR/NIR cameras and the related light sources were installed.

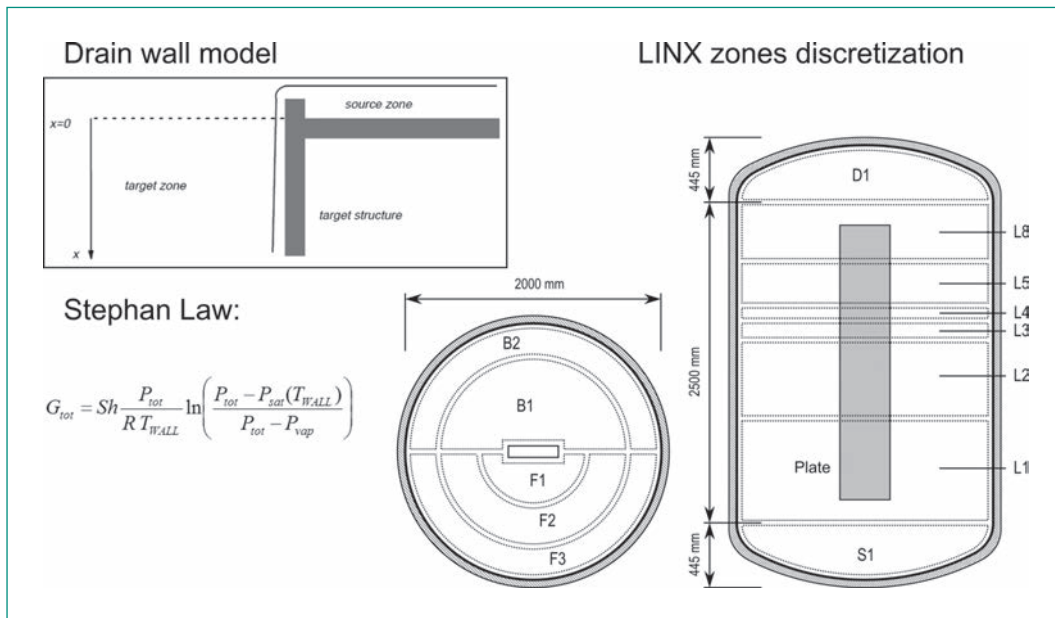
Finally, the safety assessment of LINX facility was conducted and new certification is ongoing.

### Construction of components for the LINX facility

The use of LINX facility for the present project required the design, construction and implementation of additional components, namely e.g. the temperature controlled plates (i.e. surface for the liquid film characterization), related auxiliary systems and instrumentation. In 2013, the design and construction of these components was completed. The current status is the assembling of these components in LINX, which is foreseen to be completed by the end of 2013 (Figure 1). The commissioning of the new auxiliary loop used for the temperature controlled plate is planned for January 2014.

**Figure 1:**  
3-D Rendering of the newly implemented components in LINX: the cooling loop system outside the vessel and the cooling plates set up inside the vessel.





**Figure 2:**  
ASTEC application  
to LINX and targeted  
models to be evalu-  
ated.

### Training in Fontenay aux Rose and familiarization with the ASTEC code

ASTEC is one of the major advanced computational tools used for the analysis of postulated severe accidents. Activities on the assessment and development of ASTEC are integrated in the LINX project, in particular for the treatment of liquid film dynamics associated with condensation and re-evaporation phenomena. As a first step, the PhD candidate spent in 2013 a period at IRSN (France), where, with the support of IRSN's experts, he has gained familiarity in the use of the ASTEC code and its physical models (e.g. condensation, re-evaporation, etc.) of interest for the LINX project. After completion of the near infrared measurement technique validation campaign, ASTEC can be used to support the refinement of the test matrix for the experimental campaign in LINX. The PhD candidate will continue the modeling activity by implementing new parts of ASTEC-CPA at the view of the experimental results.

Figure 2 shows an example of zones discretization for the LINX facility. In particular the «Drain wall model» and the symmetry of the Stephan law for condensation and evaporation have to be tested. The model to be developed will focus on those two particular points of the ASTEC code. Depending on the results from the experimental campaign in LINX these models will have to be adapted, corrected or modified. Also, it should be pointed out, that model improvements based on LINX results could be made also in other computational tools e.g. GOTHIC (which is used at PSI for containment safety analysis) and CFD codes.

### Experimental test campaign for calibration and validation of the Near Infrared (NIR) technique

The **Near InfraRed FILm** thickness **M**APPING technique (NIR-FILMAP) is being developed and will be used for the first time (up to the author's knowledge) to investigate liquid film behavior. The technique allows for 2D thickness mapping of films developing on a temperature controlled wall in a non-intrusive way. The measurement can be performed in a pressurized steam rich environment with the presence of heat and mass transfer between the film and its surrounding. At a distance of approximately 1 m from the wall surface, a 20 cm x 16 cm field of view is covered by the optical set-up. The sub-millimetric (0.6 mm) spatial resolution provides valuable data to study multi-scale flow structures and partitioning between wet and dry surfaces. A frame rate of at least 100 fps can be achieved. This allows for a temporal analysis of the 2D flow pattern evolution. In order to validate the measurement technique and to assess the accuracy of the method, the PhD candidate has developed a calibration procedure for the NIR technique and conducted two experimental test campaigns. Part of the results was already presented at the international NURETH15 conference [2].

The first test campaign (ETHZ) focused on time resolved measurements with a comparison between the NIR measurements and the one obtained with a conductance-based multi electrode liquid film sensor (LFS). The measurements were performed outside of the LINX facility and under adiabatic conditions. Data were recorded

Figure 3:  
Experimental set-up.

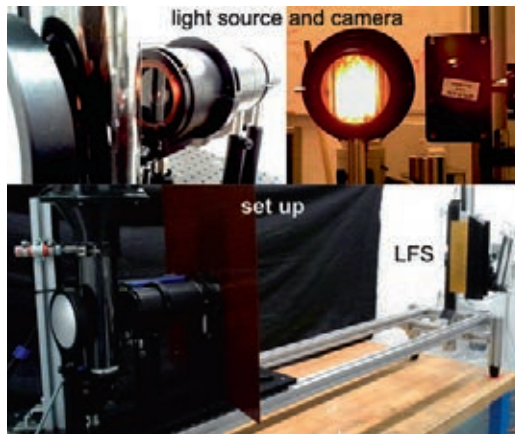


Figure 4:  
Calibration device.

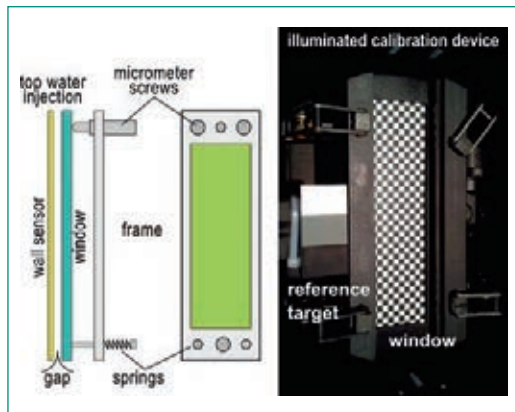
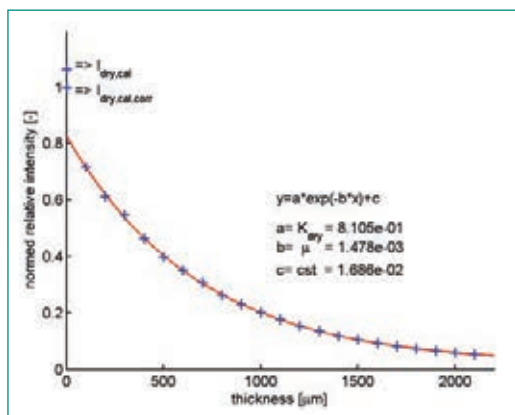


Figure 5:  
Calibration result  
obtained for the LFS's  
surface.



with both methods simultaneously such that time frames from both sides correspond.

Figure 3 shows the experimental set-up as mounted for the experimental campaign at ETHZ. The optical assembly is facing and is oriented normally to the LFS surface. The light source has been shielded to avoid parasite light coming from the multi-reflections occurring on the lenses and holders.

The dedicated calibration device (Figure 4) using a window driven by micrometer screws was used successfully. The gap between the window and sensor surface could be controlled with accuracy. Special sealing mounted around the window could confine the flowing water such that the gap was continuously and entirely filled with water.

Reflected light intensities were measured for different thicknesses ranging from 100  $\mu\text{m}$  to 2100  $\mu\text{m}$  with an increment of 100  $\mu\text{m}$ . The average intensities taken over the area covered by the electrodes of the LFS were fitted according to the Beer-Lambert law and the calibration parameters extracted as shown on Figure 5. A reference target with constant reflection coefficient was placed on the side in the field of view in order to correct for potential time variations of the light source strength. As a result the fluctuations of the light source are cancelled out when the intensity measurements are taken relatively to the reference target. During the calibration procedure a dry plate measurement  $I_{\text{dry,cal}}$  was performed and corrected taking into account the influence of the window. Finally the calibration points were normed to the corrected dry plate intensity  $I_{\text{dry,cal,corr}}$  which was set to 1. The dry plate correction factor  $K_{\text{dry}}$  is one of the parameters resulting from the calibration. It represents the offset observed between dry and wet surfaces.  $\mu$  is the absorption coefficient of the water according to the selected wavelength (1632 nm). A constant was added in the fitting equation which accounts for the remaining parasitical light.

For the comparison test, a wavy film flow was created on the LFS's wall by spreading water at the top of the surface, above the measuring zone. As a first step towards the determination of the film thickness, the transmittance image  $\Gamma$  is obtained by dividing the current flow measurement intensity  $I$  by the dry surface measurement intensity,  $I_{\text{dry}}$ . The parameters from the calibration are then used to compute the thickness mapping. An algorithm was developed to remove a significant part of the noise coming from the poor homogeneity of the surface reflectance. The different processing steps are pictured on Figure 6. The dashed red square corresponds to the area covered by the electrodes. The pattern formed by the electrode is visible on a) and b) and is cancelled out through the division when the transmittance is computed (shown in c). The fitted calibration parameters obtained previously were used to infer the film thickness mapping from the transmittance image shown in d).

While the NIR-FILMAP technique maps the film thickness on the entire field of view, the LFS measurement is restricted to the zone where electrodes are present. For qualitative comparison between the two measurement methods only the common measuring zone is considered. The liquid film thickness mapping obtained with the FILMAP technique and the LFS are depicted on Figure 7 a) and b),

respectively, where the correspondence can be qualitatively evaluated. Major flow structures such as primary waves are recognisable on both pictures. Thanks to the higher spatial resolution the FILMAP technique perceives secondary waves with finer structures occurring between the primary waves. Those fine structures are not captured with the LFS. For quantitative comparison the spatial resolution of the FILMAP technique was lowered in order to match the LFS resolution, Figure 7 c). Equivalent spatial and time resolutions allow for spatial and time profile comparisons as shown on Figure 8.

The two spatial profiles a) and b) taken vertically along a row of pixels from the top to the bottom side of the field of view correspond to the two red dashed line drawn on Figure 7 c). Similarly, two

time profiles c) and d) each corresponding to one pixel are plotted for the locations marked by a green ellipse. Very good agreement is observed in the bottom region of the field of view where larger wave have developed. In the centre of the field of view, complex structures with higher spatial frequencies were observed which leads to a higher deviation c). On one hand, it is assumed that the LFS reaches some limitation related to the small scale structure. On the other hand, increasing surface angles lower the transmittance value, which leads to an overestimation of the film thickness measured with the NIR-FILMAP.

Based on those first encouraging results the validation of the measurement technique will be completed with the results obtained during the second test campaign. In the second phase, a comparison

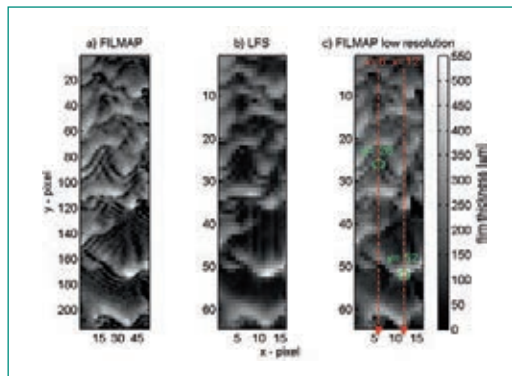
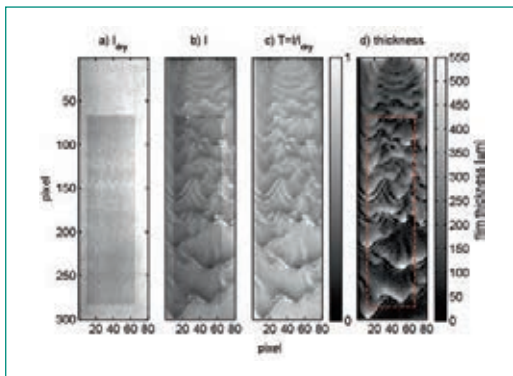


Figure 6 (left): Processing steps towards the thickness mapping.

Figure 7 (right): NIR-FILMAP and LFS qualitative comparison and spatial resolution matching.

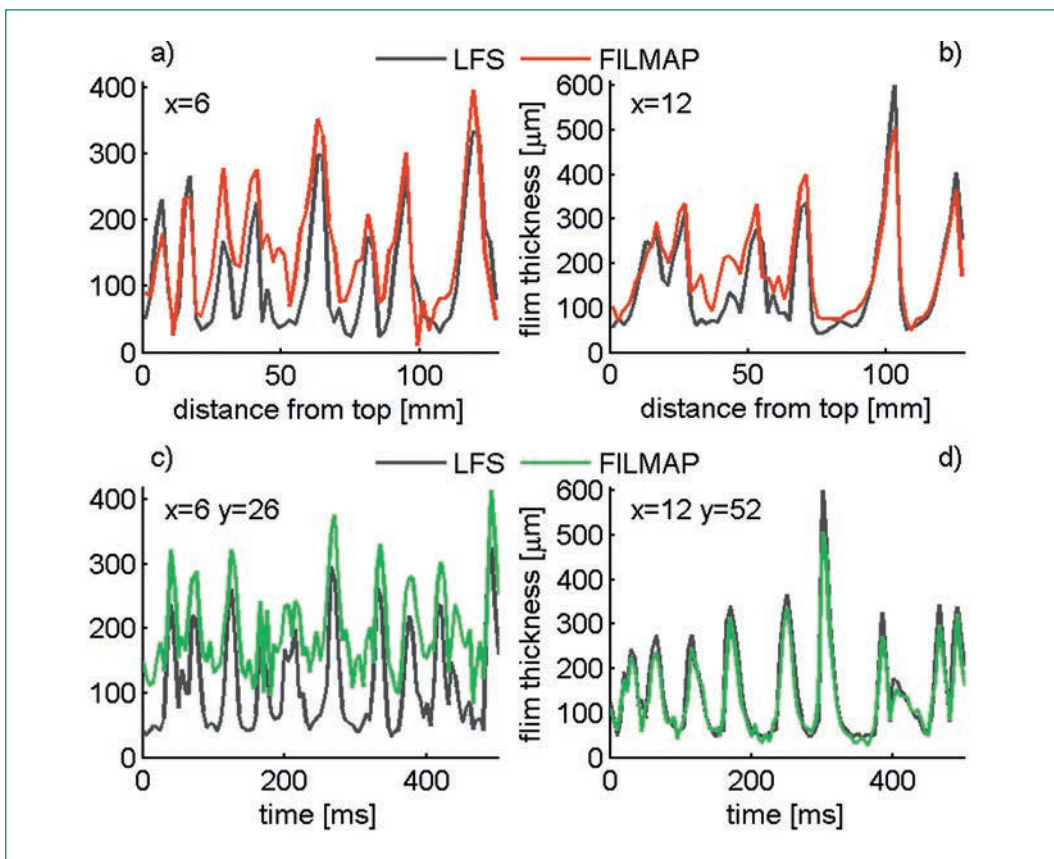
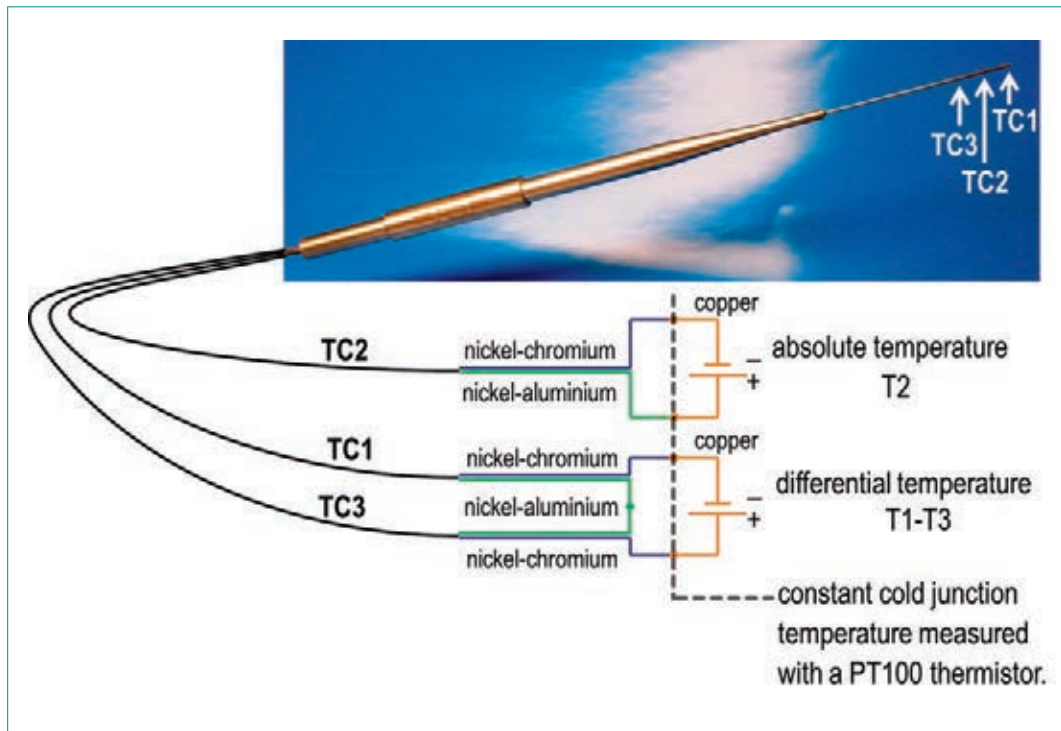


Figure 8: Spatial and time profiles: quantitative comparison for selected vertical lines and points.



**Figure 9:**  
TC array heat flux  
sensor and connection  
diagram.



with cold neutron imaging was performed on a sandblasted aluminium surface. All results obtained so far in adiabatic conditions allow a more complete validation and also the assessment of the measurement accuracy.

## Instrumentation

Three heat flux sensors (Figure 9) with final design have been manufactured and tested and are now ready to be inserted in the temperature control plate. The challenge of inserting three thermocouples in 0.8 mm capillary to measure both the temperature gradient below the plate surface and the absolute temperature was accomplished. With a dedicated calibration, the heat flux can be measured and the plate surface temperature extrapolated.

## Publications

The PhD student has written a publication (NURETH-15) based on the above activities [2]. The writing of an additional publication in a peer reviewed journal is ongoing with submission planned at the beginning of 2014.

## 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 provides the supervision (Prof. Horst-Michael Prasser). In 2013 the PhD student has used the ETHZ experimental infrastructures for the specific task to assess/calibrate the NIR technique, (which is the key-instrumentation technique within the LINX project to assess the thickness of the liquid film) using as reference ETHZ-developed 2-D liquid film sensors [3]).

## 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. In 2013 the PhD student has spent a period at IRSN for training and gaining familiarity in the use of ASTEC. Finally, the LINX project research topic has 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 (2013–

2016), in which PSI and CEA are the two Operating Agents with experiments respectively in PANDA and MISTRA facilities.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The PhD student has written his first scientific publication [3], which he presented at the NURETH-15 (2013). A full description of the NIR measurement technique, its calibration procedure and a quantitative evaluation of its performance was presented in this publication. Moreover he evaluated the degree of intrusiveness for this technique and reported a first series of measurements for adiabatic conditions with a direct comparison with the conductance based wall mesh sensor technique. These activities represent a major scientific achievement and a milestone of the PhD program.

As planned, the PhD student has trained at IRSN in the use of the ASTEC code and in particular has gained familiarity on the part related to the treatment of condensation and re-evaporation phenomena.

Other research activities aiming at the calibration of NIR techniques are based on comparing them with the measurements obtained at the PSI ICON facility and those at ETHZ. The tests at PSI ICON were completed in 2012 and the counterpart tests using NIR techniques were completed in 2013. The related data processing and analysis is on-going and is foreseen to lead to a scientific article which in perspective will be submitted to a Journal in 2014.

Also, in perspective for 2014, 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.

## 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*, «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; ENSI Research Report 2012, ENSI-AN-8301, ISSN 1664-3178, pages 215-224.
- [2] *J. Dupont, G. Mignot and H.-M. Prasser*, «Near infrared liquid water film thickness measurement technique and 2-D mapping», proceedings of the NURETH-15 conference, Pisa, Italy, May 12<sup>th</sup>–16<sup>th</sup>, 2013.
- [3] *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.



# MELCOR further development in the area of air ingress and the effect of nitriding

Author und Co-author(s)	Bernd Jäckel, Jonathan Birchley, Letitia Fernandez-Moguel
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2658, Bernd.Jaeckel@psi.ch, <a href="http://www.psi.ch">http://www.psi.ch</a>
Duration of the Project	2009–2013

## ABSTRACT

The MELCOR code developed at Sandia National Laboratories (SNL) for the USNRC is used in Switzerland for analysis of severe accidents in light water reactors. In order to address air ingress during reactor and spent fuel scenarios, a new oxidation model was developed at PSI to capture the accelerated (breakaway) oxidation in air. In this model the nitrogen is not treated as an active species but as a catalyst. Implementation into MELCOR and assessment of the model was the subject of previous ENSI-supported work at PSI. The work at PSI included participation in the OECD Sandia Fuel Project (SFP), in which two experiments were performed to simulate full-scale fuel assembly heat up and ignition in a dried-out storage pond, under «hot neighbour» and «cold neighbour» distribution of assemblies. Benchmark studies by the project participants were carried out for each experiment to assess the different models for air oxidation.

Application of the model to spent fuel uncover sequences based on Fukushima Daiichi Unit-4 showed that ignition may occur due to the strong effect of nitrogen in promoting the

oxidation in steam, especially if high rated fuel assemblies are grouped together (hot neighbour arrangement). Even if ignition does not occur, as may be the case with a cold neighbour arrangement, complete oxidation of the cladding in a steam-nitrogen environment would be expected after about a week following transition to breakaway oxidation, compared with several weeks without breakaway. The present project addresses a model limitation in that nitrogen is not treated as a chemically active species. An outcome of SFP and a recent QUENCH experiment is that during air ingress the cladding readily reacts with nitrogen to form zirconium nitride at locations where the oxygen has been fully consumed. To address this behaviour a PhD project has recently been launched. Two major sources of difficulty make this task challenging, notably the complex chemical interactions when nitrogen and oxidation are reacting together with the partially oxidised cladding, and the sensitivity of the nitride formation to the existing stoichiometry of the Zr(N<sub>2</sub>O). The study has begun with a review of current knowledge of the phenomenology.

## Project goals

Following a national research programme investigating the behaviour of BWR spent fuel under total loss of coolant conditions [1] the US NRC together with the NEA-OECD conducted an international programme to investigate the behaviour of prototypical PWR spent fuel under similar conditions. The spent fuel experiments also revealed strong nitriding behaviour under oxygen starvation, followed by re-oxidation of the nitride when oxygen is again present later. These phenomena motivate the development of model for the reactions involving nitrogen and nitride. Investigation of nitride formation has recently begun, with the objective of developing a model for nitride formation.

In addition, the events at the Fukushima Daiichi station, especially the accident of unit-4, underlined the need for further investigation of spent fuel behaviour under long term loss of cooling and also a continued improvement in our understanding of severe accident behaviour and of the modelling tools used for accident analysis.

In parallel, PSI developed a new oxidation model to capture the accelerated oxidation that is observed to occur in air, and also in steam at low to moderate superheating characteristic of spent fuel uncovered conditions. At present the model does not represent the role of nitrogen except as a catalyst for oxidation by oxygen or steam, and hence does not capture the observed nitride formation. The existing PSI model provides a launchpad for development of a model for zirconium nitride formation.

The goals of the present project are:

**To acquire knowledge of the reactions of zirconium-based cladding in mixtures of steam and/or oxygen with nitrogen for a wide range of conditions and initial oxidation state.**

**To extend the existing air oxidation model to include reactions with nitrogen in a sufficiently general way to cover all likely transient conditions.**

## Work carried out and results obtained

### OECD SFP Project

The OECD SFP project continued until February 2013 with the successful completion of the benchmark study on Phase 2 and the final seminar on 22<sup>nd</sup> and 23<sup>rd</sup> of October 2013. PSI participated in

the benchmark with simulation using MELCOR in which the PSI oxidation model was implemented. Phase 2 provided an opportunity to study the cold neighbour fuel assembly arrangement in (comparison with Phase 1 hot neighbour) and to address the lateral spreading of the zirconium fire from high temperature to lower temperature areas, thus extending the assessment base for the severe accident codes – ASTEC, ATHLET-CD, MELCOR were used in the study [2], [3].

The outcome of the benchmark was that all the codes described the experiments well until ignition of the zirconium fire, after which the results diverged both code-code and user-user. The SFP configuration and transient conditions lie outside those for which the codes were originally designed, requiring very particular guidelines to represent the processes adequately within the scope of the code models. Examples are the lateral radiation between fuel assemblies of very different power ratings that led to the large temperature gradients observed in phase 2, and the racks separating the assemblies which are specific to SFP and not part of any reactor configuration. The MELCOR simulations were representative of other codes; the PSI analyses were previously described. Also – except ATHLET-CD – there is no model of nitriding. Separate effect tests are needed to provide an adequate data base for the development of such a model.

The experimental results were used to assess the PSI air oxidation and breakaway model developed for the implementation in SCDAPSim and MELCOR and compare its results with the Sandia model for breakaway in an air environment. As well as implementation in a local version of MELCOR 1.8.6 YV 3084, a special version of MELCOR 2.1 (5101) also includes the PSI model [4]. Additional sensitivity options for breakaway in the PSI oxidation model have been also implemented to address remaining uncertainties [5]. Assessment studies using the data of the SFP project, QUENCH and PARAMETER data are ongoing.

Using the thermal hydraulic boundary data received from the SFP project several calculations were executed to investigate the behaviour of spent fuel stored in different ways like hot neighbour and cold neighbour storage (Fig. 1).

In Fig. 2 the time of ignition is shown for this two storage types and it can be seen, that the heat sink in the cold neighbour storage drastically reduces the danger of ignition of the cladding of the spent fuel. However, the oxidation continues below ignition temperature with kinetics following a linear



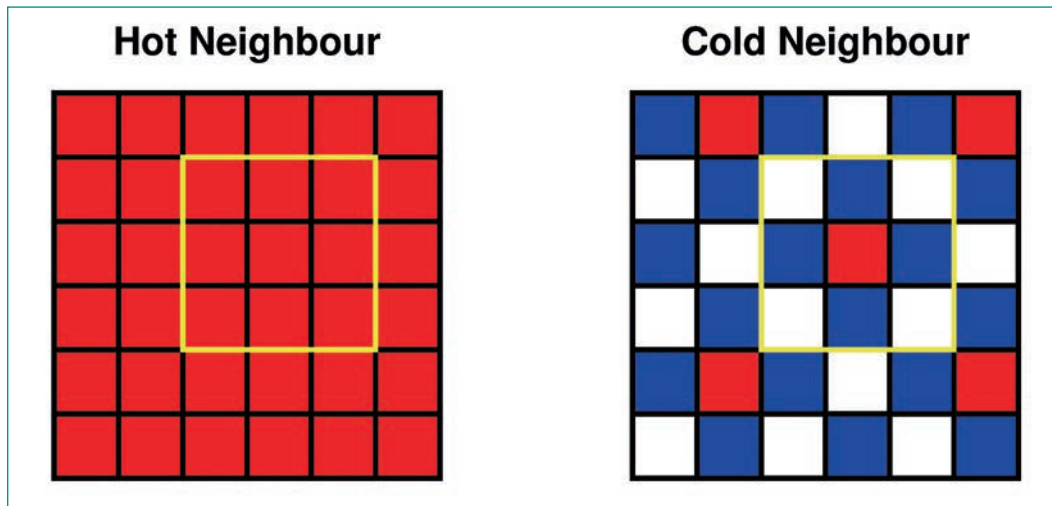


Fig. 1: Hot neighbour and cold neighbour spent fuel storage according SFP experiments in phase I and phase II.

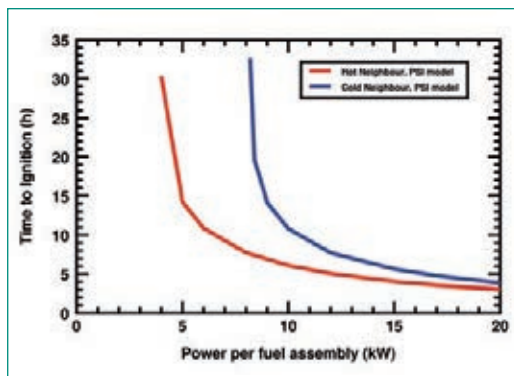


Fig. 2: Calculated time to ignition for different heat loads of spent fuel assemblies in air for hot and cold neighbour configuration.

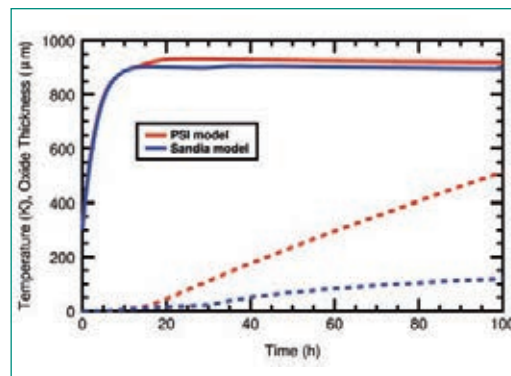


Fig. 3: Oxide layer growth and peak cladding temperature with 8 kW heat load spent fuel bundle in cold neighbour configuration using PSI and Sandia breakaway model, not reaching ignition temperature.

variation with time, such that integrity of the cladding will be lost due to complete oxidation within about one week (Fig. 3). This is in contrast to the parabolic kinetics adopted in the Sandia correlation which would not lead to complete oxidation even after several weeks [6].

### Zirconium nitride modelling

Very recently, a PhD project has been launched at PSI, to develop a model for nitrogen reactions in an air or steam-nitrogen environment. The work has begun with a summary review of the basic principles, knowledge and sources of data [7].

Previously, many separate effect tests have been performed mainly at KIT and IRSN. Also, the integral tests were conducted in the frame of QUENCH-10 and -16. Through these air oxidation tests the nitride formation was observed under oxygen starvation and two major roles of nitrogen were identified.

The first role of nitrogen is the cladding degradation by forming a micro porous oxide scale due to the differences between the molar volumes of ZrN

and  $ZrO_2$ . Through the pores by the ZrN inclusions in the oxide scale the oxygen could easily access and oxidizes the ZrN. During ZrN reoxidation ZrN is converted to  $ZrO_2$  and hence oxide scale experiences the stresses due to the volume expansion and it leads to macro cracked oxide.

The second role of nitrogen is the exothermic heat release from the ZrN formation and reoxidation. The heat released from ZrN formation and reoxidation is same as the heat from oxidation by oxygen. Furthermore, a self-sustaining nitrogen-assisted degradation,  $ZrN \rightarrow ZrO_2 \rightarrow ZrN \rightarrow \dots \rightarrow ZrO_2$  would be likely to occur, following oxygen starvation conditions and subsequent reflow, which may have a large impact in the amount of hydrogen produced during reflow.

Currently some reactor system codes represent the nitrogen-driven cladding degradation as a catalyst effect by modelling the enhanced diffusion of oxidant and hence accelerated kinetics. However most reactor system codes do not implement ZrN formation heat release and none of them represents the ZrN reoxidation heat release.

The PhD is intended to address the most important knowledge gaps by means of a coupled experimental and analytical investigation. A first series of experiments will be performed in the beginning of 2014 under a range of thermal and oxidation states and prior histories. Analyses of the data will identify the dominant phenomena and hence provide the basis for a new oxidation/nitriding model. The model will be assessed using the data obtained, and the results will be used to specify conditions for further experiments and model refinement.

## National Cooperation

The PhD project includes collaboration with ETH Zurich.

## International Cooperation

The SFP project was organized by OECD-NEA with US NRC as operating agent.

The recently launched PhD project includes collaboration with Karlsruhe Institute of Technology.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The SFP project provided a strong and extensive data base for code assessment in the area of spent fuel accidents. Important outcomes of the experiments were the importance of nitrogen as a chemical active species during air oxidation and a driver for the loss of structural integrity of the oxidised cladding. Simulation of SFP sequences indicate major concerns if fuel assemblies are exposed to steam-air or steam-nitrogen mixtures for more than a few days.

There is currently no model in MELCOR for the nitrogen chemistry. A PhD project has been launched at PSI to develop such a model to be implemented in the severe accident codes later.

## References

- [1] *E.R. Lindgreen, S.G. Durbin*: Characterization of Thermal-Hydraulic and Ignition Phenomena in Prototypic, Full-Length Boiling Water Reactor Spent Fuel Pool Assemblies After a Postulated Complete Loss-of-Coolant Accident, NUREG/CR-7143, March 2013.
- [2] *B. Jäckel*, Post test calculation for SFP Phase I Cell 2 Experiment, TM-42-11-21, 28.10.2011, PSI.
- [3] *B. Jäckel*, Analysis of SFP Phase II Experiment using MELCOR, TM-42-12-12, 21.09.2012, PSI.
- [4] *J. Birchley, L. Fernandez-Moguel, B. Jäckel*, PSI oxidation model for Zircaloy-4: background, description, input specification and assessment summary, PSI internal report TM-42-13-11. June 2013.
- [5] *J. Birchley, L. Fernandez-Moguel*, Status of PSI Air Oxidation Modelling, Presented at the 19<sup>th</sup> International QUENCH Workshop, Karlsruhe, 19–21 November 2013 (ISSN reference to be supplied).
- [6] *B. Jäckel, J. Birchley, L. Fernandez-Moguel*, Spent fuel under severe accident conditions in wet and dry storage, ICONE22-30729. To be presented at ICONE Conference, 7.7.2014, Prague.
- [7] *S. Park*, The role of nitrogen during air oxidation, Presented at the 19<sup>th</sup> International QUENCH Workshop, Karlsruhe, 19–21 November 2013 (ISSN reference to be supplied).

# Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez Moguel, Jonathan Birchley
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, <a href="http://www.psi.ch">http://www.psi.ch</a>
Duration of the Project	2013–2014

## ABSTRACT

In March 2011 a major accident occurred at the Fukushima Daiichi nuclear power station, triggered by an extremely strong earthquake and the subsequent tsunami on the eastern coast of Japan. During the next days, devastation of the local area due to the flooding meant that vital power supplies were unavailable and other services were disrupted. The loss of power meant that vital safety equipment did not function as designed and recovery operations were severely hindered. During the accident, three units of the nuclear power plants suffered extensive damage to the reactors and buildings. It is widely believed that all three reactor cores experienced some melting, although the extent is as yet unknown. The consequent release of radioactive material meant that a large area surrounding the accident site had to be evacuated.

Paul Scherrer Institute (PSI) is taking part in an Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) project, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima (BSAF) to reconstruct the events that occurred at the power station in March 2011. Eleven institutes

from eight countries are participating. PSI is performing simulation of Unit 3, using the MELCOR code developed in the USA for simulation of whole plant accidents and made available to PSI via cooperative exchange agreement with the US Nuclear Regulatory Commission. The simulation task is a challenging one because only limited measurement data exist about the conditions inside the reactors

One of the important expected outcomes is an evaluation of the likely end-state of the reactor core which will help the owner of the damaged plant, the Tokyo Electric Power Company (TEPCO) to plan the removal of components from the reactor containment and the final decontamination. The exercise will advance the understanding of severe accident phenomena and contribute to further refinement of the computer models used to perform the simulations. The exercise will continue until September 2014. Toward the end the results by each of the participants will be discussed at a joint meeting, with a view to formulating a collective view of the accident sequences and reactor end-states.

## Project goals

The events at the Fukushima Daiichi station underlined the need for maintaining vigilance in nuclear power operation but also a continued improvement in our understanding of severe accident behaviour and of the modelling tools used for accident analysis. BSAF thus provides an opportunity to exercise our modelling tools and expertise in use. BSAF also focusses attention on issues concerned with reactors with design features in common with the Fukushima Daiichi units.

The generic goals of BSAF are:

To extend the assessment base for code applicability to full scale commercial reactor plants and hence identify areas for further improvement

To address severe accident and accident management issues that were identified directly following Fukushima Daiichi.

The specific goals of BSAF are:

To **simulate the accident evolution for the period of six days after the initiating event**, and hence reconstruct as well as possible the event sequence.

To **estimate the likely end-state of the reactor units**, in particular the cores, in order to help plan the future investigation, decontamination and decommissioning operations.

PSI participation is defined by the specific goals of BSAF, **concentrating on Fukushima Daiichi unit 3**.

## Work carried out and results obtained

The first step to perform the analysis was to make an extensive review of the available technical data, namely plant design, boundary conditions, accident data and uncertainties. The simulation task is difficult for all participants because so many of the components including measurement devices were not functioning normally, so that much of the plant data are incomplete or uncertain. Nevertheless, the most reliable or/and complete data for Unit 3 were identified. The main data that have been used for the present analysis are:

- The times at which the hydrogen explosions took place in each unit.
- The pressure history in the reactor (RPV) and in the containment (Drywell/Wetwell, DW/WW) have been identified as fairly complete and reliable data, which is fortunate because this serves

a trail of footprints that point to what was happening.

- The times and rates of fresh or sea water injection (by means of fire engine pumps) into the reactor system, though unfortunately the rate of delivery to the reactor itself is uncertain.
- The time when the operators vented the containment to control the pressure and hence avoid catastrophic containment failure, though unfortunately it is uncertain if all the venting operations were successful and the percentage of the valve opening is unknown.
- The reactor vessel water level measurement is available but it is subject to gaps and uncertainties.

In order to start the analysis, a MELCOR 2.1 generic input model for a Mark 1 BWR similar to Unit 3 was obtained and adjusted to the specifics of Fukushima. The input was imported into the visualisation tool SNAP in order to facilitate overview and manage analysis tasks.

A preliminary calculation has been performed based on nominal accident assumptions (NC) and it has been used as the initial reference case for the study. PSI has steadily worked towards a credible sequence. The effect of the uncertainty in the water injection rates and times; venting times, fraction of opening on the venting valve and venting paths has been studied in detail. More than 50 simulations have been performed in order to obtain a best estimate (BE), namely a sequence that can reproduce the pressure measurements in the RPV and in the WW/SC and the time of the hydrogen explosion.

For this report, the study has been divided in two sections: The first section comprises the actions taken prior to reactor depressurisation, where the Reactor Core Isolation Cooling system (RCIC), High-Pressure Coolant Injection system (HPCI) and the sprays were operating; this section includes as well the depressurization of the RPV. The second section comprises all the actions taken by the operators after depressurisation; this includes the fresh and sea water injection and venting actions.

### Accident progression until depressurisation

The RCIC operates by extracting steam from a main steam line to drive a turbine mechanically linked to the injection pump. The exhaust steam from the turbine is transferred to the suppression chamber (S/C) pool. Pump suction is initially aligned to the Condensate Storage Tank CST and may be redirected to the suppression pool when the CST is depleted. For the present analysis an RCIC pump

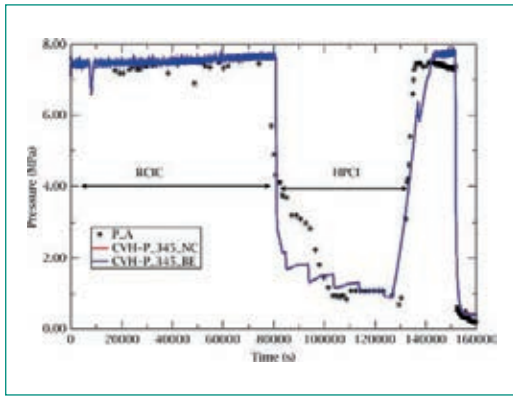


Figure 1 (left): Pressure in the RPV during RCIC and HPCI operation.

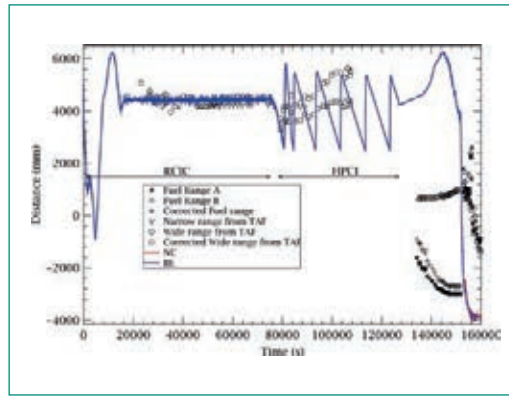


Figure 2 (right): Water Level in the downcomer during RCIC and HPCI operation.

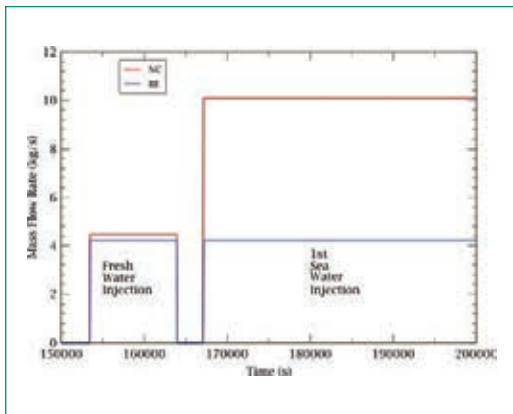


Figure 3 (left): Water injection during the period before the H<sub>2</sub> explosion.

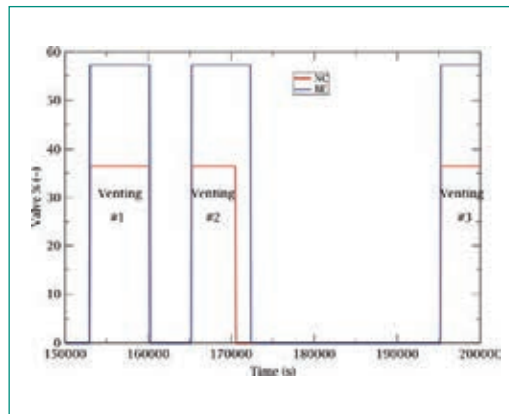


Figure 4 (right): Venting valve area fraction during the period before the H<sub>2</sub> explosion.

injection controller was imposed to reproduce the available reactor water level data. This allows the reactor water inventory to be relatively correct prior to subsequent events occurring.

The HPCI is a high-pressure steam-driven pump system. In normal operation, the HPCI turbine continually draws steam from the steam lines and discharges it to the S/C pool. The mass flow rate of the steam through the turbine depends on the pressure in the RPV, the density of steam in the steam lines, and the pressure difference between the RPV and wetwell. The turbine operates continuously in this manner throughout the HPCI operation. The HPCI injection maintains the downcomer water level within an upper and lower range relative water level. Once the downcomer water level falls below the low level, the HPCI injects water at full capacity from the CST into the feedwater lines. If the CST depletes, the HPCI uses the wetwell pool to inject water into the feedwater lines. At full capacity the HPCI injection rapidly fills the downcomer water level to the upper bound cut-off for HPCI injection, where the full HPCI flow is then diverted to the wetwell via a minimum bypass flow line in the model used for this analysis. In this way, the HPCI can simultaneously maintain RPV water level and lower containment pressure (if CST is available).

The RPV pressure and the downcomer level during RCIC and HPCI operation are shown in figure 1 and 2, respectively. The pressure and water level are well reproduced during RCIC operation, whereas during HPCI operation they differ. Depressurization was assumed manual and the predicted pressure in the vessel is in fair agreement with the measured data.

Additional information on the operation of the RCIC and HPCI has been provided during the first review meeting of the OECD BSAF project in October 2013. The RCIC was working at a reduced injection, whereas the HPCI was operated manually and at a reduced rate to avoid the automatic but power expensive switching on and off that would occur during normal operation. This information has not yet been implemented in the present study and it is currently being evaluated and upgraded into our model.

### Accident progression after depressurisation

The study performed at PSI has been focused in the events that happened after RPV depressurization. During this time the operators have performed several actions in attempt to stabilize the reactor and to keep the integrity of the containment. The main actions were injection of water using the fire-fighting pumps, and venting of the containment.



Figures 3 and 4 show the boundary conditions assumed for the time before the H<sub>2</sub> explosion. The fresh water injection is similar for the nominal case (NC) and the best estimate (BE) whereas the first sea water injection was reduced to the same amount reported of fresh water (~4.4 kg/s for the BE). The fraction of valve opening during the venting was assumed to be larger for the BE (57.3%) than for the NC (36.4%) and the second venting in the BE took place 30 minutes later than in the NC. Figures 5 and 6 represent the state of the core at 168500s for the NC and the BE respectively. This time correspond to time before the 1<sup>st</sup> sea water injection. The tables from the left to right represent the cladding and debris temperatures in the different axial and radial locations. The diagram on the right represents the state of the core. The components of the core are represented by different colors (i. e. pink= Intact fuel, yellow =support struc-

ture, blue = liquid water, green = particulate debris and red = molten pool). The reduction in the sea water injection resulted in faster heat up of the core in the BE case, as expected, as well as slightly more core degradation.

Figures 7 and 8 show the pressure in the drywell/wetwell (DW/WW) and the global hydrogen production, respectively. The pressure calculated by both cases are very similar, whereas the BE produced ~100 kg more of hydrogen, as expected, due to the higher temperatures reached during the core uncover. Furthermore 10 kg/s of water injection (NC) seem to have been enough to stop the accident progression. The H<sub>2</sub> production stops after ~180000s whereas in the BE the H<sub>2</sub> production continues, this indicates that the reactor is still hot and cladding oxidation is still taking place.

Figures 9 and 10 show the boundary conditions assumed for the time period when the H<sub>2</sub> explo-

Figure 5 (left):  
NC state of the core at 168500s.

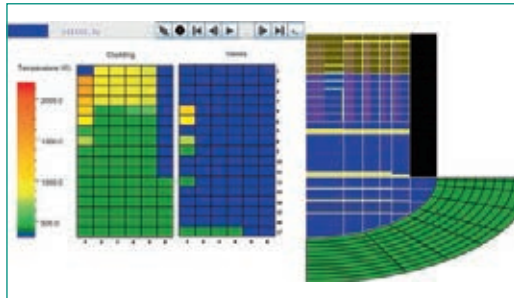


Figure 6 (right):  
BE state of the core at 168500s.

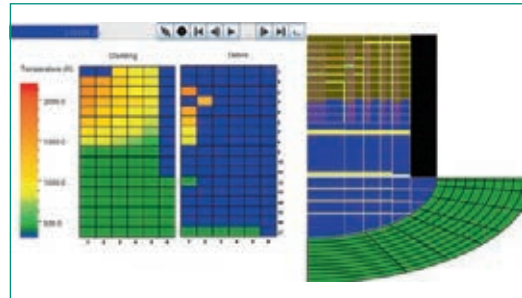


Figure 7 (left):  
Pressure in the DW/WW during the period before the H<sub>2</sub> explosion.

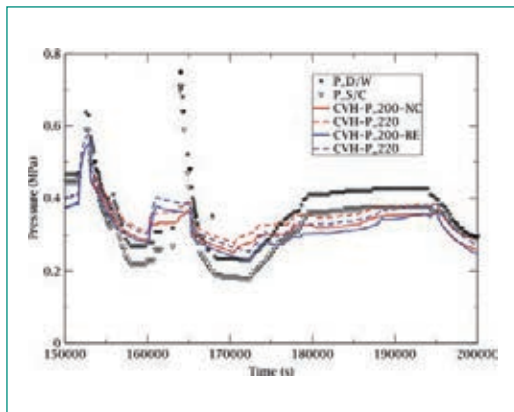


Figure 8 (right):  
Global H<sub>2</sub> production during the period before the H<sub>2</sub> explosion.

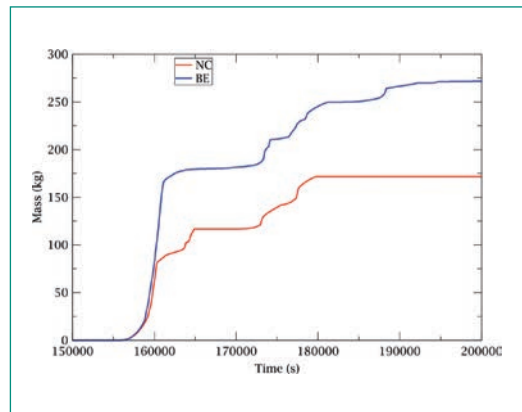


Figure 9 (left):  
Water injection during the period when the H<sub>2</sub> explosion was observed.

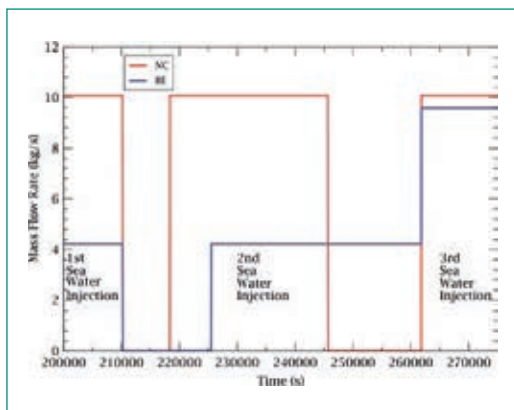
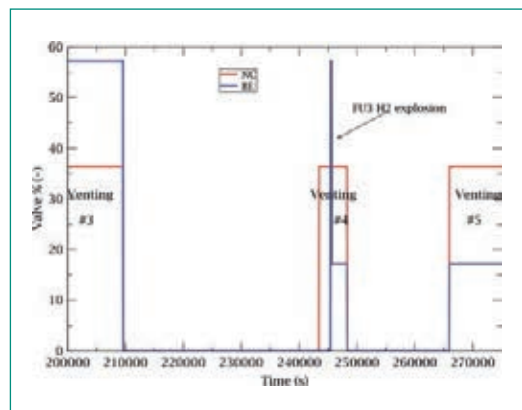


Figure 10 (right):  
Venting valve area fraction during the period when the H<sub>2</sub> explosion was observed.



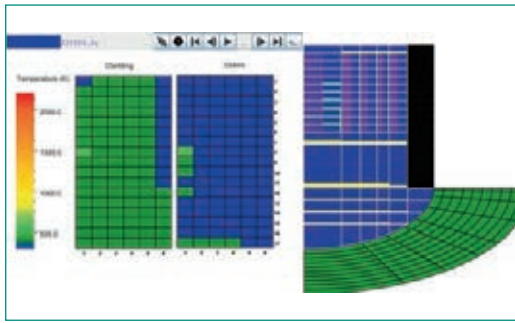


Figure 11 (left):  
NC state of the core at 225000s.

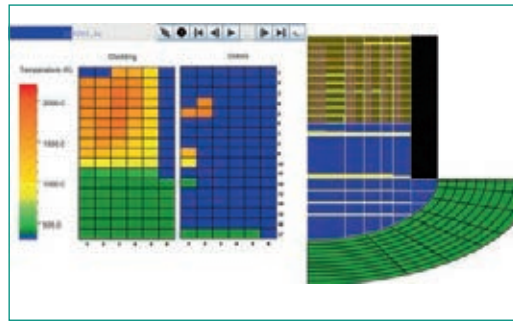


Figure 12 (right):  
BE state of the core at 225000s.

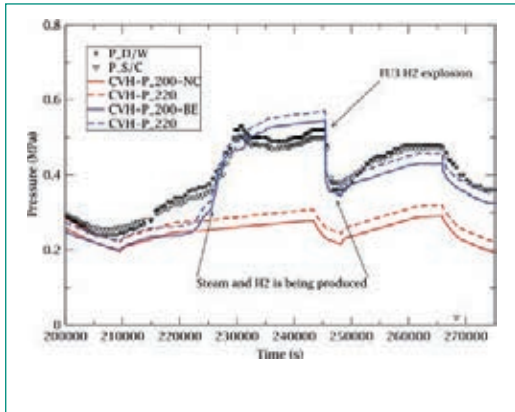


Figure 13 (left):  
Pressure in the DW/  
WW during the period  
when the H<sub>2</sub> explosion  
was observed.

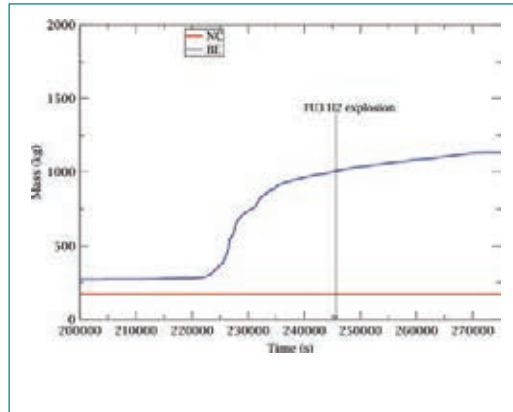


Figure 14 (right):  
Global H<sub>2</sub> production  
during the period  
when the H<sub>2</sub> explosion  
was observed.

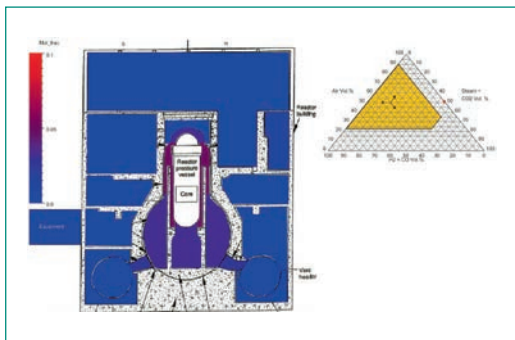


Figure 15 (left):  
H<sub>2</sub> concentration in the  
reactor building for the  
NC at 245 640s.

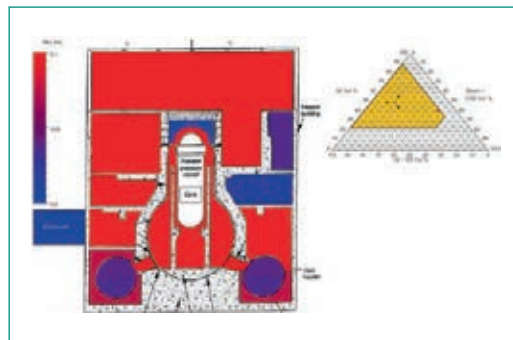


Figure 16 (right):  
H<sub>2</sub> concentration in the  
reactor building for the  
BE at 245 640s.

sion took place in unit 3. The second sea water injection initiation for the BE was delayed 105 min and the injection maintained at a reduced rate of ~4.4 kg/s. The injection was then continued until the beginning of the 3<sup>rd</sup> sea water injection in the BE. At this time the injection rate was increased to near nominal values. For the venting it was assumed for the BE that 4<sup>th</sup> venting did not take place until 200s before the H<sub>2</sub> explosion. It was also assumed that after the H<sub>2</sub> explosion the valve (or the pipe) may have suffered some damage and the valve opened area was reduced at ~17%. (i.e. the valve may have been damaged and this may have made a blockage for the flow, in the model it is represented as a reduction in the flow area of the valve).

Figures 11 and 12 represent the state of the core at 225000s (near the observed H<sub>2</sub> explosion) for the NC and the BE respectively. For the NC 10 kg/s (nominal) was enough to stop the accident progres-

sion, the core is cooled down and only few debris were produced. For the BE, the reduction of the 1<sup>st</sup> and 2<sup>nd</sup> sea water injection flow rate to ~4.4 kg/s and the delay of 105 min in the 2<sup>nd</sup> sea water injection was critical; the core heated-up and uncovered and there was a significantly greater amount of cladding degradation and debris formation.

Figures 13 and 14 show the pressure in the drywell/wetwell (DW/WW) and the global hydrogen production, respectively. The BE has reproduced very closely the pressure in the DW/WW. As a consequence of the core uncover, very large amounts of steam were being generated, while the temperatures increased to levels where the cladding reacted with the steam and large amounts of hydrogen were produced. The generation of large amounts of steam and hydrogen caused the pressure in the DW/WW to increase.

The opening of the valve shortly before the hydrogen explosion (venting #4) caused the pressure to

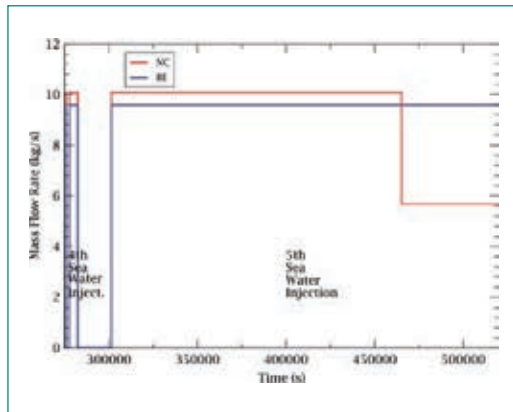
drop quickly as it was observed during the accident. Furthermore, the continuation of the 2<sup>nd</sup> sea water injection, the reduction of the valve area after the time of the explosion and the increase of the 3<sup>rd</sup> sea water injection rate allowed to reproduce the subsequent pressure in the DW/WW. The increase of the rate of water injection seems to have been enough to stop the further progression of the accident.

Figures 15 and 16 represent the H<sub>2</sub> concentration in the reactor building for the NC and BE respectively.

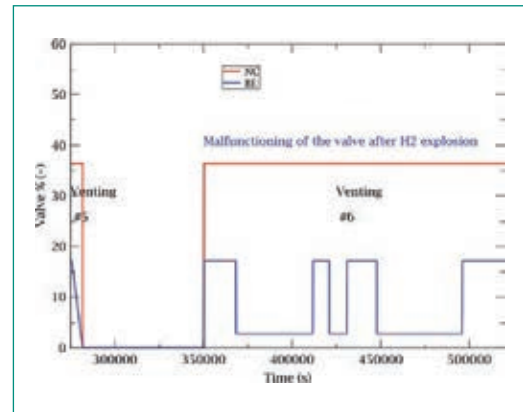
It appears that the venting to the environment was not effective. Instead gas was bypassed into the reactor building. Had venting operation been successful, all the hydrogen released from the wetwell would have been discharged harmlessly into the environment. However, a large explosion was observed in unit 3 reactor building, which

implies that a large mass of hydrogen accumulated there to produce an explosive concentration. It is possible that the pipe used for the venting may have been damaged either by an overpressure or the earthquake itself, or that the loss of power prevented normal opening of the vent valves. In any case there would have been a path for gas to leak into the reactor building if impairment of the venting system caused overpressure in the vent line. For the BE the hydrogen accumulation is reproduced by connecting the venting line with the volume at the top of the reactor building, in this way H<sub>2</sub> explosion conditions were calculated at the exact time of the explosion (245 640s) as it can be seen in figure 16, whereas for the NC the H<sub>2</sub> concentration was nowhere near H<sub>2</sub> explosion conditions (figure 15) due to the fact that no hydrogen is being produced during this time.

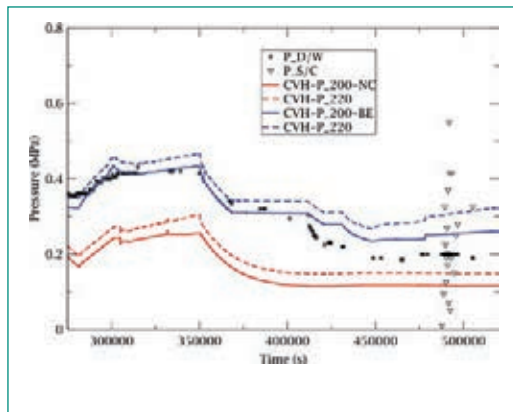
**Figure 17 (left):**  
Water injection during the period after the H<sub>2</sub> explosion.



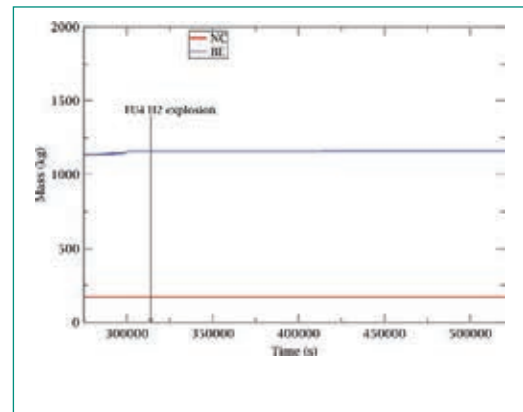
**Figure 18 (right):**  
Venting valve area fraction during the period after the H<sub>2</sub> explosion.



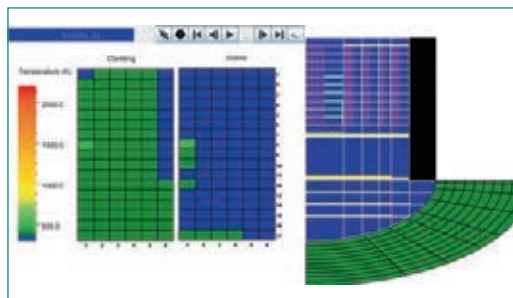
**Figure 19 (left):**  
Pressure in the DW/WW during the period after the H<sub>2</sub> explosion.



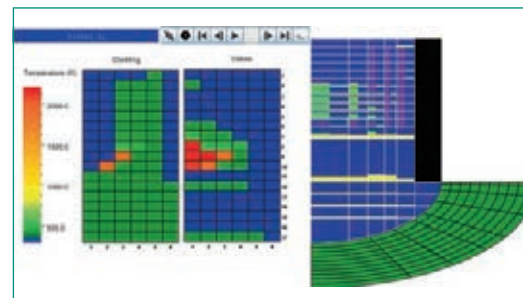
**Figure 20 (right):**  
Global H<sub>2</sub> production during the period after the H<sub>2</sub> explosion.



**Figure 21 (left):**  
NC state of the core at 518000s.



**Figure 22 (right):**  
BE state of the core at 518000s.



Figures 17 and 18 show the boundary conditions assumed for the time after the H<sub>2</sub> explosion. The water injection mass flows are very similar, for the BE they are assumed near nominal. On the other hand, the valve is considered to be malfunctioning after the H<sub>2</sub> explosion, in the nominal case the venting  $\dot{m}$  is constant and the valve does not close again. For the BE a series of openings and closing of the valve were assumed.

Figures 19 and 20 show the pressure in the DW/WW and the global H<sub>2</sub> production. The assumption in the behaviour of the valve allowed to reproduce the pressure in the DW/WW very closely for the BE, whereas in the NC the valve remains open all the time and makes the pressure drop and stay constant after ~400000s. In both cases there is almost no hydrogen production during this period indicating that after the H<sub>2</sub> explosion the operators managed to stabilize the core.

Figures 21 and 22 represent a preliminary statement of the state of the core after 6 days of transient for the NC and the BE respectively. For the NC the core was completely cooled down and there was very little degradation. For the BE there was more degradation but neither relocation nor vessel failure. The intact components in the reactor were cooled down but the debris was still hot at this time.

The NC does not reproduce the most reliable signatures (DW-P, H<sub>2</sub> explosion t). In contrast, the BE reproduces very well the pressure signature and the high hydrogen concentration in the reactor building corresponds to the time of explosion. According to the presented results (BE) the FU3 core seems to have been less damaged as it was believed in a first place. However this is based on the assumptions made for the analysis which are called into doubt by the new information provided during the meeting in October 2013 regarding the RCIC and HPCI operation. The impact of the new information has yet to be evaluated and incorporated in our model; thus they could change the preliminary assessment.

## National Cooperation

None.

## International Cooperation

The project is coordinated by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). The Operating Agent (OA) is Japan Atomic Energy Agency (JAEA) who is technically supported by the Japan Institute of Applied Energy (IAE). The eleven participants (from Japan, France, Germany, Korea, Russia, Spain, USA, and Switzerland (PSI)), each cooperate formally with NEA and OA. There is informal cooperation between the participants.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

For the OECD BSAF project, the progress during 2013 has been slower than originally planned due to delays in providing data on the plants and accident conditions. The timeframe of the project was extended until the end of September, 2014. Despite the delay in the OECD BSAF project, PSI work has progressed according to the plan.

Preliminary analyses performed in the first half of 2013 were based on nominal accident assumptions. In addition to the nominal case, several simulations were carried out at PSI to find the best estimate case reproducing the main events of the accident. Revised boundary conditions were proposed at a technical review meeting of the OECD BSAF project in October but they are subject to ongoing discussion between the participants and the OA and are still not finalised. It is expected that an agreed set of accident assumptions for the baseline case will be provided toward the end of 2013. Progress at PSI has continued toward adapting the input model to accommodate the likely conditions.

A definitive baseline calculation, plus best estimate and appropriate sensitivity calculations will be performed in the first months of 2014. Submittal of the baseline simulation is due by end of April 2014, from which the OA will compile a draft report by end of June, for review and finalising by end of September. This will be followed by a wind-up meeting in October or November. The project is redesignated as BSAF Phase 1, in anticipation of a follow-on Phase 2 to address issues not resolved in Phase 1.

## Publications

The terms of the agreements with the project impose restrictions on the dissemination to third parties of plant data and the results of the benchmark study. Publication of results and findings will be possible only some time after the end of the project.

## References

- [1] <http://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html>



# 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, M. Davydov, S. Yakush, N. Lubchenko, A. Konovalenko, S. Basso, S. Thakre, D. Grishchenko, L. Manickam, 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 the Project	January 1, 2013 ~ December 31, 2013

## 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 ROAM frameworks provided by RES.

The report discusses substantial advances and insights which were achieved during 2013 for (i) vessel failure modes and timing and respective corium debris state which determine melt ejection mode; (ii) modeling of debris agglomeration; (iii) particulate debris spreading; (iv) analysis of uncertainty and risk in 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 ex-vessel 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 2013. 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 relevant publications [1–26] 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, the timing and modes of vessel failure (CRGT, IGT, pump nozzle, vessel wall creep) are studied as these will determine the melt ejection traits such as characteristic timing and location of vessel failure, mass and superheat of ejected melt ([1], [2], [3], [4], [6], [5], [7], [8]). Latest research addressed influence of CRGT and top cooling on

possible failure modes and the effect of non-homogeneous debris composition. The approach is similar to previous studies, where a PECM model for melt pool heat transfer is one-way coupled to an ANSYS thermo-structural mechanics, while additionally MELCOR results were applied to obtain input parameters for modelling of debris bed spatial properties.

A sensitivity analysis of debris thermo-mechanical properties on mode and timing of vessel failure was carried out assuming two scenarios, (i) with and (ii) without CRGT and top cooling conditions. In case of no cooling, early IGT and CRGT failures were expected. At those times the maximum temperatures in the bulk debris bed do not exceed 2200 K, meaning all oxidic materials are still in solid form. The vessel wall failure by creep happened between 2.12–4.22 h depending on the solid debris thermal conductivity (see Fig. 1) and no significant effect from cooling was observed. However, volumetric debris cooling through CRGTs can considerably delay IGT failure. For low debris bed  $k_{\text{solid}}$  ( $0.5\text{--}2\text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ ) there was almost no difference between cooling and non-cooling cases, while the increase of debris thermal conductivity lead to growth of the boundary temperature layer near the vessel wall and thus provided lower temperatures in the vicinity of the IGT nozzle welding compared to the debris bulk. For debris thermal conductivities greater than  $6\text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$  and cooling conditions applied, the vessel failure by localized creep happened before IGT failure became possible.

IGT nozzle temperatures were found to be up to 500 K lower than the bulk temperature of debris bed at the moment of possible tube failure. This means that remelted material might refreeze within the IGT nozzle penetration and thus block the flow channel. Consequently, a formation of a large oxidic melt pool before vessel failure by localized creep becomes possible. The resulting melt mass and superheat at the time of vessel failure are presented in Fig. 2. It is clear that remelting of significant debris fraction provides risks for having an energetic steam explosion within containment.

Next, a MELCOR data on core degradation and melt relocation that covers a large set of scenarios was used as an input for PECM calculations. Specifically, debris composition and material properties (i.e. thermal conductivity and decay heat distribution) were expressed as a function of debris height. A formation of highly conductive metallic layer near the vessel wall bottom was observed

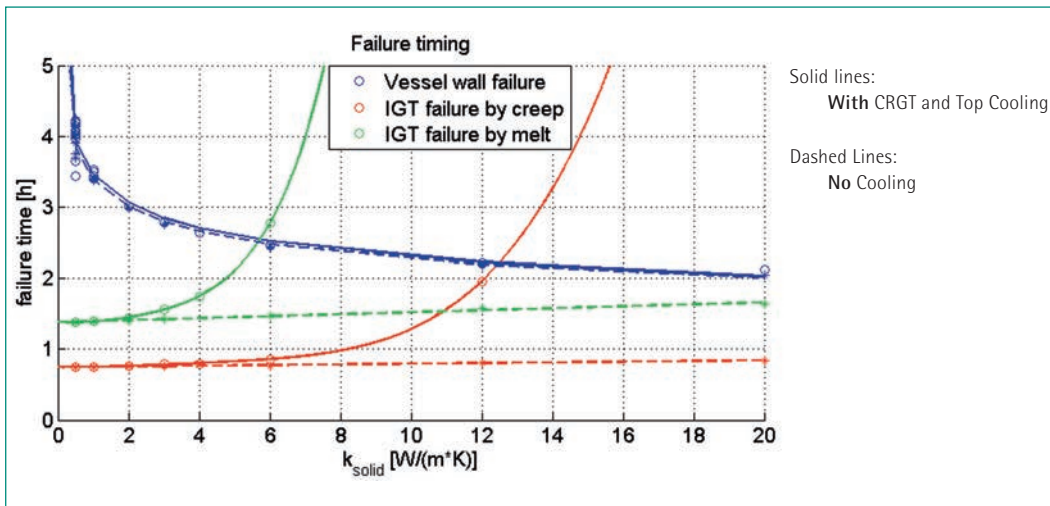


Fig. 1:  
Failure timing of vessel wall and IGTs.

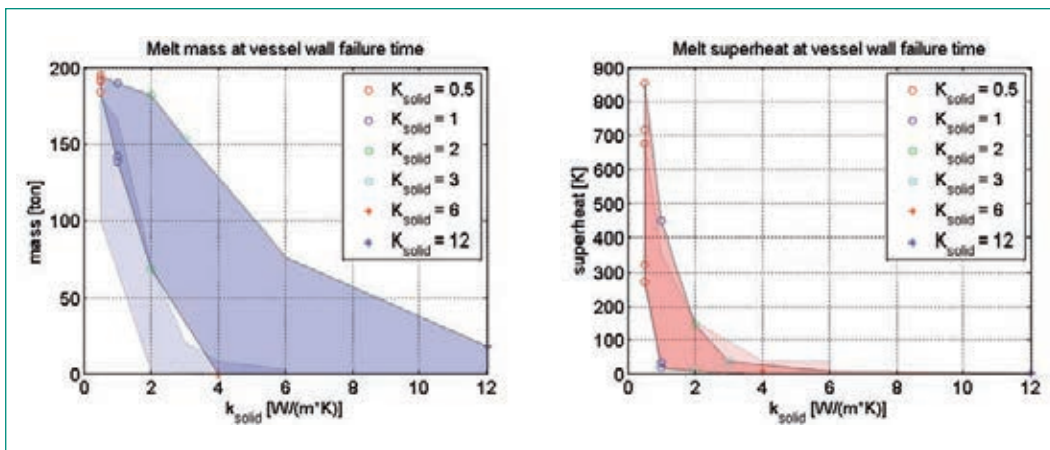


Fig. 2:  
Range of possible melt mass and superheat at the time of vessel failure by localized wall creep, assuming no early melt relocation.

while most  $\text{UO}_2$  (which is proportional to decay heat) was concentrated above 0.4 m. This resulted in a significant change in the debris bed heat profile, providing pronounced temperature peak between 0.4–0.8 m. Yet, further development of methodology to connect MELCOR and PECM model is needed.

Lastly, it should be mentioned that an Effective PECM model was developed. Previously, differences between 3D-Quadrant and 3D-Slice models have been reported taking into account uneven CRGT distribution in the quadrant geometry. Differences were found in terms of predicted failure timing, released melt mass and superheat due to higher heated volume to cooled surface ratios and lower vessel surface per debris bed volume. The approach was to improve the significantly efficient 3D-Slice model by applying correction internal source term for debris bed and modifying external vessel wall heat flux to obtain more accurate solution as in the 3D-Quadrant model. Hence, agreement on the melt formation behavior (onset of remelting, melt mass and superheat) and thermal load on the vessel wall have been achieved

between the 3D-Slice and 3D-Quadrant geometries.

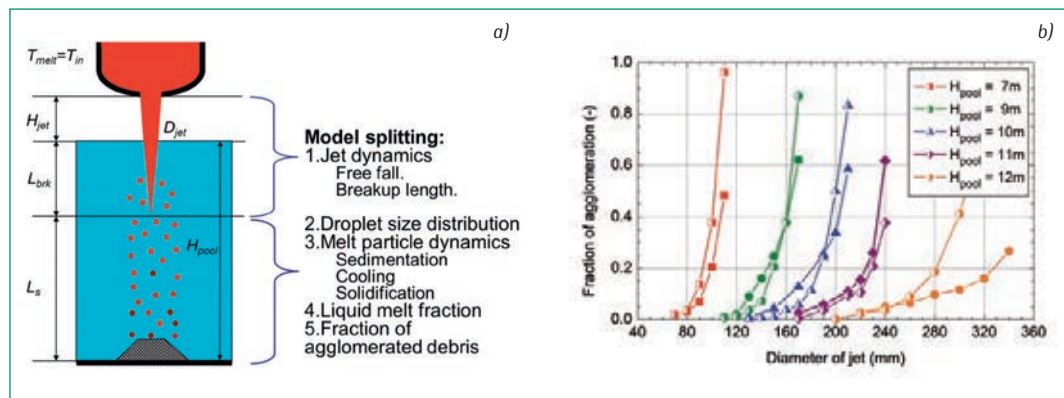
## 2. Progress in DECO Activity

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 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.

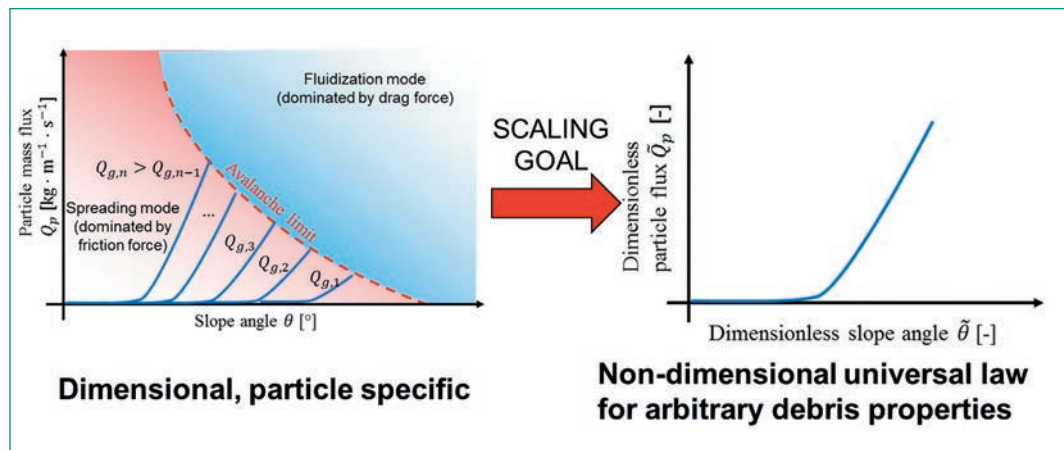
### 2.1. Progress in Debris Agglomeration Modeling

Hydraulic resistance to the coolant flow through porous debris bed is a limiting factor which determines maximum decay heat removable from the bed. If decay heat cannot be removed, it will lead to dryout, reheating and remelting of the debris

**Fig. 3:**  
 Surrogate model: a) splitting of physical processes for development of SM; b) comparison of predictions of mass fraction of agglomerated debris with full model and SM. Solid symbols – FM, half-filled symbols – SM.



**Fig. 4:**  
 Schematic illustration of the scaling approach for closures using: a) dimensional variables; b) scaling approach.



followed by melt attack on the containment basement. Formation of agglomerated debris can significantly increase hydraulic resistance and reduce maximum decay heat which can be removed without reaching dryout of the debris bed. Thus agglomeration is important factor which can inhibit effectiveness of ex-vessel debris coolability. Experimental data obtained in DEFOR-A tests [9], [10] was used for development and validation of modeling approaches for prediction of agglomerated debris in various scenarios of melt ejection [11], [12]. The model is implemented in VAPEX-P code which simulates Fuel-Coolant-Interaction (FCI) phenomena including melt jet breakup, formation of liquid droplets, heat transfer between melt and coolant, sedimentation and solidification of the particles. Computational costs of running a multidimensional FCI code (such as VAPEX-P) are quite large, especially when parametric sensitivity uncertainty analysis should be applied. Therefore a simplified, physics based, surrogate model (SM) for prediction of mass fraction of agglomerated debris was proposed and validated in [13]. Approach to development of the SM is based on problem decomposition into a set of loosely coupled problems (Fig. 3a) which allow for computationally efficient and numerically stable solutions. The SM is

sufficiently accurate, with respect to the predictions of the original full model, which has been validated [11], [12]. In Fig. 3b it is shown that the difference between SM and FM in predicted jet diameters corresponding to agglomeration fractions 10%, which can negatively affect coolability, does not exceed 10%, even for 12 m deep pool, where the difference is the largest. The SM is about thousand times more computationally efficient than the full model and allow for extensive sensitivity-uncertainty analysis.

## 2.2. 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 develop models for assessment of the characteristic time scale of particulate debris spreading in SA conditions. 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 (closures)

of the particle flux  $Q_p$  on the local debris bed slope angle  $\phi$ , gas flow rate  $Q_g$  and other characteristic properties of the particulate bed. These experimentally obtained closures are used for validation of the universal scaling law representing the ration between main forces acting on a single particle, namely: buoyancy force, aerodynamic drag, gravity and particle-particle interaction. Our scaling approach is schematically illustrated in Fig. 4.

The analytical derivation of such scaling relationship has been performed and its validation is ongoing. For a proper validation many experiments with different types of particle have to be performed and analyzed. Out of about 200 performed tests with different particles made of stainless steel and zirconia-silicate the closure scaling law has been successfully validated against about 60 tests with stainless spheres and cylinders. Despite different particle size and morphology (3 x 3 mm cylinders vs. 6 mm spheres) the scaling law shows almost identical non-dimensional particle flux on normalized slope angle dependence as seen in Fig. 5b.

The details on development of the scaling approach are presented in [27]. The closure-based approach of the modeling of the particulate debris spreading has been successfully validated and reported previously. The model has been further extended and developed for the application to the planar and axisymmetric debris bed spreading geometries as well as either implicit or explicit solvers are available. The sensitivity studies have been carried out for particulate debris spreading model. It is shown that in the short term spreading (up to 10 minutes) the order of the most influencing input parameters is following: debris bed mass, initial debris bed slope angle and closure uncertainty. For the long term spreading (up to 4 hours) the debris mass and bed porosity are most influencing factors. The knowledge of the identified most influential

parameters is crucial in defining the reference cases of severe accident scenarios necessary for further theoretical studies where model will be applied for prototypic severe accident conditions. This work is ongoing and preliminary results [28] suggest that, fortunately, despite significant uncertainties in the modeling inputs (i.e. many possible initial states of the system), the mechanism of the self-leveling process is such that final output uncertainties are quite acceptable (i.e. system evolves towards fewer final states).

### 2.3. 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 [18], [19], [20], [21], [22]. Coolability of heat-releasing debris bed is an important issue in the severe accident analysis and management. Quantification of uncertainties for one-dimensional coolability problem was considered in [18], with the aim of analyzing the influence of aleatory uncertainties in input physical parameters and modeling (epistemic) uncertainties on the prediction of DHF. Experience of model calibration [18] 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. Further analytical and experimental efforts are necessary to establish a better consistency between model form and experimental data on pressure drop and DHF. A surrogate model for prediction of coolability of a conical and cone-on-cylindrical-base shapes has been developed in [21]. The model is based on

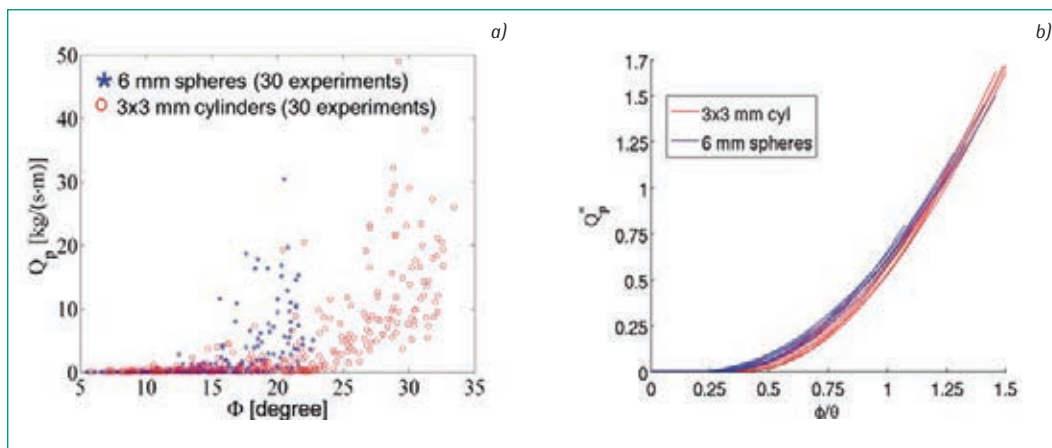


Fig. 5: Experimental points from 60 tests (a) and non-dimensional universal closure (b) obtained from tests with 6 mm spherical particles and 3x3 mm cylinders made of stainless steel.



non-dimensional form of the filtration equations, asymptotic approximations of the solutions for 1D problem and closures produced for the axisymmetric shapes based on the 2D analysis with the DECOSIM code [21]. The surrogate model is used for quantification of the uncertainty in prediction of the debris bed coolability for a conical shape debris bed in plant accident conditions [22] employing «load versus capacity» concept. Results of the analysis provide a comprehensive quantitative view on the importance of different sources of uncertainty in assessment of risk of formation of a non-coolable debris bed. In particular, not only the uncertainties due to variability of physical parameters have to be studied, but also the uncertainties of the ranges and distribution functions have to be recognized and quantified. For the problem of ex-vessel debris bed coolability, the uncertainties in the ranges for (i) effective particle size and (ii) the slope angle of the debris bed are deemed to be the most important contributors to the uncertainty of the risk. Therefore, research on the clarification of possible ranges of the slope angle and particle sizes would be the most effective, leading to more credible evaluation of severe accident risks. Another effective way to reduce the uncertainty in risk assessment might be to consider the correlations existing between individual parameters. For example, the combination of small particle diameters and high slope angles results in an unacceptable 27% probability of dryout. However, recent PDS experiments and previous numerical simula-

tions with DECOSIM code indicate that small particles are prone to spreading over the pool basemat by different physical mechanisms, including interaction with the large-scale circulation flows in the pool, and self-leveling of debris bed due to boiling and vapor release in the bulk of porous layer. This means that the probability of having a small particle diameter and a steep slope angle simultaneously would be less than that of having a tall bed with large particles, or a flat bed with small particles, limiting thus the probability of dryout occurrence.

#### 2.4. Progress in POMEKO Experiment

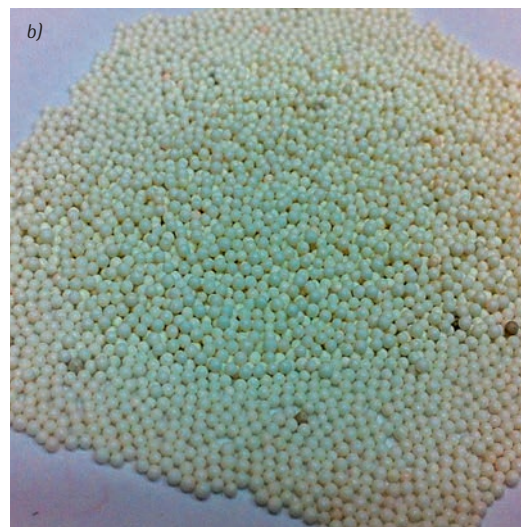
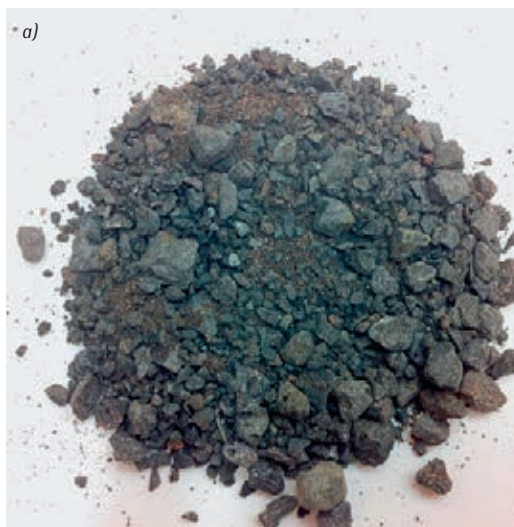
The objective of the POMEKO experiments is to provide data for validation of the codes which can assess the coolability of a debris bed formed during fuel coolant interactions (FCI) in a postulated severe accident of LWRs. Most of the available experimental data is related to the beds packed with single size (mostly spherical) particles, and less data is available for multi-size/irregular-shape particles.

In the present work, two different types of particles, as shown in Fig. 6, were used to investigate coolability of particulate beds. The first type is irregular-shape Aluminum Oxide gravel particles (0.25 mm to 10 mm), which were employed in the STYX experiment programme (2001–2008) at VTT, Finland. The second type is spherical beads of Zirconium silicate (0.8 mm to 1 mm), which were used in the COOLOCE tests at VTT to study the

**Table 1**  
Details of the beds.

Bed	Particle type	Density (kg/m <sup>3</sup> )	Bed porosity	Particle diameter (mm)
1	Alumina gravels	3900	0.408	0.25–10
2	Zirconium silicate spheres	4230	0.399	0.8–1

**Fig. 6:**  
Particles used in experiments;  
a) used in Bed-1,  
b) used in Bed-2.



effect of multi-dimensional flooding on coolability. The two types of particles are used in the POMECO-FL and POMECO-HT test facility to obtain their effective particle diameters and dryout heat flux of the beds (see Table 1), respectively. The main idea is to get the effective particle diameters as well as check how the heaters' orientations (vertical in COOLOCE vs. horizontal in POMECO-HT) and heaters' diameters (6 mm in COOLOCE vs. 3 mm in POMECO-HT) affect the coolability (dryout heat flux) of the test beds.

Using POMECO-FL facility, the effective particle diameter of the particles is calculated using frictional pressure gradients obtained from experiment and the Ergun equation, which are 0.65 mm and 0.8 for Bed-1 and Bed-2, respectively. The porosity of the Bed-1 and Bed-2 are measured as 0.408 and 0.399, respectively.

POMECO-HT facility is used to determine the dryout heat fluxes in Bed-1 and Bed-2, under top-flooding and downcomer conditions. The dryout heat flux for the Bed-1 with aluminum oxide gravels is found as 89.9 kW/m<sup>2</sup> under top flooding condition, which is close to the prediction of the Lipinski model. Using a 12mm downcomer shows the 51% increment in the dryout heat flux as compared to top-flooding condition. The dryout heat flux in Bed-2 with zirconium particles is found as 161.8 kW/m<sup>2</sup> under top flooding condition, which lies between the values predicted by the Reed model and Lipinski model. Use of 12 mm downcomer shows the 16% increase in the dryout heat flux as compared to top-flooding conditions.

### 3. 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 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 developing the steam explosion impact map, numerical analysis is carried out for the assessment of loads on containment walls. The present study deals with the premixing and explosion phase calculations of a reference Nordic BWR for different melt release scenarios. The fuel coolant interaction (FCI) calculations are performed

using multiphase FCI codes MC3D and TEXAS-V (1D code). The main goal of the study is to calculate the pressure in the cavity and the impulses on the side wall. The MC3D provides useful for cross-code comparison data about spatial characteristics of the premixing, while fast-running TEXAS-V is the main tool for extensive sensitivity and uncertainty analyses. The ranges of conditions for the calculations are selected taking into account data used from the SERENA-II BWR case exercise; see more details in [23]. The other objective is to carry out the sensitivity analysis in order to identify most influential parameters.

The TEXAS code was successfully coupled with DAKOTA code, developed by Sandia National Laboratory, to carry out Morris sensitivity analysis using 16 input parameters including melt release conditions and modeling parameters grouped into 3 sets according to the initial melt jet diameter. The code epistemic uncertainty is presented in the form of probability distribution diagrams of the explosion impulse and maximal pressure for each group of scenarios. Most and least influential parameters are identified according to Morris method. Specifically we found that, initial pressure, water temperature, fuel injection velocity, and 1D cell cross-section area are among the most influential parameters, while fuel density, fuel thermal conductivity and initial size of fragmented particles are among the least influential ones. Integration of TEXAS with DAKOTA and preliminary sensitivity analysis results pave the way towards the next step, i.e. uncertainty analysis with focus on quantification of epistemic and aleatory uncertainties in prediction of steam explosion loads.

The obtained MC3D calculation results 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, especially when the jet is in the upper half of the pool. Similar to earlier case, in the explosion phase, maximum pressure is attained at the bottom and the maximum impulse is at the bottom of the side wall. However the magnitude of impulse is significantly lower (lower than half) as compared to the SERENA-II reactor case calculations. In the sensitivity analysis the considered parameters are: jet diameter, droplet diameter, jet velocity, water subcooling, system pressure, water pool depth, triggering zone and triggering time. The effect of the jet diameter is also investigated by considering CRGT and IGT failure cases, in addition to the large breakup case. As expected, higher impulses are

found for bigger jet diameters, and in all the cases it is higher at the bottom of the wall. Higher impulses are found in case of bigger melt droplets, higher subcooling, higher system pressure and higher pool depths. Three different zones are selected to initiate the triggering in order to check the effect of triggering zone: upper region, middle region and lower region of the pool. The impulses are higher when the triggering is initiated in upper region of the pool. In case of triggering time study, five different time instances are selected for triggering the explosion phase calculations. The impulses are found higher at one triggering time, when the melt droplet mass in contact with water are higher.

## 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 2013 and Perspectives for 2014

In summary, substantial progress has been achieved in the project to quantify severe accident risks in light water reactors (LWRs). The MEM study is essential for advanced understanding of the influence and assessment of importance of different factors, such as 3D geometry of the vessel with penetrations, internal vessel pressure and melt properties, on modes and timing of failure of a BWR lower head to quantify the melt release scenario and characteristics (jet size, melt mass, compositions and superheat). The DECO study is focused on (i) development and validation of models for prediction of the debris bed properties, (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. In 2014 research efforts will be concentrated on integra-

tion of the developed models within the framework of risk oriented accident analysis for Nordic type BWRs.

## 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 9<sup>th</sup> 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 9<sup>th</sup> 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 20<sup>th</sup> 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,» *5<sup>th</sup> European Review Meeting on Severe Accident Research (ERM-SAR-2012)*, Cologne (Germany), March 21–23, 2012.
- [6] Tran C.-T. and Kudinov P., «The Effective Connectivity Model for Simulation of Molten Metal Layer Heat Transfer in a Boiling Water Reactor Lower Head,» *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2013, Article ID 231501, 14 pages, 2013.
- [7] Torregrosa, C., Villanueva, W., Tran, C.-T., and Kudinov, P., «Coupled 3D Thermo-Mechanical Analysis of a Nordic BWR Vessel Failure and Timing,» *15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal*

- Hydraulics, NURETH 15, May 12 to 17, 2013, Pisa, Italy, Paper 495.
- [8] Goronovski, A., Villanueva, W., Tran, C.-T., and Kudinov, P., «The Effect of Internal Pressure and Debris Bed Thermal Properties on BWR Vessel Lower Head Failure and Timing,» 15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH 15, May 12 to 17, 2013, Pisa, Italy, Paper 500.
- [9] 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 8<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, October 10–14, N8P0296, 2010.
- [10] Kudinov, P., Karbojian, A., Tran, C.-T., Villanueva, W., «Experimental Data on Fraction of Agglomerated Debris Obtained in the DEFOR-A Melt-Coolant Interaction Tests with High Melting Temperature Simulant Materials,» Nuclear Engineering and Design, 263, October 2013, Pages 284–295.
- [11] 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, 262, September 2013, pp. 452–461.
- [12] 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,» 5<sup>th</sup> European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012) Cologne (Germany), March 21–23, 2012.
- [13] Kudinov P., Davydov M., «Development of Surrogate Model for Prediction of Corium Debris Agglomeration,» In Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte, USA, April 6–9, Paper 14366, 2014.
- [14] 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.
- [15] Kudinov P., Kudinova V., and Dinh T.-N., «Molten Oxidic Particle Fracture during Quenching in Water,» 7<sup>th</sup> International Conference on Multiphase Flow ICMF 2010, Tampa, FL USA, May 30–June 4, 2010.
- [16] Manickam L., Hansson R., Kudinov P, Bechta S., «On the Influence of Water Subcooling and Melt Jet Parameters on Debris Formation,» 15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.
- [17] Konovalenko A., Basso S., Karbojian A., and Kudinov P., «Experimental and Analytical Study of the Particulate Debris Bed Self-leveling,» Proceedings of The 9<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9–13, N9P0305, 2012.
- [18] 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.
- [19] 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.
- [20] Yakush S., Lubchenko N., and Kudinov P., «Risk-Informed Approach to Debris Bed Coolability Issue,» Proceedings of the 20<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-20), Anaheim, CA, USA, July 30–August 3, Paper 55186, 2012.
- [21] Yakush S. E., Lubchenko, N.T., and Kudinov P., «Surrogate Models for Debris Bed Dry-out,» 15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH 15, May 12 to 17, 2013, Pisa, Italy, Paper 278.
- [22] Yakush, S. E., Lubchenko, N. T., and Kudinov, P., «Risk and Uncertainty Quantification in Debris Bed Coolability,» 15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH 15, May 12 to 17, 2013, Pisa, Italy, Paper 283.
- [23] Sachin Thakre, Weimin Ma, «Numerical analysis of reactor scale ex-vessel fuel coolant interactions phenomena using MC3D code,» 15<sup>th</sup> International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH 15), Pisa, Italy, May 12–17, 2013.
- [24] 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.

- [25] *Basso S., Konovalenko A. and Kudinov P.*, «Development of scalable empirical closures for self-leveling of particulate debris bed», In Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte NC, USA, April 6–9, Paper 14330, 2014.
- [26] *Basso S., Konovalenko A. and Kudinov P.*, «Sensitivity and Uncertainty Analysis for Prediction of Particulate Debris Bed Self-Leveling in Prototypic SA conditions», In Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte NC, USA, April 6–9, paper 14329, 2014.



# Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, F. Assenmacher, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, I. Heese, H. Hödlmoser, E. Hohmann, M. Jäggi, Ch. Schuler
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Sektion Messwesen
Adresse	CH-5232 Villigen PSI
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2013 bis 31. Dezember 2015

## ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr gab es im Rahmen des Projekts «Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung» verschiedene Teilprojekte zu bearbeiten, die Weiterentwicklungen auf den Gebieten der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen.

Auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung wurde eine Doktorarbeit fertiggestellt und an der ETH Zürich erfolgreich verteidigt. Am ZWILAG konnte die Kalibrierung einer Messanlage für Endlagerfässer abgeschlossen werden. Es wurden zwei unterschiedliche Dosimetriesysteme für Neutronen und Photonen vertieft auf deren Eigenschaften untersucht. Für die Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Milchpulver wurde eine Schnellmethode etabliert und im Routinebetrieb aufgenommen. Weiterhin wurde ein Sedimentkern aus dem Klingnauer Stausee radiologisch untersucht und anhand des Radionuklideintrags die Sedimentationsrate bestimmt.

Das PSI hat mit der IC2012n erstmals eine internationale Vergleichsmessung für passive Neutronendosimeter organisiert und durchgeführt. Die Ergebnisse wurden im Rahmen einer Konferenz präsentiert und eine Publikation angefertigt.

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. Die Mitarbeit erstreckte sich dabei auf wesentliche Revisionen der Normenwerke als auch auf die Erstellung von internationalen Berichten.

Das PSI hat insgesamt an sechs Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik und Dosimetrie teilgenommen. Die Ergebnisse sind bis auf eine Ausnahme zufriedenstellend.

Weiterhin wurden Praktika für vier Studenten durchgeführt.

## Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für 2013 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

**(13/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung**

**(13/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit**

**(13/3) Fachbegleitung von Studenten (Studenten an Fachhochschulen, technischen Hochschulen und Universitäten sowie IAESTE-Studenten werden fachbegleitete Praktika an der Sektion Messwesen angeboten)**

**(13/4) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik**

**(13/5) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW**

**(13/6) Anwendung der GENIE2000- und ISOCS/LABSOCS-Software in der Gamma-spektrometrie**

**(13/7) Einführung einer Schnellmethode für die Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Lebensmittelproben (Milchpulver)**

**(13/8) Einführung von neuen Techniken und Methoden in der Dosimetrie**

**(13/9) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz (Mitarbeit im Organisationskomitee von IC2012n)**

**(13/10) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung**

**(13/11) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln**

**(13/12) Kalibrierungen der LS-Spektrometer für reine  $\beta$ -Strahler**

**(13/13) Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben «EAWAG-Klingnau-Projekt»**

**(13/14) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»**

**(13/15) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen (Gamma- und Alpha-Spektrometrie, Tritium, Strontium, usw.)**

**(13/16) Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen für Personen- und Umgebungsdosimetrie**

**(13/17) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter**

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

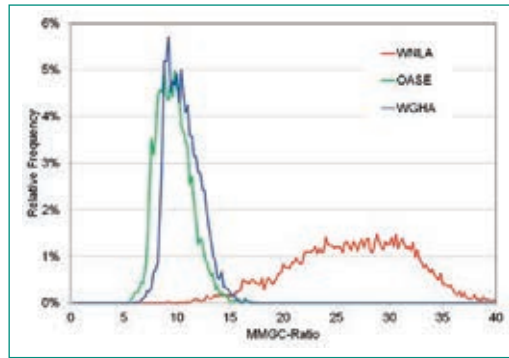
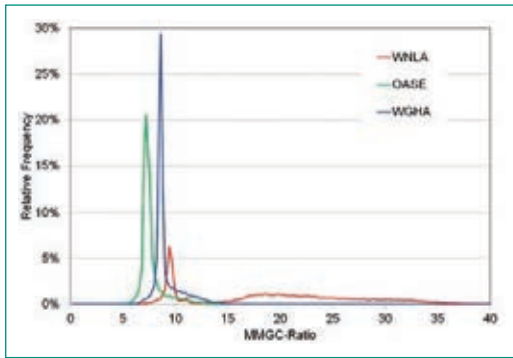
**(13/1) Durchführung einer Doktorarbeit auf dem Gebiet der radioaktiven Ausbreitung**

Die Doktorarbeit wurde erstellt und an der ETH-Zürich erfolgreich verteidigt. Eine gedruckte Version ist Mitte 2014 zu erwarten.

**(13/2) Fachbegleitung der Doktorarbeit**

Eines der Ziele der Fachbegleitung war die Bereitstellung von Messdaten zur Verifikation der Modellrechnungen. Hierzu wurden die kontrollierten und bilanzierten Abgaben von gasförmigen Positronenstrahlern der zentralen Fortluft PSI-West als Tracer eingesetzt. Die abgegebenen Positronenstrahler  $^{15}\text{O}$  (67%),  $^{11}\text{C}$  (16%),  $^{13}\text{N}$  (16%) und  $^{18}\text{F}$  (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 von schwankendem Untergrund aufgrund der natürlich vorkommenden Radon-Zerfallsprodukte wurde 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.

Die Häufigkeitsverteilungen des an den drei gammaspektrometrischen Messstationen bestimmten modifizierten MMGC-Verhältnisses für alle Messwerte aus 2012 (Abbildung 1) zeigt einen steilen Peak bei niedrigen MMGC-Verhältnissen. Dieser Peak entspricht der Grundlinie ohne ein zusätzliches Signal durch die emittierten Positronenstrah-



**Abbildung 1 (links):**  
Häufigkeitsverteilung der einzelnen Messwerte des modifizierten MMGC-Verhältnisses für alle Messwerte aus 2012.

**Abbildung 2 (rechts):**  
Häufigkeitsverteilung der einzelnen Messwerte des modifizierten MMGC-Verhältnisses für Abgaben grösser als 4 GBq in 10 Minuten und ausgesuchten Windrichtungen.

ler. Die unterschiedliche Lage dieses Maximums bei den drei identisch aufgebauten Messstationen kann auf den unterschiedlichen Einfluss des  $^{40}\text{K}$ -Messsignals zurückgeführt werden, welches das MMGC-Verhältnis direkt beeinflusst. Werte unterhalb des Maximums werden durch Ereignisse erzeugt, bei denen Radonzerfallsprodukte aus der Atmosphäre ausgewaschen und auf dem Boden deponiert werden. Werden nun alle Messpunkte des MMGC-Verhältnisses aus der Häufigkeitsverteilung eliminiert, bei denen die Abgabe unterhalb von 4 GBq in 10 Minuten liegt, bleibt die Form der Verteilung für die Messstationen OASE und WGHA unverändert. Dagegen verschwindet der Grundlinienpeak für die Messstation WNLA vollständig, was den Einfluss des im Messbereich der Sonde liegenden Fortluftkamins sichtbar macht.

Werden die Daten nun zusätzlich auf ein Windrichtungsintervall von  $\pm 30^\circ$  um die Richtung von der jeweiligen Messstation zum Fortluftkamin beschränkt, verschwindet der Grundlinienpeak für alle Messstationen (Abbildung 2), was klar demonstriert, dass hohe MMGC-Verhältnisse gemessen werden, wenn die Fortluftfahne den Detektionsbereich der Messstation erreicht.

Bis zur Fertigstellung der Doktorarbeit 2013 konnte die Fragestellung zur Modellierung der kleinräumigen Ausbreitung erwartungsgemäss nicht vollumfänglich bearbeitet werden. Dies hat zur Folge, dass die Ausbreitung in der komplexen Topografie des PSI unter Einbezug aller relevanten physikalischen Parameter noch nicht modelliert werden kann. Der Betrieb der Messstationen wird weiter fortgesetzt, um die Datenbasis für einen späteren Vergleich mit Modellrechnungen zu vergrössern.

**(13/3) Fachbegleitung von Studenten (Studenten an Fachhochschulen, technischen Hochschulen und Universitäten sowie IAESTE-Studenten werden fachbegleitende Praktika an der Sektion Messwesen angeboten)**

Die Sektion hat im Berichtszeitraum die folgenden Arbeiten fachlich begleitet:

- Praktikum für einen Studenten des Masterstudiengangs Nuclear Safety Engineering an der RWTH Aachen, 3 Monate
- Internationales Austauschpraktikum für einen IAESTE-Studenten von der Universität Utrecht, 4 Monate
- Praktikum für eine diplomierte Chemikerin der Universität Wien, 6 Monate
- Internship eines Studenten des Masterstudiengangs Nuclear Engineering der ETH Zürich, 3 Monate

#### **(13/4) Mitarbeit bei der internationalen Normung in Strahlenmesstechnik**

Die zur ersten Länderabstimmung in der Version eines committee drafts (CD) eingereichte Norm ISO/CD 7503 *Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination* mit den Teilen *Part 1: General principles*, *Part 2: Test method using wipe-test samples*, und *Part 3: Apparatus calibration* (Titelwahl ISO) wurde als CD anerkannt. Wie bei einer ersten Abstimmung üblich, war die Zustimmung von einer Vielzahl von Kommentaren und Verbesserungsvorschlägen begleitet.

Diese Vorschläge wurden, soweit akzeptierbar, vom Projektleiter für den Teil 1, T. Richards, BSI, UK, und vom Projektleiter für die Teile 2 und 3 in die CD-Versionen der drei Teile eingefügt und die so verbesserten Versionen an der Sitzung der Arbeitsgruppe 17 (WG17) des ISO TC85/SC2 in Wien (2.4. – 4.4.13) vorgestellt. Aufgrund der lebhaften Diskussion innerhalb der WG17 und weiterer, zu berücksichtigender Kommentare der WG17 zeichnete sich bald ab, dass eine Einreichung der Norm bei der ISO als *draft international standard* (DIS) unmittelbar nach der Sitzung noch nicht möglich war. Zum Zweck der Harmonisierung der Einleitung und des Geltungsbereichs (*scope*) sowie der Grössen

(quantities) der drei Teile der ISO 7503 wurde im Mai des Berichtsjahres noch eine Sitzung «UK-CH» am BSI in London notwendig, an der die beiden Projektleiter sowie zwei weitere Experten teilnahmen.

Die Einreichung der Norm ISO 7503 als DIS-Version wurde an der WG17-Sitzung vom 25./26.11.13 in Paris für Anfang 2014 beschlossen.

Der in Arbeitsgruppe WG14 von ISO TC85/SC2 erarbeitete comittee draft (CD) mit dem Titel «Surveillance of the activity concentrations of airborne radioactive substances in the workplace of nuclear facilities» wurde mit Endtermin 04.10.2013 zur Abstimmung gestellt. Über SNV wurde dieser CD mit einem Kommentar befürwortet. Die im CD geforderte wöchentliche Prüfung der Monitore zur Raumluftüberwachung hätte einen erheblichen Arbeitsaufwand zur Folge, welcher bei modernen Messgeräten sachlich nicht zu rechtfertigen ist. Diese Prüfungen werden in der Schweiz daher halbjährlich durchgeführt. Es wurde der Arbeitsgruppe vorgeschlagen, diese Forderungen in den Abschnitt für Prüfungen mit mindestens jährlicher Frequenz zu verschieben. Das Abstimmungsergebnis über den CD ist positiv ausgefallen, daher kann im nächsten Schritt bis zum 30.5.2014 ein draft international standard (DIS) erstellt werden

### (13/5) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

In der ZWILAG (Plasma-Anlage, Raum V116) wird in einer Fassmessanlage mithilfe von fünf Berthold LB 6360-H10 Dosisleistungs sonden die Ortsdosisleistung (DL) in der Umgebung von Fässern mit radioaktiven Abfällen gemessen. Zur Festlegung von Kalibrierfaktoren für die DL-Sonden wurde von der

Eichstelle die DL an verschiedenen repräsentativen Messpositionen in der Umgebung eines Endlagerfasses mithilfe einer Ionisationskammer (IK) gemessen, deren Messwerte rückverfolgbar auf Primärnormale sind.

In der in Abbildung 3 gezeigten Fassmessanlage wird ein Endlagerfass automatisch in eine Messposition gebracht, in der 4 Berthold DL-Sonden im Mindestabstand von 10 cm von der Fassoberfläche gleichmässig verteilt angebracht sind. Während einer Messung wird das Fass innerhalb etwa einer Minute um die Längsachse gedreht und die Messwerte werden im selben Zeitraum integriert, um Einflüsse durch inhomogene Aktivitätsverteilungen im Fass zu minimieren. Zusätzlich wird gleichzeitig durch eine fünfte DL-Sonde die DL in 1 m Abstand von der Fassoberfläche gemessen. Als Muster für die in der Anlage zu vermessenden Abfallfässer wurde von der ZWILAG das 200-Liter-Fass M-K-11865 (Masse 362 kg) verwendet, das ein in einer Harzmatrix gebundenes, annähernd homogen verteiltes und von den Nukliden  $^{137}\text{Cs}$  und  $^{60}\text{Co}$  dominiertes Nuklidinventar enthält.

**Messmittel:** Als Referenzmessgerät wurde eine in den Primärfeldern der PTB in Braunschweig für verschiedene ISO Referenzstrahlenqualitäten kalibrierte IK verwendet. Die Energieabhängigkeit der Kammer wird durch einen für das jeweilige Referenzfeld gültigen Korrekturfaktor  $k_Q$  berücksichtigt. Da das Photonenfeld des Musterfasses eine Überlagerung von  $^{137}\text{Cs}$  und  $^{60}\text{Co}$ -Photonen mit niederenergetischen Compton-Anteilen ist, wurde zusätzlich das Gammaspektrum mithilfe eines Canberra Inspektor 1000 Handmessgeräts mit LaBr3:Ce Detektor bestimmt, um einen über das Spektrum gemittelten Wert von  $\langle k_Q \rangle = 0.99$  zu er-

Abbildung 3.

Endlagerfass in Messposition (Platz 109) mit 4 DL-Sonden in 10 cm Abstand. Hinter dem Gitter in 1 m Abstand ist die IK in der Messposition 5 zu sehen.



Isotop	Ref.-Aktivität [Bq] Aktivitätsdatei	ber. Aktivität [Bq] aus Aktivitätsdatei	ber. Aktivität [Bq] via LABSOCS	Abweichung [%] LABS. Ref.Akt.
<sup>57</sup> Co	146 ± 5	147 ± 7	155 ± 7	5.4
<sup>60</sup> Co	290 ± 9	290 ± 12	267 ± 12	-7.9
<sup>85</sup> Sr	461 ± 15	465 ± 20	494 ± 20	6.2
<sup>88</sup> Y	622 ± 20	623 ± 25	582 ± 25	-6.6
<sup>109</sup> Cd	6440 ± 190	6370 ± 250	6680 ± 250	3.7
<sup>113</sup> Sn	375 ± 11	372 ± 15	406 ± 15	8.2
<sup>137</sup> Cs	183 ± 6	185 ± 10	189 ± 10	3.3
<sup>139</sup> Ce	218 ± 7	217 ± 10	234 ± 10	6.4
<sup>203</sup> Hg	470 ± 15	474 ± 20	526 ± 20	11.2
<sup>241</sup> Am	465 ± 15	467 ± 20	523 ± 20	11.2

**Tabelle 1.**  
Vergleich der Referenzwerte von zertifizierten Multigamma-Kalibrierlösungen mit «klassisch» berechneten Aktivitäten über Aktivitätsdateien und via LABSOCS-Berechnung.

mitteln. Die von der IK gemessene Luftkerma wurde mithilfe eines ebenfalls über das Spektrum gemittelten Konversionsfaktors von  $\langle h^*_k(10) \rangle = 1.22$  in  $H^*(10)$  umgerechnet.

**Zusammenfassung:** Zusammengefasst konnte die Fassmessanlage für ein Referenzfass mit einer Mischung aus <sup>137</sup>Cs- und <sup>60</sup>Co-haltigem Inhalt durch Mittelung der Umrechnungsfaktoren über das Spektrum kalibriert werden. Die Messunsicherheit beträgt in etwa 10% (k=2).

### (13/6) Anwendung der GENIE2000- und ISOCS/LABSOCS-Software in der $\gamma$ -Spektrometrie

Nach der Installation der Genie-2000-Spektrometrie, der Installation der Detektorcharakterisierung und der ISOCS/LABSOCS-Software wurden mit dem LABSOCS-Programm Efficiency-Berechnungen für Standardgeometrien (1 Liter, 50 ml-Kautex-Weithalsflasche und 5 cm Flächenquellen) durchgeführt. Mit den berechneten Efficiency-Kurven wurden dann die Aktivitäten der zuvor gemessenen Kalibrierquellen dieser Geometrien berechnet und die Resultate mit den Aktivitäten aus «klassisch» über Aktivitätsdateien erstellten Efficiency-Kurven verglichen. In Tabelle 1 sind diese Vergleiche für die 50 ml Standardgeometrie mit Messung direkt am Detektor aufgelistet. Gegenüber den Resultaten aus klassischer Kalibrierung weichen die LABSOCS-Berechnungen etwas stärker von den zertifizierten Sollwerten ab, jedoch ist zu bemerken, dass auch für die über Aktivitätsdateien erzeugte Efficiency-Kurven systematische Abweichungen von bis zur Höhe der erweiterten Messunsicherheiten auf dem Kalibrierzertifikat (ca. 3% pro Nuklid) nicht ausgeschlossen werden können.

### (13/7) Einführung einer Schnellmethode für die Bestimmung von U, Pu, Am und Cm in Lebensmittelproben (Milchpulver)

Eine bestehende Methode für die Bestimmung von <sup>90</sup>Sr in Milchpulver wurde auf die zusätzliche, simultane Bestimmung von Pu-Isotopen (<sup>239+240</sup>Pu, <sup>238</sup>Pu) und <sup>241</sup>Am in allgemeinen Lebensmittelproben (u.a. Kartoffelpulver, Käse, Marmelade, Fleisch etc.) erweitert. Nach der Trockenveraschung der Proben wird die Asche zunächst in definierter Probengeometrie auf einem Planar- oder Bohrlochdetektor auf <sup>241</sup>Am untersucht (Gamma-Linie bei 59 keV). Danach wird die Asche über zwei Nassveraschungs-Schritte aufgeschlossen, mit <sup>242</sup>Pu-Tracer versetzt (chemische Ausbeute-Bestimmung) und schlussendlich in ein 7 Mol/Liter HNO<sub>3</sub>-Medium überführt. Das Pu wird nahezu quantitativ an einem Bio-Rad Anionentauscher adsorbiert. Die Elution von Pu erfolgt im HI/HCl-Medium, d.h. Reduktion von Pu<sup>4+</sup> zu Pu<sup>3+</sup> und somit sofortige Bildung von neutralen PuCl<sub>3</sub>, welches keinen Oberflächenkomplex mit dem Extraktionsharz mehr bildet und einfach eluiert werden kann. Die Elutionslösung wird dann im NaHSO<sub>4</sub>-Medium direkt elektrolysiert, wobei die Pu-Fraktion auf ein Metallplättchen (Kathode) abgeschieden wird. Die abschliessende Messung erfolgt im Alpha-Spektrometer. Für die Auswertung der komplexen Spektren stehen Excel-Dateien zur Verfügung, die in der QM-Arbeitsvorschrift (AARA44) detailliert beschrieben sind.

### (13/8) Einführung von neuen Techniken und Methoden in der Dosimetrie

Im Berichtszeitraum wurden zwei unterschiedlichen Dosimetertypen untersucht.

#### Bestimmung der Energieempfindlichkeit von PADC

Bei der Einführung des Personen-Neutronendosimeters am PSI basierend auf PADC-Detektoren wurde vor ca. 10 Jahren die Energieempfindlich-



keit bestimmt. Für das modifizierte, seit ca. 7 Jahren am CERN eingesetzte Gehäuse, wurde nun die Bestimmung der Energieempfindlichkeit nachgeholt. Um auch für thermische Neutronen empfindlich zu sein, wird im modifizierten CERN-Gehäuse ein LiF-Chip als Radiator eingesetzt. PADC-Detektoren im PSI-Standardgehäuse und im modifizierten CERN-Gehäuse wurden bei mehreren mono-energetischen Energien an der PTB bestrahlt. Die Messreihe konnte mit Bestrahlungen in quasi monoenergetischen Feldern an der iThemba-LABS-Anlage in Südafrika ergänzt werden. In der Berichtsperiode wurden alle Daten systematisch aufbereitet und die Ansprechvermögen in Funktion der Neutronenenergie berechnet. Die ermittelten Werte für das CERN- und das Standard-Gehäuse stimmen gut mit den vorhandenen Daten überein. Es gibt jedoch kleinere Unterschiede, insbesondere im Bereich zwischen 0.144 und 1.2 MeV. Es kann jedoch davon ausgegangen werden, dass für den Einsatz in realistischen Neutronenfeldern mit einer breiten Energieverteilung die bestehenden Kalibrierverfahren weiter verwendet werden können. Die Ergebnisse wurden an der NEUDOS12-Konferenz im Juni 2013 vorgestellt und als Publikation veröffentlicht. Im Weiteren wurde eine Publikation zu Untersuchungen an verschiedenen PADC Materialien für die Neutronendosimetrie veröffentlicht.

#### **Evaluation des BeOmax-Systems für die technische Dosimetrie**

Das BeOmax-System, das auf Berylliumoxid-Festkörpern als Strahlungsdetektoren basiert, und das nach dem OSL-Prinzip (Optisch Stimulierte Lumineszenz) von bestrahlten Detektoren eine Dosis bestimmt, ist evaluiert und charakterisiert worden. Das untersuchte BeOmax-System ist für die experimentelle und technische Dosimetrie geeignet und in der physikalischen Strahlungsgrösse Luftkerma kalibriert.

#### **(13/9) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz (Mitarbeit im Organisationskomitee von IC2012n)**

Die EURADOS-Arbeitsgruppe WG2 (*«Harmonisation of individual monitoring»*), in der das PSI im Organisationskomitee vertreten ist, hat in 2012 zum ersten Mal eine internationale Vergleichsmessung für passive Neutronen-Personendosimeter «IC2012n» organisiert. Die Dosimetriestelle des

PSI hat mit 2 Neutronendosimetriesystemen teilgenommen. Die Ergebnisse der IC2012n wurden vom Organisationskomitee bei der NEUDOS12-Konferenz in Aix-en-Provence innerhalb eines *«participants meeting»* präsentiert. Die Vorträge dieser Veranstaltung sind unter <http://www.eurados.org/en/Events/presentations/IC2012n> zugänglich. Im Weiteren wurde eine Publikation über die Vergleichsmessung «EURADOS IC2012N: EURADOS 2012 INTERCOMPARISON FOR WHOLE BODY NEUTRON DOSIMETRY» fertiggestellt.

#### **(13/10) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung**

Während der diesjährigen Aeroradiometrieübung wurden auf dem Waffenplatz Thun in Zusammenarbeit mit den Kollegen vom Komp Zen ABC-Kamir, Labor Spiez und ENSI Vergleichsmessungen zwischen Aeroradiometrie, fahrzeuggestützten Messungen und Bodenmessungen (ODL, In-Situ-Gammaspektrometrie) durchgeführt. Der Vergleich zwischen Bodenmessungen der Ortsdosisleistung und der Aeroradiometrie zeigt eine gute Übereinstimmung. Auch die Ergebnisse für die Mittelwerte der Aktivitätskonzentration der Radionuklide  $^{40}\text{K}$  und  $^{232}\text{Th}$  stimmen gut zwischen In-Situ-Gammaspektrometrie und Aeroradiometrie überein. Für das Radionuklid  $^{137}\text{Cs}$  konnte lediglich die In-Situ-Gammaspektrometrie einen Messwert angeben, da die auf dem Waffenplatz Thun angebroffene Aktivitätskonzentration von 7 Bq/kg deutlich unter der Nachweisgrenze der Aeroradiometrie liegt.

#### **(13/11) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln**

Zur Eichung von Oberflächenkontaminationsmonitoren (OKM) und Hand-Fuss-Kleider-Monitoren (HFK) werden emissionsraten-zertifizierte Flächenquellen verschiedener Radionuklide verwendet. Zur periodischen Überprüfung dieser Quellen wurde eine Methode entwickelt, welche die von den beiden Eichstellen PSI und IRA eingesetzten Quellen direkt mit Hilfe eines Instrument-Transfernormalis vergleicht. Abbildung 4 zeigt das Resultat dieser Messungen. Hier ist die relative Abweichung des Emissionsratenansprechvermögens des Instrument-Transfernormalis jeweils bezogen auf die PSI- und IRA-Quellen aufgetragen. Die Abweichung der beiden  $^{60}\text{Co}$  (*gamma*) Quellen liegt mit -47% ausserhalb des dargestellten Bereichs. Die rot eingezeichneten Fehlerbalken repräsentieren die um einen Faktor  $k=2$  erweiterte Unsicherheit, in wel-

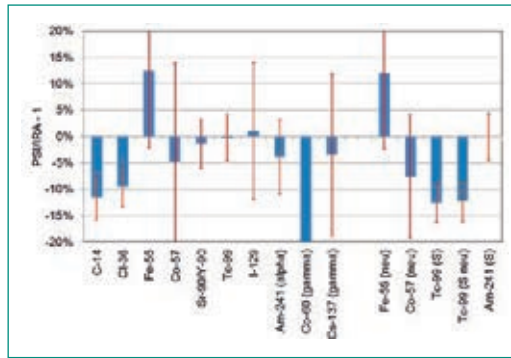
che sowohl die zertifizierte Unsicherheit beider Flächenquellen als auch die Reproduzierbarkeit der gemessenen Zählraten einfließt. Schneiden diese Fehlerbalken die 0%-Horizontale nicht, so ist die Wahrscheinlichkeit einer zufälligen Abweichung aufgrund der einflussenden Unsicherheiten kleiner als fünf Prozent.

Für die meisten Quellen stimmt das mit der PSI- und IRA-Quelle ermittelte Emissionsraten-Ansprechvermögen im Rahmen der Unsicherheiten überein. Einige der PSI-Quellen ( $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{60}\text{Co}$  (*gamma*),  $^{99}\text{Tc}$  (S) und  $^{99}\text{Tc}$  (S neu)) weichen jedoch signifikant von den entsprechenden Quellen des IRA ab. Im Falle der abgeschirmten  $^{60}\text{Co}$ -Quellen konnte der Unterschied inzwischen durch eine gammaspektroskopische Messung der Aktivität der Quellen auf eine Inkonsistenz in der zertifizierten Emissionsrate der IRA Quelle im Vergleich zur Aktivität zurückgeführt werden.

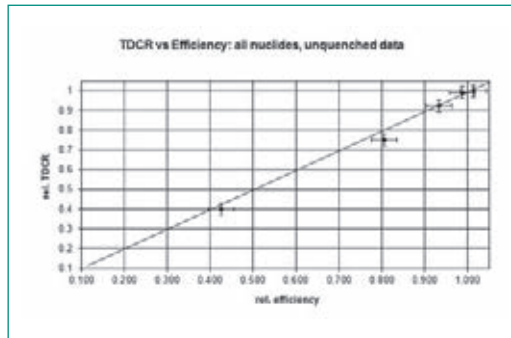
Die Angaben auf den Zertifikaten der Kalibrierlabors sind essentielle Größen in den Eichprozeduren der beiden Eichstellen. Um die durch die präsentierten Messergebnisse aufgeworfenen Zweifel an den zertifizierten Daten auszuräumen, wird in Zusammenarbeit von IRA, PSI und METAS eine unabhängige Überprüfung der Emissionsraten, z.B. durch die PTB, angestrebt.

### (13/12) Kalibrierungen der LS-Spektrometer für reine $\beta$ -Strahler

Es wurden verschiedene zertifizierte Radionuklid-Kalibrierlösungen (jeweils 2 ml) mit 18 ml Szintillationsflüssigkeit (Firma Perkin Elmer, Produkt Ultima Gold LLT) zu einem konstanten Verhältnis vermischt. Die verwendeten Kalibrierlösungen enthielten reine  $\beta$ -Strahler verschiedener Emissionsenergien, wobei folgende Radionuklide verwendet wurden:  $^3\text{H}$  ( $E_{\text{max}}$  18.6 keV),  $^{63}\text{Ni}$  ( $E_{\text{max}}$  66 keV),  $^{14}\text{C}$  ( $E_{\text{max}}$  156 keV),  $^{90}\text{Sr}$  ( $E_{\text{max}}$  546 keV),  $^{36}\text{Cl}$  ( $E_{\text{max}}$  709 keV). Neben den ungequenchten Cocktail-Lösungen dieser Radionuklide, wurden zusätzliche Quenchsets für jedes Radionuklid hergestellt. Die anschließenden LSC-Messungen mit dem HIDEX Spektrometer SL 300 wurden mit der TDCR-Option (Triple to Double Coincidence Ratio) durchgeführt. Abbildung 5 zeigt den Zusammenhang zwischen dem TDCR-Wert und der berechneten Zähleffizienz aus der gemessenen Zählrate und den eingesetzten Traceraktivitäten aller ungequenchten LS-Cocktails. Ein nahezu linearer Zusammenhang mit der Steigung  $\text{TDCR}/\text{Effizienz} = 1$  ist angezeigt. Dieser Befund entspricht der TDCR-Theorie, dass für hohe Lichtausbeuten (also für hohe  $\beta$ -Energien)



**Abbildung 4:**  
Ergebnis des Vergleichs zwischen den Flächenquellen PSI und IRA.



**Abbildung 5:**  
Beziehung zwischen dem gemessenen TDCR-Wert und der berechneten Zähleffizienz aus der Zählrate und der eingesetzten Traceraktivität für die ungequenchten Proben.

der TDCR-Wert gegen 1 (also 100% Zählausbeute) strebt.

### (13/13) Bestimmung von Aktiniden in Sedimentproben «EAWAG-Klingnau-Projekt»

Durch die Initiative des ENSI und in Zusammenarbeit mit der EAWAG war es möglich, am 22.12.2012 Sedimentkerne am Klingnauer Stausee zu erheben. Ein Sedimentkern mit einer Länge von 62 cm wurde in 1 cm dicke Teile geschnitten, gefriergetrocknet und danach mittels hochauflösender  $\gamma$ -Spektrometrie die Aktivitätskonzentrationen von  $^{40}\text{K}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  und  $^{210}\text{Pb}$  gemessen.

Anhand der  $^{137}\text{Cs}$ -Aktivität kann durch Zuordnung von Ereignissen mit hohem Eintrag wie zum Beispiel dem Reaktorunfall von Tschernobyl und den Kernwaffentests vor ca. 50 Jahren eine Sedimentationsrate bestimmt werden. Diese beträgt 1 cm pro Jahr. Durch eine andere Methode, der  $^{210}\text{Pb}$  Altersbestimmung, ergibt sich eine vergleichbare Sedimentationsrate von 1.15 cm pro Jahr.

Die Trennung der Aktiniden wurde am PSI durchgeführt. Die Auswertung der Daten ist jedoch noch nicht abgeschlossen.

### (13/14) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»

Die Strahlproben aus dem Mesonen-Target (Target M) wurden im vierten Quartal 2013 erhoben und werden erst im ersten Quartal 2014 für Messungen der Radioanalytik zur Verfügung stehen.

### **(13/15) Teilnahme der Radioanalytik an internationalen Vergleichsmessungen ( $\gamma$ - und $\alpha$ -Spektrometrie, Tritium, Strontium usw.)**

Im Laufe des Jahres nahm die Radioanalytik an 6 verschiedenen Vergleichsmessungen teil, davon wurden 4 seitens des Veranstalters im Berichtsjahr ausgewertet und publiziert. Die Ergebnisse der Radioanalytik von allen Proben und allen Radionukliden war durchweg innerhalb aller Akzeptanzkriterien.

### **(13/16) Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen für Personen- und Umgebungsdosimetrie**

Das PSI hat mit zwei Systemen basierend auf  $\text{Al}_2\text{O}_3$ -TLD und EDIS-1-Dosimetern am PTB-Messvergleich für passive  $H^*(10)$ -Dosimeter teilgenommen. Die Ergebnisse für das TLD-Dosimeter sind zufriedenstellend. Mit den EDIS-1-Dosimetern wurde für zwei Bestrahlungssituationen (nur kosmische Komponente und Freifeld) eine Überschätzung festgestellt. Abklärungen über die möglichen Ursachen sind eingeleitet worden.

Im Weiteren beteiligte sich das PSI mit zwei Systemen basierend auf TLD- und DIS-1-Dosimetern am EURADOS-Vergleich mit Ganzkörperdosimetern für Photonenstrahlung. Die Ergebnisse liegen alle innerhalb der Akzeptanzkriterien.

Zusätzlich nahm das PSI mit dem auf PADC-Detektoren basierenden Dosimeter mit zwei unterschiedlichen Gehäusen (PSI- und CERN-Gehäuse) am EURADOS-Vergleich mit Ganzkörperdosimetern für Neutronenstrahlung teil. Die Ergebnisse bestätigen die bekannten Eigenschaften der verwendeten Dosimeter. Für die Feldqualität «250 keV bei  $0^\circ$ » konnte mit dem PSI-Gehäuse (CR39STH) keine Dosis ermittelt werden. Die Empfindlichkeit des Dosimeters fällt bei dieser Energie stark und die applizierte Referenzdosis war zu klein, um noch ein signifikant von Null verschiedenes Signal messen zu können. Beim modifizierten CERN-Gehäuse (CR39S-Li) wird ein zusätzlicher Radiator für die thermischen Neutronen eingesetzt (LiF-Chip). Mit diesem Dosimeter konnte auch für die Feldqualität «250 keV bei  $0^\circ$ » ein Dosiswert ermittelt werden.

### **(13/17) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter**

Im vierten Quartal 2013 analysierte die Gruppe Radioanalytik für das ENSI wässrige Proben aus schweizer Kernkraftwerken auf ihren Tritiumgehalt.

## **Nationale Zusammenarbeit**

Auf nationaler Ebene fanden intensive Kollaborationen in mehreren Teilprojekten mit dem Institut de Radiophysique (IRA) und fachliche Beratungen für das METAS statt.

## **Bewertung 2013 und Ausblick 2014**

Die Projektziele 2013 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Im Rahmen der ENSI-PSI-Vereinbarungen sind die Weiterführung von bestehenden Projekten und der Beginn neuer, mit dem ENSI bereits definierter Projekte vorgesehen.

## **Publikationen**

- *S. Mayer, F. Assenmacher, M. Boschung*: Determination of the response function for two personal neutron dosimeter designs based on PADC, Radiat. Prot. Dosim. Doi:10.1093/rpd/nct256, 2013.
- *S. Mayer, M. Boschung*: Comparison of different PADC materials for neutron dosimetry, Radiat. Prot. Dosim. Doi:10.1093/rpd/nct241, 2013.
- *Fantuzzi, E., Chevallier, M.-A., Cruz-Suarez, R., Luszik-Bhadra, M., Mayer, S., Thomas, D., Tanner, R., Vanhavere*, F. EURADOS IC2012N: EURADOS 2012 INTERCOMPARISON FOR WHOLE BODY NEUTRON DOSIMETRY. Radiat. Prot. Dosim. In press

# Mont Terri – RC Experiment

## Rock Mass Characterization

Author und Co-author(s)	R. Thoeny, F. Amann
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)44 632 23 12, reto.thoeny@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	4 years

### ABSTRACT

The RC experiment was successfully finalized in 2013 and revealed some major scientific results. These results are relevant for the assessment of potential nuclear waste repositories in faulted Opalinus Clay where faults on multiple scales are to be anticipated. This report summarizes key findings associated with rock mass characterization, excavation-induced fracturing in faulted Opalinus Clay, deformation characteristics, and numerical analyses of processes underpinning these failure and deformation characteristics.

The RC project was able to demonstrate that spatial variations in fault frequency alter the homogeneity of the rock mass deformability and strength, which has a substantial effect on the location and the radial extent of induced damage. It was demonstrated that failure mechanisms, orientations and frequencies of excavation-induced fractures are significantly influenced by tectonic faults. At the sidewalls, where fault plane reactivation or bedding shear was kinematically constrained, extensional fracturing tangential to the tunnel circumference was the dominating failure mode. At the tunnel face and the tunnel invert, where fault and bedding planes were kinematically free, extensional brittle failure and shearing along bedding planes was dominant in sparsely

faulted (0–1 fault/m<sup>2</sup>) tunnel sections, while a combination of shearing along fault planes associated with extensile failure dominated in tunnel sections that are intersected by 1–3 faults/m<sup>2</sup>. With increasing fault density (> 4 faults/m<sup>2</sup>), reactivation of fault planes became more evident indicating a transition from extensional macroscopic failure to shearing. Based on geological and geophysical data a conceptual EDZ model was established. Displacement monitoring data revealed that the rock mass response of faulted Opalinus Clay is substantially governed by both, the rock anisotropy and the failure behavior of individual fault planes and their kinematics. The overall rock mass behavior correlates more with variations in larger-scale deformability and strength heterogeneities. Numerical analyses demonstrate that deformability and strength heterogeneities, primary caused by fault zones, resulted in substantial stress concentrations in the adjacent rock mass leading to an enhanced potential for induced fracturing. The analyses also showed that the observed spatial variations in failure depth and displacement pattern are reasonably reproduced with the utilized linear elasto-plastic model by using constitutive material properties derived from conventional laboratory testing.

## Project goals

The primary objective of the RC experiment was to characterize the mechanical rock mass properties of Opalinus Clay relevant for the scale of a repository drift for high level waste. Of particular interest were 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. 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

The RC experiment could be successfully finalized in 2013. The key findings of this project are summarized in the following chapters. For a

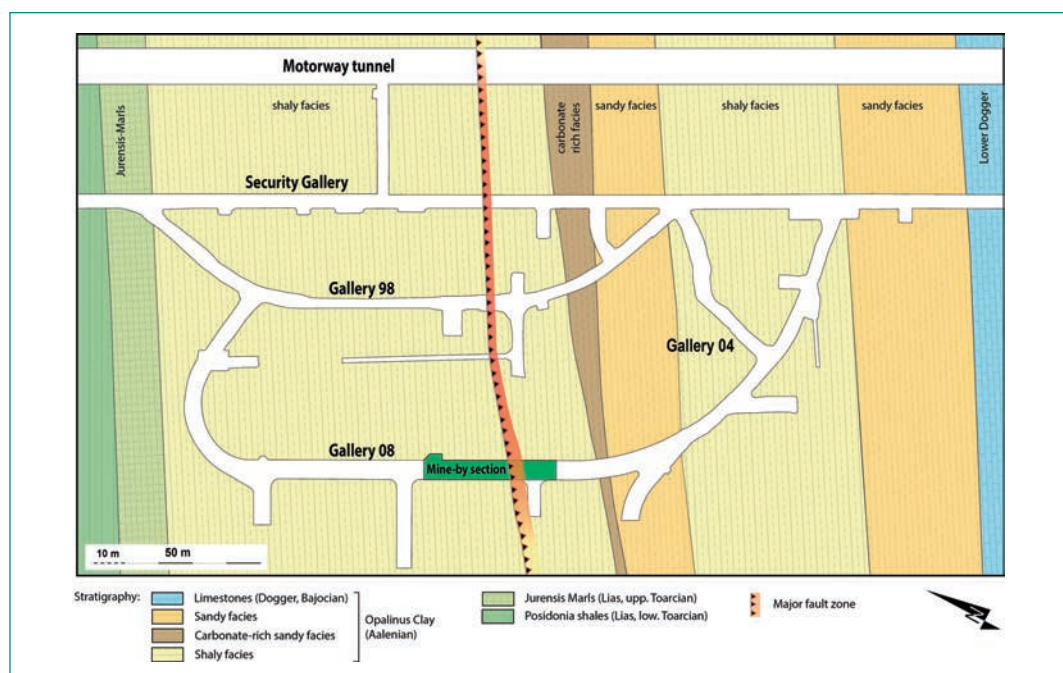
detailed description of methods, raw data and further data interpretation it is referred to Thoeny (2013).

### Brief description of the mine-by experiment

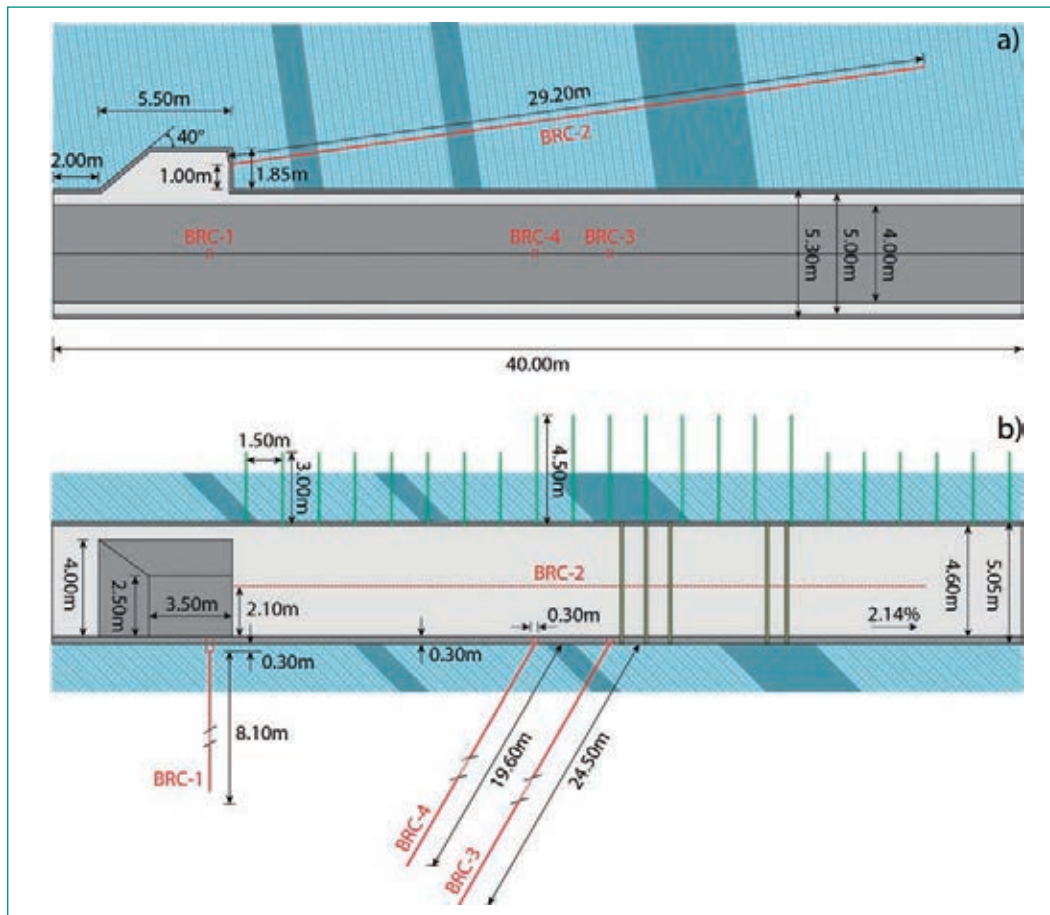
In 2008, the Mont Terri Underground Research Laboratory (URL) was expanded through the construction of Gallery 08 southwest of the existing underground laboratory (Figure 1). The new gallery has a total length of 167 m and links the existing Galleries 98 and 04. Based on the geological context and the location of the proposed side niches, the mine-by experiment was proposed in a well-defined straight tunnel section between GM 94.5 –127 where the Gallery 08 is intersected by a major fault zone (Figure 1).

The experiment was carried out concurrently with the construction of the Gallery 08, and lasted from March 27<sup>th</sup> to July 17<sup>th</sup> 2008. The mine-by section has a 5 m high horseshoe-shaped profile with a length of 32.5 m. The advance design consisted of 1.5 m excavation steps per day carried out in a repetitive spatial and temporal sequence. The tunnel advanced towards azimuth 152° at a down grade of approximately 2.14%, which is approximately perpendicular to the bedding strike and in the direction of bedding dip. Only minor rock mass support (i.e. rock bolts and wire mesh) was used to allow initial observations and monitoring of the rock mass response to the excavation. Surface measurements include geodetic and laser scanning surveying, seismic refraction tomography as well as

**Figure 1:**  
Location of the mine-by experiment within the Mont Terri URL.







**Figure 2:** Boreholes used for deformation monitoring and geological characterization in the RC experiment.

geological mapping of excavation surfaces. Borehole based measurements consisted of optical televiewer (OPTV; all boreholes in Figure 2) imaging, single-hole ultrasonic interval velocity measurements (BRC-2; Figure 2), continuous deflectionmeter and extensometer measurements (BRC-2; Figure 2), periodic TRIVEC measurements (BRC-1; Figure 2) and rock temperature monitoring (BRC-2; Figure 2). After excavation, additional data was gathered from boreholes BRC-3 and BRC-4 (Figure 2) drilled from the completed gallery and from pre-installed instruments located in boreholes along the gallery boundaries.

### Key findings obtained from rock mass characterization

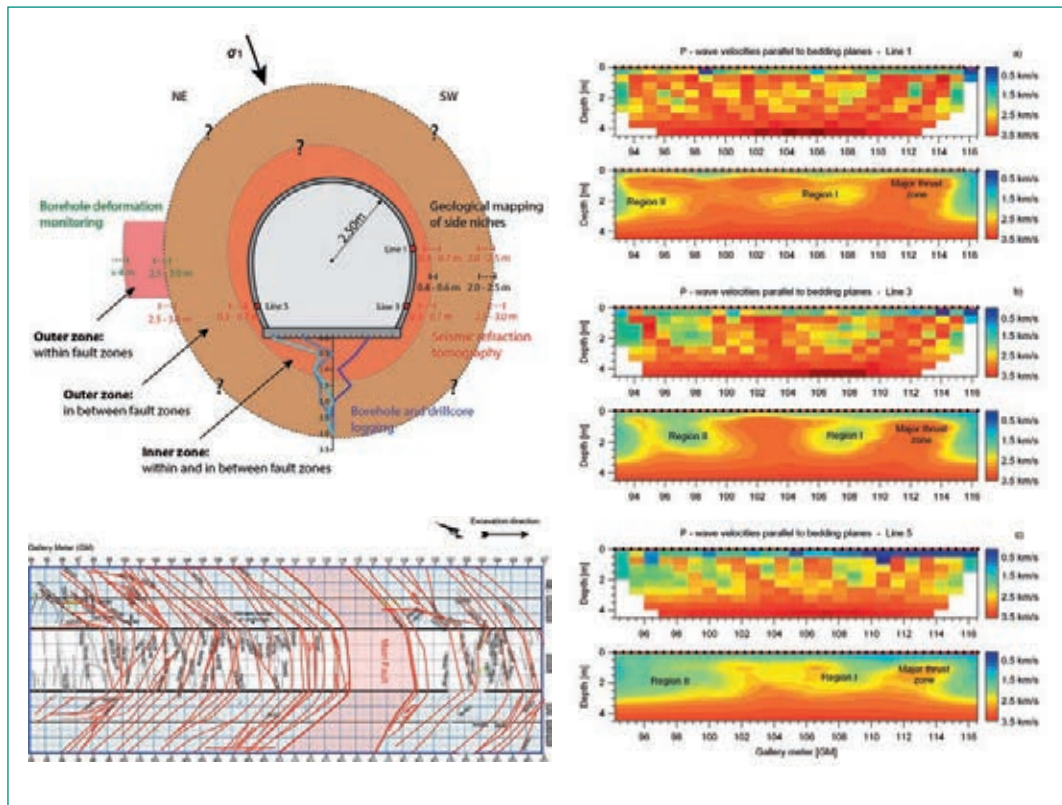
Geological and geophysical characterization techniques on the tunnel and borehole-scale were used for a qualitative and quantitative analysis of the structural and kinematic relationship between natural and excavation-induced fractures in faulted Opalinus Clay. Integrating the results from seismic refraction tomography, borehole logging, and tunnel surface mapping allowed the evaluation of spatial variations in induced fracturing along the tunnel axis, and to identify key rock mass properties

which influence both, the characteristics and depth of excavation-induced damage. It was demonstrated that the spatial variations in fault frequency along the tunnel axis alter the homogeneity of the rock mass in strength and deformability which has a substantial effect on the location and the radial extent of induced damage on both, the borehole and the tunnel-scale. Based on geological and geophysical data a new conceptual model of the EDZ geometry around the mine-by section was established (Figure 3). The model suggests a strongly damaged inner zone with a consistent radial extent of 0.5–1.5 m, and less damaged outer zones with a radial extent of 4 m within fault zones and 2–3 m in between the fault zones.

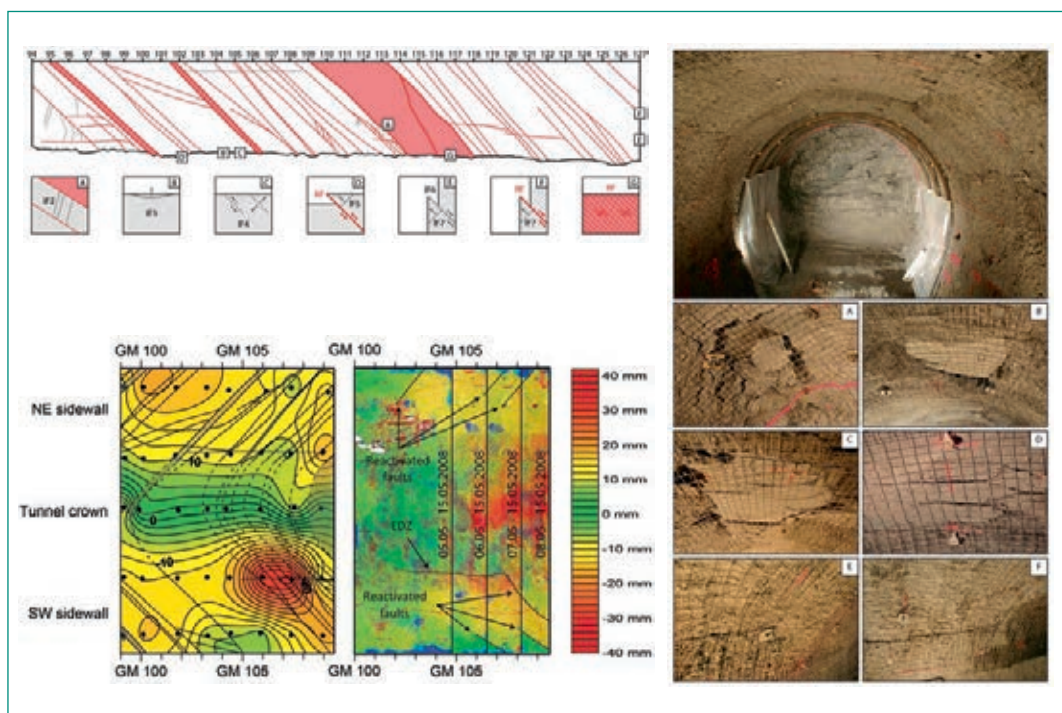
The depth of the inner zone is unaffected by variations in fault plane density, while the radial extent of the outer zone is substantially influenced. Integration of geological mapping and borehole logging data revealed that the excavation-induced damage zone around the mine-by experiment is composed of reactivated fault planes (RF) and seven different types of induced fractures (IF, Figure 4):

- (IF1) extensional fractures parallel to the side-walls,

**Figure 3:** Conceptual EDZ model based on borehole deformation, seismic refraction tomography, geological mapping of niches, and borehole and drillcore logging.



**Figure 4:** EDZ fracture types observed within the mine-by section; RF: reactivated fault plane.



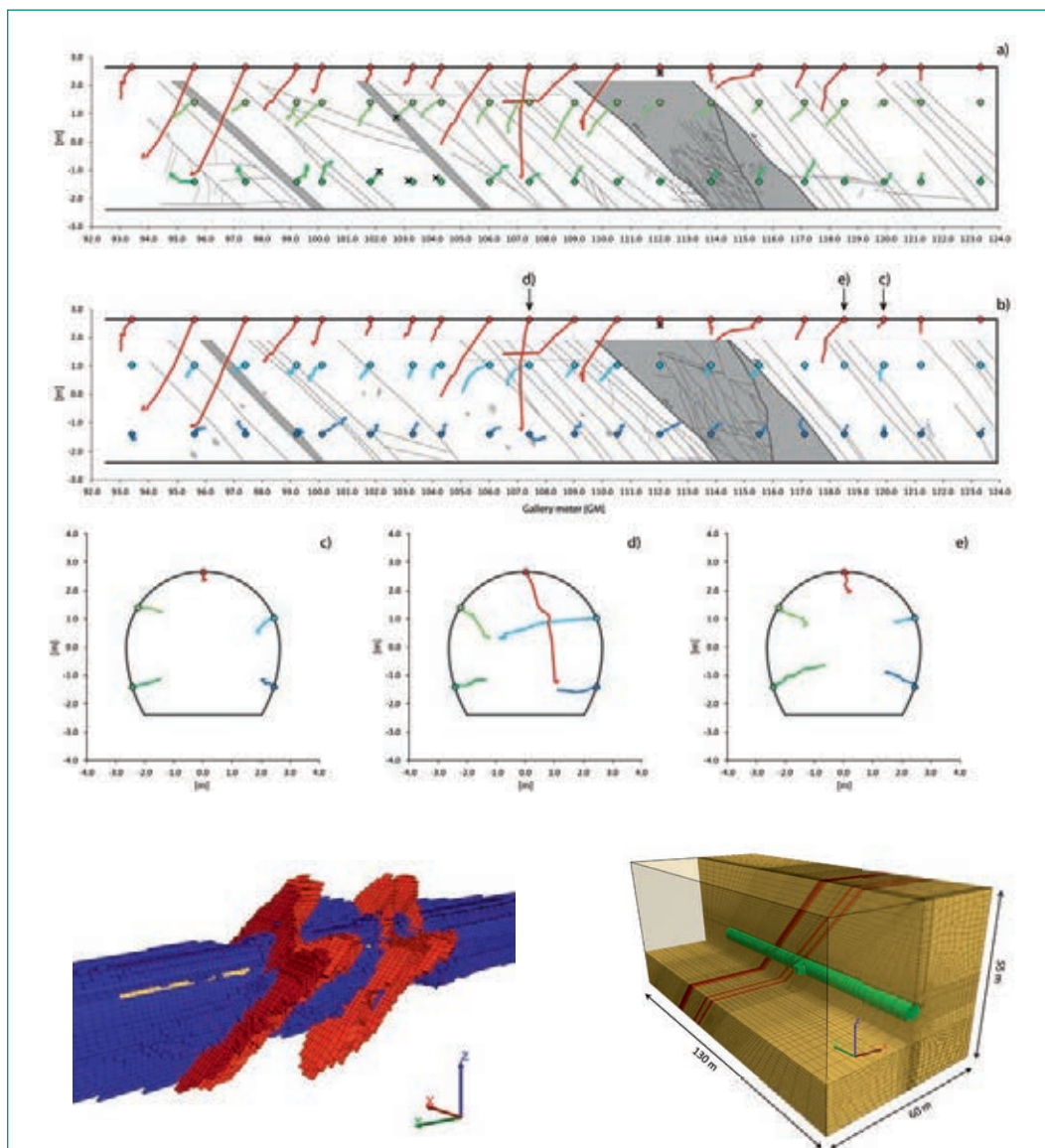
- (IF2) extensional fractures oblique to the tunnel axis at the sidewalls,
  - (IF3) sub-horizontal extensional fractures parallel to the tunnel invert,
  - (IF4) extensional and/or shear fractures along bedding planes at the tunnel invert,
  - (IF5) extensional fractures perpendicular to sheared bedding or reactivated fault planes at the tunnel invert,
  - (IF6) shear fractures along bedding planes at the tunnel face,
  - (IF7) extensional fractures sub-perpendicular to sheared bedding planes or reactivated tectonic faults at the tunnel face.
- It could be demonstrated that failure mechanisms, orientations and frequencies of excavation-induced fractures are significantly influenced by the occurrence and characteristics of tectonic faults. At the



sidewalls, where fault plane reactivation or bedding shear was kinematically constrained, extensional fracturing tangential to the tunnel circumference was the dominating failure mode. At the tunnel face and the tunnel invert, where fault and bedding planes were kinematically free, extensional brittle failure and shearing along bedding planes was dominant in sparsely faulted (0–1 fault/m<sup>2</sup>) tunnel sections, while a combination of shearing along fault planes associated with extensile failure prevailed in tunnel sections that are intersected by 1–3 faults/m<sup>2</sup>. With increasing fault density (> 4 faults/m<sup>2</sup>), reactivation of densely spaced fault planes became more evident indicating a transition from extensional macroscopic failure to shearing. Furthermore it was observed that bedding shear and reactivation of tectonic fault planes occurred in normal faulting mode at the tunnel face, and in thrust faulting mode at the tunnel invert.

### Key findings obtained from deformation monitoring

Excavation-induced displacements and deformations around a tunnel in faulted Opalinus Clay were analyzed on the fracture and the tunnel scale to assess the influence of pre-existing faults and fault zones on the short- and long-term rock mass response. Displacements and deformations were continuously monitored throughout the excavation of the mine-by experiment and after its construction using borehole inclinometer, extensometers and deflectometer as well as high resolution geodetic and laser scanning measurements. Displacement monitoring data revealed that the overall rock mass response of faulted Opalinus Clay is mainly controlled by the intact rock anisotropy due to the pronounced bedding. Displacement vectors consistently showed a preferred orientation sub-perpendicular to bedding planes thereby indicating



**Figure 5:** Displacement vector plots derived from the geodetic measurements showing the short-term displacement pattern throughout the excavation of the mine-by section. Longitudinal displacements along (a) the NE sidewall and (b) the SW sidewall showing the general displacement pattern altered by the occurrence of minor and major fault zones along the mine-by section. Radial displacements representative for (c) the general displacement pattern, (d) the displacement pattern in the vicinity of a major fault zone, and (e) the influence of sub-horizontal faults. Displacement magnitudes for all plots are scaled 1:10.

heaving at the lower sidewalls and below the tunnel invert and settlements at the crown and the upper sidewalls (Figure 5).

Pre-existing tectonic faults and their spatial variations along the tunnel axis significantly modify the general surface displacement field in magnitude (Figure 5), but also in direction depending on their orientation relative to the tunnel direction. The spatial and temporal evolution of the displacement pattern around the mine-by section is substantially governed by both, the kinematic behavior of single fault planes, and the overall rock mass behavior as a consequence of large-scale deformability and strength heterogeneities along the tunnel axis. Along the experimental section these heterogeneities were primary caused by minor and major bedding-parallel fault zones. Integration of the deformation measurements considering both the fracture and the tunnel-scale revealed that individual fault planes were most influential on the rock mass response at the tunnel face, crown and the invert, but were less influential in the sidewalls and at larger depths in the rock mass. At the sidewalls, where fault plane reactivation was of minor relevance due to their unfavorable orientation (i.e. in terms of shear failure), the rock mass response in the tunnel near-field was dominated by extensional fracturing through the intact rock matrix resulting in large displacements adjacent to large-scale rock mass heterogeneities (Figure 6).

This failure behavior was associated with the formation of slab-like structures approximately half a tunnel diameter behind the advancing tunnel face which locally affected the tunnel stability.

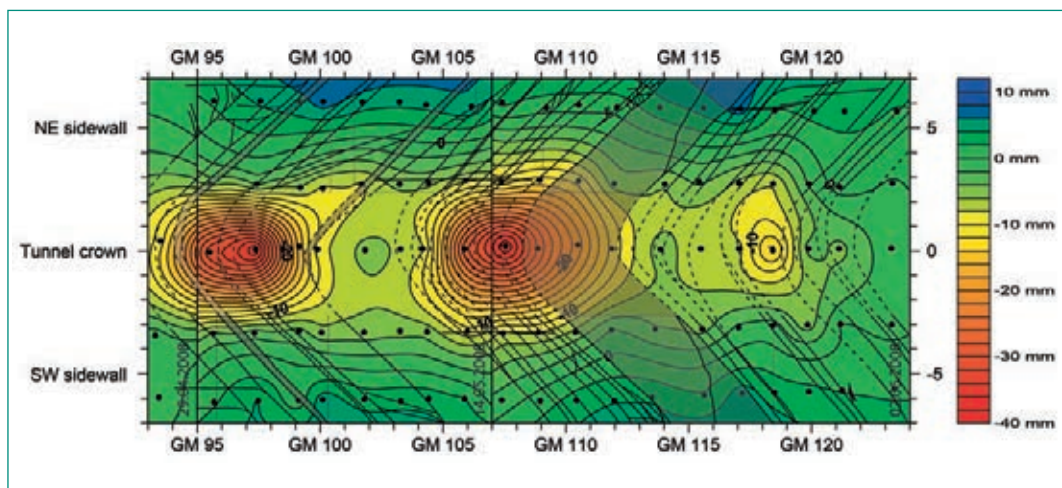
Continuous borehole monitoring provided a unique opportunity to analyze the deformation behavior associated with the excavation advance and the time-dependent deformations that

occurred after the excavation of the mine-by experiment. Depending on the borehole location around the tunnel circumference and depending on the borehole direction in respect to the orientation of the rock mass anisotropy, borehole instrumentations showed a substantially different deformation behavior during the excavation compared to the open drift phase. Deflectometer and extensometer measurements (BRC-2) at the sidewall revealed that the long-term rock mass deformations were very small compared to the deformations during the excavation advance. The monitoring data further showed that the short-term rock mass response parallel to the rock mass anisotropy is significantly governed by differential deformations along minor and major fault zones, while for the long-term response these large-scale heterogeneities are only of minor importance. TRIVEC measurements (BRC-1), however, revealed that long-term deformations below the tunnel exceeded the deformations that were measured during the excavation phase by far, in particular in the vertical direction oblique to the rock mass anisotropy. Furthermore, the long-term response of the tunnel invert appears to be strongly affected by the extent of the initial EDZ that formed during the excavation phase and thus by the orientation of the primary structures relative to the tunnel excavation.

### Key findings obtained from numerical modelling

Numerical analyses performed in this study revealed new and important insights into the influence of rock mass heterogeneities such as faults and fault zones on excavation induced fracturing around an advancing tunnel in faulted Opalinus Clay. Previous investigations were limited to induced failure processes around individual tunnel

**Figure 6:** Geodetic displacement map showing the cumulative vertical displacement magnitudes along the mine-by section when the tunnel face was located at GM 124. Overlaid geological structures were derived from geological sidewall mapping throughout the excavation and consists of pre-existing faults and fault zones (shown in black) and EDZ fractures (shown in grey).



cross sections and detailed information about spatial variations in induced fracturing in terms of failure mechanisms and associated kinematic behavior of bedding and fault planes along the tunnel axis were not systematically investigated. Through combined analysis of site-specific, three-dimensional numerical models and deformation monitoring data from the mine-by experiment, it could be demonstrated that deformability and strength heterogeneities in Opalinus Clay have a significant influence on the redistributed stresses, and hence on induced fracturing and associated deformations in the tunnel near-field. Thus, numerical modeling requires considerations of both the rock anisotropy due to the bedding as well as the rock mass heterogeneity and anisotropy due to faults and fault zones to adequately reproduce the observed failure mechanisms and the associated displacement field. Numerical model results showed that the observed spatial variations in failure depth and in the displacement pattern are reasonably reproduced with the utilized linear elasto-plastic model by using constitutive material properties derived from conventional laboratory testing. Although not explicitly implemented in the model, information regarding the kinematic failure modes of bedding and fault planes was gained from elastic stress path analysis. The conclusions from both, the elastic and elasto-plastic modeling are primarily valid for the given orientation of the in-situ stress state in respect to the orientation of the tunnel and the plane of transversal isotropy as encountered in this study. However, the results may also help to understand the role of anisotropy and heterogeneity on local failure mechanisms associated with excavations in weak anisotropic rocks. The key outcomes of the elastic analyses are:

- Large-scale heterogeneities in deformability, primarily caused by spatial variations in fault plane density, lead to substantial stress concentrations in the rock mass adjacent to more compliant zones. Stress magnitudes and the affected extent in the adjacent rock mass are strongly dependent on the stiffness contrast between the fault zone and the rock matrix, whereby a high stiffness contrast results in the highest stress magnitudes and the largest extent along the tunnel axis.
- Longitudinal stress profiles from heterogeneous models revealed that variations in stress magnitudes in a transversal isotropic material, such as the Opalinus Clay, can be adequately represented with an isotropic model assuming an

average Young's modulus (i.e. average between P- and S-specimens).

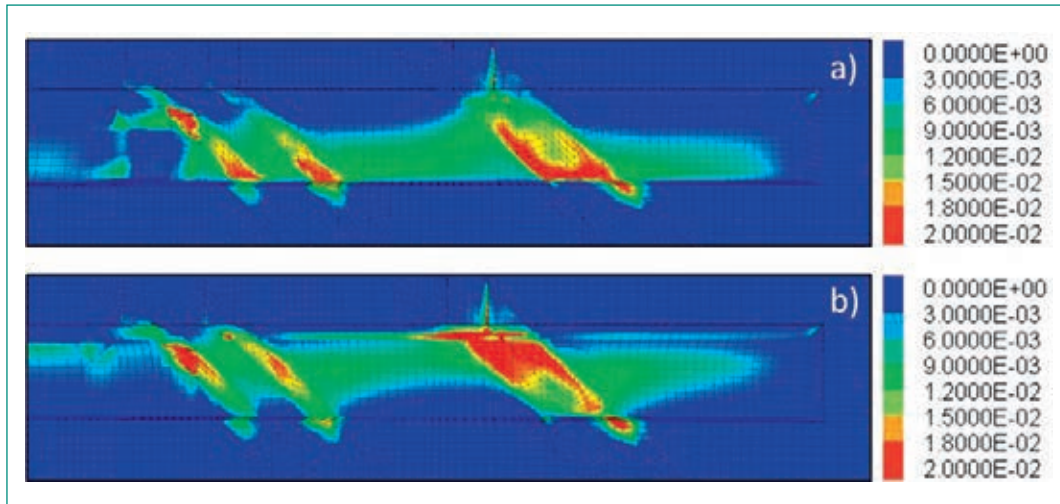
- Elastic analysis further revealed that total and measurable elastic displacements are similar in terms of displacement magnitudes and thus not substantially affected by the constitutive elastic model. However, elastic displacement vector orientations are significantly affected by the orientation of the plane of isotropy.
  - Elastic stress path analyses obtained from linear-elastic isotropic and linear-elastic transversal isotropic models are qualitatively and quantitatively similar for homogeneous and heterogeneous models. Thus, the assumption of the constitutive elastic behavior is not relevant regarding the stress magnitudes when using an average Young's modulus for the isotropic model.
  - Elastic stress path analyses were able to adequately identify the kinematic failure modes of discrete fault and bedding planes as observed in the field. Elastic modeling suggests that at the tunnel face shearing along fault and bedding planes is the most likely failure mechanism and primarily associated with normal faulting.
  - Stress path analysis also indicate that reactivation of fault planes is initiated 2–3 m ahead of the face with shearing along bedding plane initiating only 0.5–1 m ahead of the face. At the tunnel invert and the crown, shearing along fault and bedding planes is also the most likely failure mechanism, however, shearing is consistently initiated behind the tunnel face and primarily associated with reverse faulting. These findings are consistent with field observations. Elastic stress path analysis further suggests that extensional fracturing is the primary failure mechanism at the sidewalls. In the vicinity of fault zones substantially enhanced stresses ahead of the tunnel face may lead to the formation of extensional fractures sub-parallel to the tunnel face. At larger distance from the tunnel face (i.e. 0.5–1 tunnel diameter) extensional fractures may form on both sidewalls tangential to the tunnel circumference. Field observations showed that these extensional fractures had the potential to evolve into major sidewall spalls, in particular adjacent to major fault zones.
- The key outcomes of the elasto-plastic analysis are summarized as follows:
- Elasto-plastic analyses showed that depth and depth variations of the excavation damage zone are substantially affected by strength and deformability heterogeneities along the tunnel.



**Figure 7:**

Distribution of accumulated plastic shear strain magnitudes of the rock matrix and the fault zones along a) the NE sidewall and b) the SW sidewall of the mine-by section.

Plastic shear strain magnitudes are highest (red to yellow) within the fault zones and substantially enhanced (green) in the rock matrix in between the fault zones.



Model results suggest an EDZ depth of 4 to 5 m within fault zones, a depth of 2 to 3 m adjacent to fault zones and a depth of 0.5 to 1 m outside the range of influence of fault zones. The modeled EDZ depth and EDZ depth variations are in agreement with geophysical field investigations along both sidewalls of the mine-by experiment.

- The elasto-plastic model also revealed displacement magnitudes similar to the measured magnitudes. The agreement with field measurements is, however, altered in zones where structural controlled instabilities or major faults and associated dilatant behavior (i.e. formation of spalls) was observed. Even though the displacement magnitudes in these zones are not well captured by the numerical model, these zones coincide in extent and location with the extent and location of the maximum modeled plastic shear strain (Figure 7).
- The analyses is based on newly established constitutive properties based on laboratory test results. Since both, the EDZ depth and displacements are reasonably well captured in the numerical model, it is concluded here that these properties are representative for the short-term undrained response of Opalinus Clay (shaley facies) at the Mont Terri URL.

## 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 2013 and Perspectives for 2014

The project was successfully finalized in 2013 with some major scientific results. The results are highly relevant for the assessment of potential nuclear waste repositories in tectonized Opalinus Clay where faults on multiple scales are to be anticipated. Major results will be published in 2014 in International Journals.

## Publications

Publication in International Journals are planned for 2014.

## References

- [1] R. Thoeny (2013): Geomechanical analysis of excavation induced rock mass behaviour of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Research Laboratory Switzerland, PHD Thesis, Swiss Federal Institute of Technology, Zürich, Switzerland.

# Mont Terri – HM Experiment

## Hydro–Mechanical Coupling

Author und Co-author(s)	K.M. Wild, F. Amann
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)44 633 40 41, katrin.wild@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	4 years

### ABSTRACT

In 2013, the results from the laboratory test series conducted in 2012/2013 to establish the water retention characteristics and relationship between suction and mechanical properties of the clayey facies of Opalinus Clay were integrated and re-evaluated. Water retention characteristics for wetting and drying conditions were established. Results of p-wave velocity measurements showed that the p-wave velocity normal to bedding ( $v_{p,n}$ ) dropped sharply upon desaturation until suction approached the air-entry value. The sharp decrease was associated with desiccation cracks solely oriented parallel to bedding. For suction in excess of the air-entry value,  $v_{p,n}$  was constant, indicating no further desiccation damage. The suction at the shrinkage limit and at the air-entry point are similar in magnitude. The p-wave velocity parallel to bedding ( $v_{p,p}$ ) remained constant in the entire range of suction investigated. An almost linear increase in stress at the onset of dilation, Young's modulus, unconfined compressive strength, and Brazilian tensile strength with increasing suction was observed up to a suction of 56.6 MPa. For suction larger than 56.6 MPa, relatively constant strength and stiffness was observed. The increase is associated with the net contribution of suction to

strength/stiffness, which decreases non-linearly with decreasing volumetric water content. A comparison between strength values (Brazilian tensile and uniaxial compressive strength) obtained from specimens loaded parallel and perpendicular to bedding suggests a state dependent strength anisotropy.

Additionally, two different laboratory test series were initiated in 2013. A first series of 20 confined compressive strength tests on fully saturated P- and S-specimens aims to derive drained and undrained poroelastic and mechanical properties. A second experimental program deals with the investigation of viscoelastic effects and local pore pressure evolution. Conceptual HM-coupled three-dimensional models revealed that pore pressure evolution around an excavation in a transversal isotropic media is strongly dependent on the sensor location with respect to bedding. Elastic volumetric strain may cause a significant drop in pore pressure when the tunnel face passes. This drop is similar to the pore pressure drop associated with dilatancy accompanying failure. To investigate the combined effect of dilatancy and stress-path dependent elastic volumetric straining, improvements of commercially available constitutive laws will be necessary.

## Project goals

The primary objectives of the HM experiment are to quantify rock mechanical properties and the hydro-mechanically- (HM-) coupled behavior of Opalinus Clay on the laboratory and excavation scale. Of particular interest is the systematic experimental analysis of poroelastic properties such as the Biot coefficient, the Skempton's coefficient, drained and undrained elastic properties, visco-elastic effects, the stress-strain behavior under drained and undrained compressive loading conditions, the bulk and local pore pressure evolution during compressive loading, and the effective strength properties. Based on a series of comprehensive laboratory tests, existing constitutive models will be improved and implemented into a numerical code. The project aims are associated with HM-coupled phenomena relevant for the excavation phase (hours-days) and open drift phase (1–2 years) of a future nuclear waste repository drift for high-level waste.

## Work carried out and results obtained

### Water retention characteristics and capillary phenomén

Laboratory tests on water retention characteristics and mechanical properties in relation to total suction reported in Zimmer (2012) and Wymann (2013) were integrated and re-evaluated (Wild et al. 2013). The re-evaluation and scientific interpretation provided important insight into the HM-coupled phenomena of partially saturated Opalinus Clay relevant for the interpretation of existing laboratory test results, and variations in stiffness, strength and matrix permeability in the near-field of excavations due to transient desaturation processes during the open drift phase.

### Water retention characteristics

The experimental data on water retention characteristics for both, the wetting and drying path are shown in Figure 1 and were fitted to the Van Genuchten equation (Van Genuchten 1980). The corresponding fitting parameters are also indicated in Figure 1. The scatter in the degree of saturation for the same applied suction is most probably associated with the natural variability in pore size distribution. The drying path was used to derive an estimate of the air-entry suction (i.e. the suction where

air enters theoretically the larger pores of the specimen). The air-entry value was determined by extending the tangent of the central part of the Van Genuchten fit to its intersection with the saturation axis (i.e. where saturation equals 1.0). A value of 22 MPa was found.

### Variations in ultrasonic P-wave velocity

The p-wave velocities measured parallel to bedding ( $v_{p,p}$ ) were nearly constant at a value of 3000 m/s for the entire range of suction tested, and remained constant for the drying and wetting path (Figure 2). This is in contrast to the p-wave velocity normal to bedding ( $v_{p,n}$ ). A slight increase in suction from its initial stage (i.e. after core dismantling) was associated with a substantial drop in  $v_{p,n}$  from 2250 m/s at 12 MPa suction to 1000 m/s at 22 MPa suction. This sharp drop in  $v_{p,n}$  was also observed within 0–3 hours of drying under ambient conditions, and remained constant at 1000 m/s for an

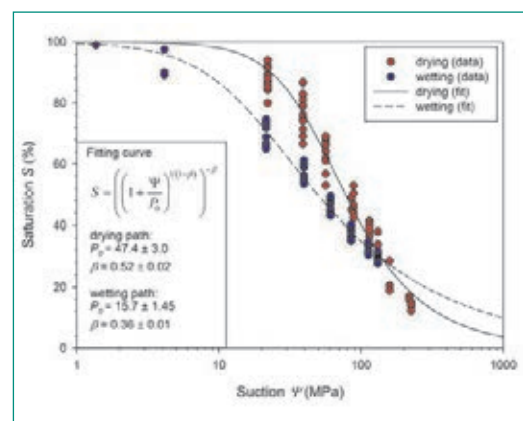


Figure 1: Water retention characteristics for Opalinus Clay.

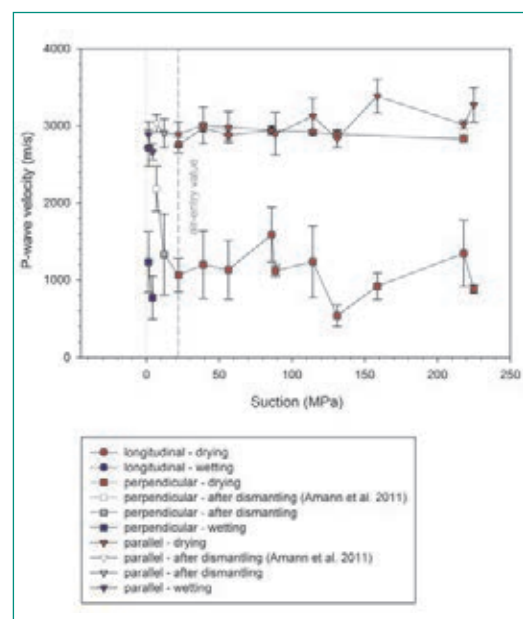


Figure 2: Relationship between p-wave velocity normal and parallel to bedding and suction.

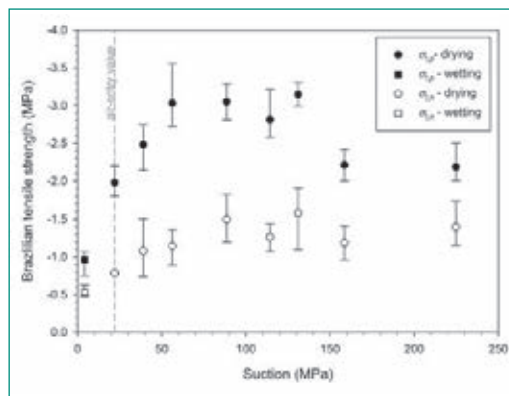
elapsed time of > 26 hours. For suction > 22 MPa,  $v_{p,n}$  was nearly constant at 1000 m/s, for both, wetting and drying path. For the wetting path,  $v_{p,n}$  remained at around 1000 m/s, even for applied suctions < 22 MPa. This indicates that the major drop in  $v_{p,n}$  is irreversible.

Peron et al. (2009) showed experimentally that the shrinkage limit and air-entry value are similar in magnitudes, suggesting that the majority of desiccation damage is associated with the early stage of desaturation where the suction increases from 0 to approximately the air-entry value. The findings of Peron et al. (2009) are consistent with the findings for  $v_{p,n}$  in this study, which decreased sharply between 0–22 MPa. In this stage of desaturation, formation of desiccation macro-cracks was observed for all test specimens. For suction > 22 MPa,  $v_{p,n}$  was almost constant at 1000 m/s indicating no further increase in desiccation damage. The transition between the sharp decrease in  $v_{p,n}$  and an almost constant  $v_{p,n}$  is consistent with the air-entry suction which was found to be 22 MPa. The dissimilar behavior of  $v_p$  in the two testing direction may be associated with anisotropy in tensile strength, with a tensile strength parallel to bedding ( $\sigma_{t,p}$ ) approximately twice the tensile strength normal to bedding ( $\sigma_{t,n}$ ). During drying it was consistently observed that desiccation macro-crack solely formed parallel to bedding, suggesting that tensile stresses in excess of  $\sigma_{t,n}$  were generated while  $\sigma_{t,p}$  was not exceeded.

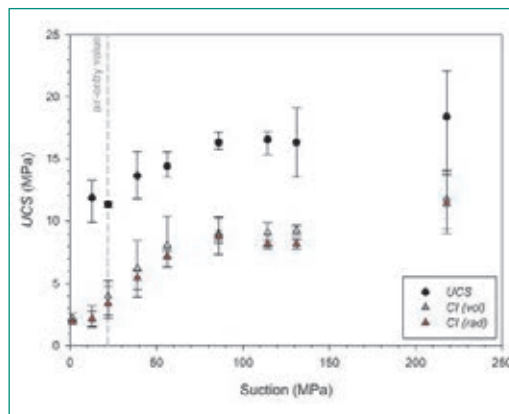
### Net-contribution of total suction to strength and stiffness

Variations in mechanical properties due to changing suction are shown in Figure 3 for tensile strength, Figure 4 for the unconfined compressive strength (UCS) and onset of dilation (CI) and Figure 5 for the Young's modulus (E) and Poisson's ratio ( $\nu$ ). For all of these properties, major changes occurred between 0 and 56.7 MPa total suction. In this range of total suction the increase (or decrease for the Poisson's ratio) is almost linear. Beyond this suction no further significant changes could be identified.

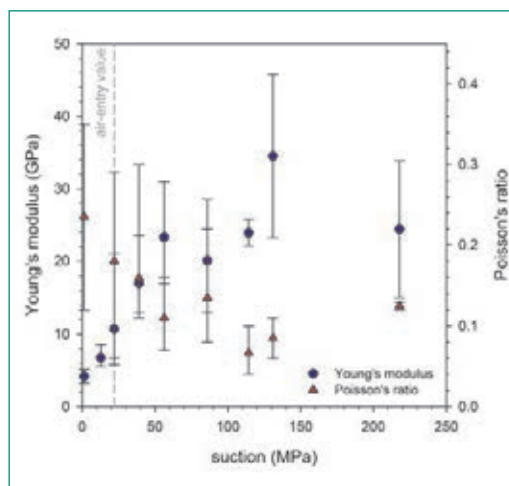
Fredlund et al. (1995) found that the increase in shear strength with increasing suction is linear up to a suction equal to the air-entry value. For suction beyond the air-entry value, the shear strength increase often becomes non-linear, depending on the soil type. For highly plastic clays, the increase in shear strength can be linear for a wide range of suction. When the suction approaches the suction



**Figure 3:** Relationship between the Brazilian tensile strength (normal and parallel to bedding (i.e.  $\sigma_{t,n}$  and  $\sigma_{t,p}$ ) and suction. Mean value and data range for each applied suction are given.



**Figure 4:** Changes in onset of dilation (CI) and UCS with increasing total suction. Mean value and data ranges for each applied suction are given.

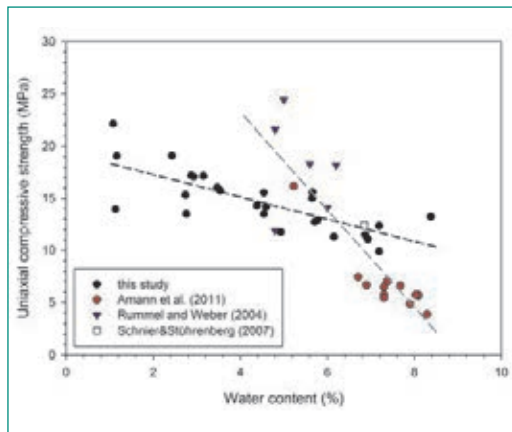


**Figure 5:** Changes in Young's modulus and Poisson's ratio with increasing total suction. Mean values and data ranges are shown.

at residual water content, the strength may remain constant or decrease. Based on their experimental findings and considerations on the effective stress law for shear failure in unsaturated porous media, they demonstrated that variations in shear strength are determined by net contributions of the effective normal stress and suction. The relation between soil shear strength and soil water retention characteristics is primarily based on the following equation where changes in total stress and pore water pressure are handled independently by two stress state variables:

$$\tau = c' + (\sigma_n - u_a) \tan \phi' + (u_a - u_w) \beta \tan \phi' \quad (1)$$

**Figure 6:**  
Relationships between water content and UCS for specimens loaded parallel to bedding (black), and normal to bedding (grey).



Where  $c'$  is the effective cohesion,  $u_a$  is the pore-air pressure,  $\phi'$  is the effective friction angle,  $u_w$  is the pore-water pressure, and  $\beta$  represents the decrease in effective stress resistance as suction increases. The factor  $\beta$  equals 1 for saturated conditions and decreases with decreasing volumetric water content (Fredlund et al. 1995). Thus, the net contribution of capillary suction to shear strength decreases with decreasing volumetric water content. At residual water content this may cause a drop in shear strength. Above findings are consistent with observations in the present study: The tensile strength, the onset of dilatancy, the unconfined compressive strength, and the stiffness increased almost linearly up to a suction of 56.6 MPa. For suction > 56.6 MPa the scatter in the data points suggest only little variations in  $Cl$ ,  $E$ , UCS, and  $\sigma_{t,n}$ , whereas  $\sigma_{t,p}$  dropped significantly. Due to the scatter in the data, however, the onset of a non-linear strength increase for suction beyond the air-entry value as suggested by Fredlund et al. (1995) could not be identified.

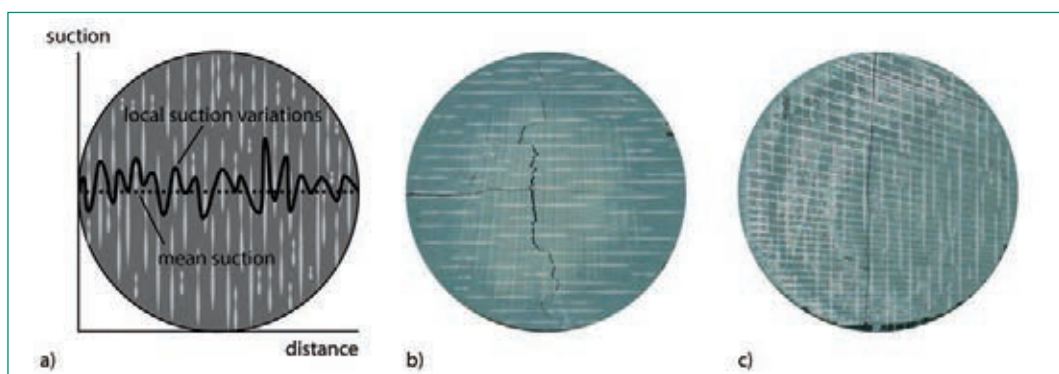
#### State-dependent anisotropy

The comparison between the increase in  $\sigma_{t,p}$  and  $\sigma_{t,n}$  with an increase in suction suggest that  $\sigma_{t,p}$  is considerably more affected by changes in suction

than  $\sigma_{t,n}$  (Figure 3). Similar tendencies can be found for the unconfined compressive strength on specimens loaded parallel and perpendicular to the bedding orientation. Amann et al. (2010) used own and published data to establish a relationship between water content and UCS of OPA specimens loaded perpendicular to bedding (Figure 6). They found that in a range of water content between 8% and 5% the UCS increases with decreasing water content by a ratio of 1:5. Figure 6 also shows UCS data obtained in this study from specimens loaded parallel to bedding. The UCS increases with decreasing water content at a ratio of 1:1 in a range of water content between 7% and 1%. These findings suggest a state dependent strength anisotropy.

Due to the bedded fabric of OPA it is likely that the mean applied suction is not uniformly distributed in the specimens (Figure 7a). According to the results obtained in this study, these variations may cause stiffness and strength contrasts between zones of different pore size distribution, and may influence the effect of suction on strength and strength increase. Cracks in brittle rock types such as OPA tend to grow predominately sub-parallel to the maximum applied load (Amann et al. 2011, 2012). For an applied load parallel to bedding, cracks may grow along bedding layers with comparably low suction. If the load is applied normal to bedding growing fractures sub-parallel to the applied load direction may arrest at layers with higher suction and thus strength and stiffness (Amann et al. 2011, 2013a, b). The differences in crack propagation are illustrated in Figure 7a) and b) for typical Brazilian tensile strength specimens loaded parallel and perpendicular to bedding. For the latter the tensile fracture show a stepped trace indicating that fracturing is affected by heterogeneities in strength or stiffness between different regions. This is in contrast to fractures which form for tests with the load applied parallel to bedding,

**Figure 7:**  
Concept of local suction variation:  
a) conceptual model,  
b) Brazilian tensile strength specimen loaded normal to bedding with a stepped fracture,  
c) specimen loaded parallel to bedding with a straight fracture.



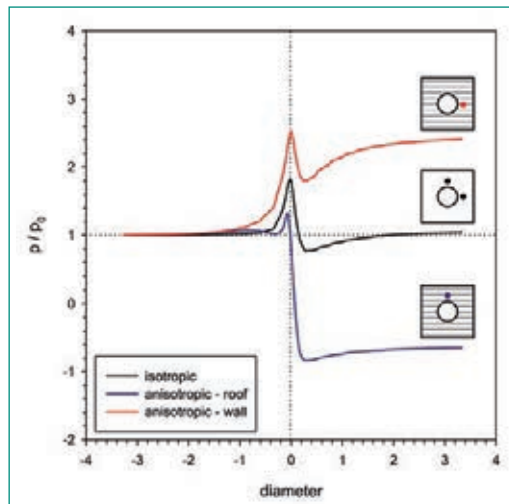


where typically a single fracture parallel to bedding formed.

### HM-coupled laboratory tests on saturated specimens

A series of 20 confined compressive strength tests on fully saturated P- and S-specimens was initiated in summer 2013 in collaboration with the Politecnico di Torino. The aim is to estimate the drained and undrained poroelastic and mechanical properties of the Opalinus Clay in the stress range relevant for the Mont Terri Underground Research Laboratory (URL). Particular interest lies in the dilatant behavior and its influence on pore pressure evolution during undrained tests, and in the drained strength properties. Specimen preparation procedures were tested and improved to minimize exposure time of the specimens, and to guarantee parallel specimen faces. A custom-built saw has been developed for this purpose. In a second step, first tests are currently carried out using a triaxial apparatus to validate, refine and improve the testing procedure as outlined in Wild and Amann (2012). These tests are primarily concerned with the anisotropic swelling behavior of the specimens during the flushing phase, the feasibility of the back-pressure stage for dissolving gas entrapments in the pore water, and possible gas formation during specimen consolidation. The experiences made during the first tests will be used as basis for the remaining ones. The series of compressive tests will be finalized till end of 2015.

A second experimental program was initiated in fall 2013 in cooperation with the Rock Deformation Group at ETH Zürich. This study aims to investigate visco-elastic effects (i.e. attenuation characteristics) in Opalinus Clay during undrained compressive loading-reloading cycles using the «Broad Band Attenuation Vessel» developed by N. Tisato (Tisato 2013). Using the same machine, local pore evolution inside the rock specimen can be monitored during testing, using pore-pressure sensors installed in micro-boreholes. After saturating and consolidating the specimens, a series of test for determining the Skempton's coefficient, the pore pressure response associated with sinusoidal compressive load cycles, and the creep behavior will be carried out. Final test result are expected in summer 2014.



**Figure 8:** Dependency of the pore pressure evolution during an tunnel excavation on the monitoring location with respect to the bedding planes (black: isotropic model, no bedding planes; red and blue: transversely isotropic model with horizontal bedding, monitoring points at roof (red) and wall (blue)). Initially an isotropic stress state was assumed.

### Numerical modelling of borehole EDZ evolution

Conceptual HM-coupled three-dimensional models using FLAC3D (Itasca 2009) were carried out to improve our understanding on the influence of stress redistribution on pore pressure response. This systematic analysis is ongoing but some key processes are addressed in the following. The current analyses suggest that the constitutive model in the elastic field are of major relevance for the short-term, undrained pore pressure response, e.g. isotropic versus transversal isotropic poroelastic behavior. Figure 8 illustrates the pore pressure response for a hydrostatic in-situ state of stress, assuming an isotropic elastic and a transversal isotropic elastic model. For the assumption of a hydrostatic in-situ state of stress, the pore pressure change in an transversal isotropic media changes for different sensor locations, whereas it remains the same for an isotropic elastic model. This difference is associated with anisotropic deformations (i.e. elastic volumetric strain) which cause an unequal pore pressure change at different locations with respect to the bedding planes. The situation is even more complex when an initial anisotropic stress state is assumed. This fundamental finding has a substantial consequence for back-calculations and requires new constitutive relations for more advanced numerical models which additionally consider transversal isotropic shear strength. It was also found, that the major drop in pore pressure when the tunnel passes the sensor location, which is typically considered to be associated with dilatancy accompanying failure, is likely related to the elastic volumetric strain (blue line in Figure 8). Further analyses are on the way to investigate the combined effect of dilatancy and stress-

path dependent elastic volumetric straining. This requires substantial improvements of commercially available constitutive laws in FLAC3D.

failure characteristics of clay shales. Fall Meeting of the American Geophysical Union, San Francisco, USA.

## National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. Furthermore, there is a cooperation with the Rock Deformation Group of ETH Zürich.

## International Cooperation

The international institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI are the following: 1) Politecnico di Torino, Italy; 2) University of Alberta in Edmonton, Canada.

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

Some key tasks of the HM project could be successfully addressed in 2013. Major scientific outcomes are associated with new findings and an improved understanding of HM-coupled processes in partially saturated Opalinus Clay, and processes associated with the pore pressure response around underground excavations relevant for the excavation and open drift phase of a future repository tunnel. In addition, a comprehensive series of laboratory tests was successfully initiated at highly specialized laboratories, and improvements in specimen preparation and testing procedure were successfully established. In 2014 these tests will be continued. Additionally in 2014, existing constitutive laws will be further evaluated and already identified physical processes will be implemented in 2014 (and 2015).

## Publications

*K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2013):* Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petro-physical properties of a clay shale. Submitted to RMRE, under review.

*F. Amann, K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer (2013):* The influence of total suction on the brittle

## References

*F. Amann, E.A. Button, M. Blümel, R. Thoeny (2010):* Insight into the mechanical behavior of Opalinus Clay. In: J. Zhao, V. Labiouse, J.-P. Dudt, J.-F. Mathier (eds): Rock mechanics and environmental engineering. Paper presented at European Rock Mechanics Symposium 2010, Lausanne, Switzerland. Taylor & Francis Group, London, pp. 759–762, ISBN 978-0-415-58654-2.

*F. Amann, E.A. Button, K.F. Evans, V.S. Gischig, M. Blümel (2011):* Experimental study of the brittle behavior of clay shale in short-term unconfined compression. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 44 (4), 415–430.

*F. Amann, P.K. Kaiser, E.A. Button (2012):* Experimental study of the brittle behavior of clay shale in rapid confined compression. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 44 (1), 21–33.

*F. Amann, Ö. Ündül, P.K. Kaiser (2013a):* Crack initiation and crack propagation in heterogeneous sulfate-rich clay rocks. *Rock Mechanics and Rock Engineering*. doi: 10.1007/s00603-013-0495-3.

*F. Amann, Ö. Ündül, P.K. Kaiser (2013b):* Brittle failure processes in veined clay rock with large strength contrasts between vein and matrix. Paper presented at the 47th US Rock Mechanics / Geomechanics Symposium, San Francisco, CA, USA.

*D.G. Fredlund, A. Xing, M.D. Fredlund, S.L. Barbour (1995):* The relationship of the unsaturated soil shear strength function to soil-water characteristic curve. *Canadian Geotechnical Journal*, 32, 440–448.

*H. Peron, T. Hueckel, L. Laloui, L.B. Hu (2009):* Fundamentals of desiccation cracking of fine-grained soils: experimental characterization and mechanisms identification. *Canadian Geotechnical Journal*, 46, 1177–1201.

*F. Rummel, U. Weber (2004):* RA experiment: Rock mechanical testing and characterization on drill-cores of boreholes BRA-1 and BRA-2. Unpublished Mont Terri Technical Note TN 2004-38.

*H. Schnier, D. Stührenberg (2007):* LT experiment: Strength tests on cylindrical specimens, documentation and evaluation. Unpublished Mont Terri Technical Report TR 2003-04.

*Itasca (2009):* FLAC3D. Fast Lagrangian Analysis of Continua in three dimensions.

*N. Tisato (2013)*: Experimental characterization of reservoir rocks and geotechnical material: low frequency attenuation, ultrasonic velocities and local pore pressure effects. Ph.D. Thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zürich.

*M.T. Van Genuchten (1980)*: A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils. Soil Science Society of America Journal, 44, 892–898.

*K.M. Wild, F. Amann (2012)*: Testing procedure for HM-coupled testing on Opalinus Clay. Internal document, ETH Zürich.

*K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2013)*: Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petro-physical properties of a clay shale. Submitted to RMRE, under review.

*L.P. Wymann (2013)*: The Influence of Saturation on the Uniaxial Compressive Strength of Opalinus Clay. Unpublished Master Thesis, ETH Zürich.

*S. Zimmer (2012)*: Untersuchungen zur einaxialen Zugfestigkeit von Opalinuston in Abhängigkeit der Saugspannung. Unpublished Bachelor Thesis, ETH Zürich.



# Cosmogenic nuclide dating of Swiss Deckenschotter

Author und Co-author(s)	Anne Claude <sup>1</sup> , Naki Akçar <sup>1</sup> , Susan Ivy-Ochs <sup>2</sup> , Marcus Christl <sup>2</sup> , Christof Vockenhuber <sup>2</sup> , Christian Schlüchter <sup>1</sup>
Institution	<sup>1</sup> Institute of Geological Sciences, Bern University <sup>2</sup> Laboratory of Ion Beam Physics (LIP), ETH Zürich
Address	Baltzerstrasse 1–3, 3012 Bern, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 31 631 8761, anne.claude@geo.unibe.ch, www.geo.unibe.ch
Duration of the Project	3 years

## ABSTRACT

The goal of our project is to date selected sites of the Swiss Deckenschotter using depth-profile and isochron-burial dating with the cosmogenic nuclides <sup>10</sup>Be, <sup>26</sup>Al and <sup>36</sup>Cl in order to reconstruct the timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps. Obtaining ages for these glaciofluvial units will provide fundamental information about the onset of glaciation in the Alps and the northern Hemisphere as a whole. Furthermore it will become possible to quantify the magnitude of incision in the foreland. In the first year of the project, 54 samples were collected from three different

sites for depth-profile and isochron-burial dating. First results from the depth-profile for the Lower Deckenschotter at Pratteln yields a model age of around 270 ka. Similarly, the Higher Deckenschotter at Stadlerberg indicates a depth-profile age of around 1.7 Ma. Samples from the Higher Deckenschotter at Irchel are still in progress. Meanwhile, we are currently working on several fronts to improve and optimize the isochron-burial dating methodology, especially in measuring very low cosmogenic nuclide concentrations with low uncertainties.



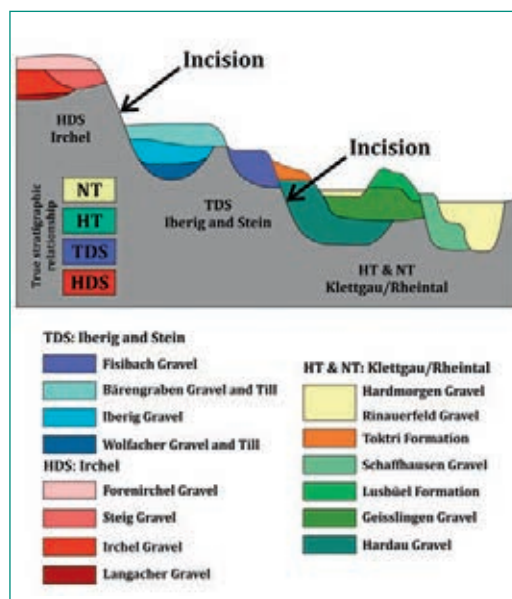
## Project goals

For a long time, the glaciation history of Switzerland was correlated to that of southern Germany where Penck and Brückner [1] differentiated four Quaternary stratigraphic units based on their distinct topographical position. According to this, Lower Terrace deposits (NT) were attributed with the Würm glaciation, Higher Terrace (HT) with the Riss glaciation, Lower Deckenschotter (TDS) with the Mindel glaciation and Higher Deckenschotter (HDS) with the Günz glaciation. In 1986 however, Schlüchter [2] provided an alternative stratigraphy for the northern Swiss Alpine Foreland showing that glaciers advanced at least 15 times into the foreland during the Quaternary. These are the 4 to 8 Deckenschotter glaciations in the Early Pleistocene and the Möhlin-, Habsburg-, Hagenholz-, Beringen- and Birrfeld glaciations in the Middle-Late Pleistocene [3]. Our study focusses on the Swiss Deckenschotter, which are proximal glaciofluvial gravels showing locally an interbedding of till and overbank deposits. These Quaternary sediments cover Tertiary Molasse or Mesozoic bedrock and are located beyond the limit of the Last Glacial Maximum. These deposits, which can be differentiated by their distinct topographical position, are divided into two main geomorphic units: Higher and Lower Deckenschotter. Even though the Higher Deckenschotter occupies a topographically higher position, they are older than the Lower Deckenschotter as the two are separated from each other by a phase of incision (Figure 1). Both Higher and Lower Deckenschotter bear evidence of at least four glacial advances that reached the

Alpine foreland and are, therefore, complex lithostratigraphic sequences. The age of the Swiss Deckenschotter complexes is poorly constrained. In the Higher Deckenschotter at the Irchel site, mammalian faunal assemblages (MN17) were found which place the Deckenschotter between 2.5 and 1.8 Ma [4]. This is the only available quantitative age until this study and they are therefore the oldest Quaternary units in the northern Swiss Alpine Foreland known so far. The reconstruction of the chronology of these glaciofluvial units will therefore provide fundamental information about the onset of Quaternary glaciation in the northern hemisphere, especially in the Alps. Moreover the age determination will then make it possible to quantify the timing and magnitude of incision in the foreland.

In our project we select key sites for Swiss Deckenschotter outcrops and apply depth-profile dating and isochron-burial dating with cosmogenic  $^{10}\text{Be}$ ,  $^{26}\text{Al}$  and  $^{36}\text{Cl}$  to reconstruct the timing of deposition. Application of  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  requires quartz, whereas any rock type can be used for  $^{36}\text{Cl}$  applications. The method of depth-profile dating is based on the build-up of nuclides and uses the fact that the production of cosmogenic nuclides decreased exponentially with depth [6]. At least four samples (sediment or amalgamated clasts) are taken every 10–20 centimetres in a vertical profile. For  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ , a depth-profile age can then be modelled in Matlab using a code by Hidy et al. [7], based on exposure age, erosion rate and inheritance. For  $^{36}\text{Cl}$ , the age is modelled with MathCad codes developed by our group [8]. The method of isochron-burial dating however is based on the decay of the cosmogenic nuclides and uses the difference in half-lives of  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ . In this method, samples are taken from the same timeline and therefore have the same post-burial histories but different pre-burial histories [9, 10]. The surface production ratio of  $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$  is 6.75. When plotting the measured  $^{26}\text{Al}$  concentrations vs.  $^{10}\text{Be}$  concentrations, they should theoretically plot on a line. Thus a line can be plotted through the data points and the slope of the regression line indicates the measured ratio. With this ratio, an initial age estimate can be calculated, which in turn can be used to model the post-burial component. Once the post-burial component is known, the  $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$  ratio at the time of burial (initial ratio) can be calculated and the burial age determined. This method requires sampling at least three fist-sized quartz pebbles along a chronostratigraphic horizon.

**Figure 1:** Schematic stratigraphy of the Quaternary deposits of the northern Swiss Alpine foreland [after 5].



## Work carried out and results obtained

The Deckenschotter project started with a pilot study at the sites in Mandach and Irchel (gravel pit Steig). After that, before October 2012, a further testing site at Pratteln was chosen in collaboration with IPNA (Institut für Prähistorische und Naturwissenschaftliche Archäologie). This Lower Deckenschotter site was sampled for depth-profile dating with cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{36}\text{Cl}$  (Figure 2). This site is important for the early Human history in the Alpine Foreland, since a hand axe was found associated with this Deckenschotter deposit at this location. A new 1.3 m long outcrop was opened by the archaeologists. At this location, the Lower Deckenschotter overlies limestone bedrock. From this profile, we collected 8 sediment samples and one from the bedrock. Samples were then processed in the Surface Exposure Dating Laboratory at the Institute of Geological Sciences in Bern and measured at the AMS facility (LIP group) in Zurich.  $^{10}\text{Be}$  concentrations from this profile show a decrease with depth and hence we modelled an age of around 270 ka using the Matlab code by Hidy et al. [6]. We consider this a preliminary age we are waiting for the  $^{36}\text{Cl}$  analysis, which can then also be used to model an age using the MathCad codes [8]. After modelling the  $^{36}\text{Cl}$  age, we will finalize the chronology of the Lower Deckenschotter site at Pratteln.

In 2013, we focused on the Higher Deckenschotter. Therefore, we first selected candidate sites and

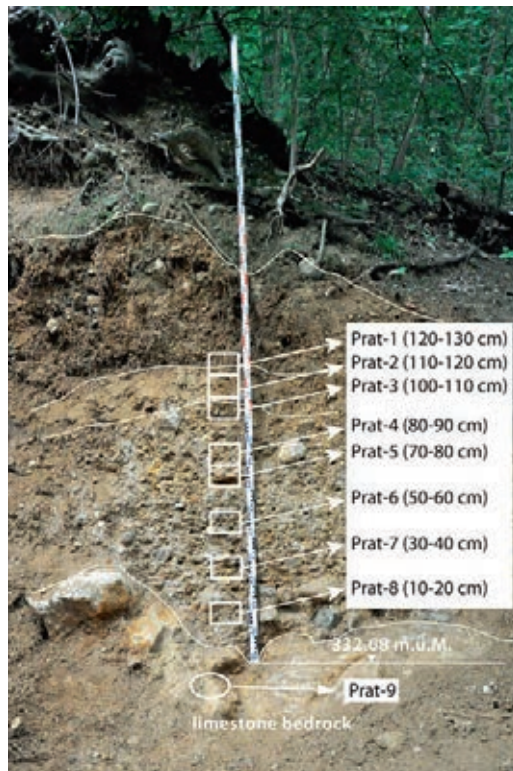


Figure 2:  
Sampling a 1.30 m  
long depth-profile at  
Pratteln.

then we organized 3 reconnaissance fieldwork campaigns to these sites. Among them, we sampled the Summerhalden gravel pit (abandoned) at Stadlerberg, the contact of the Deckenschotter to the Molasse (Hütz) and the Steig gravel pit (abandoned) both at Irchel. At Stadlerberg there was recent collapse of part of the outcrop, which gave us access to fresh material. Seven sediment samples for depth-profile dating and 9 quartz clasts for

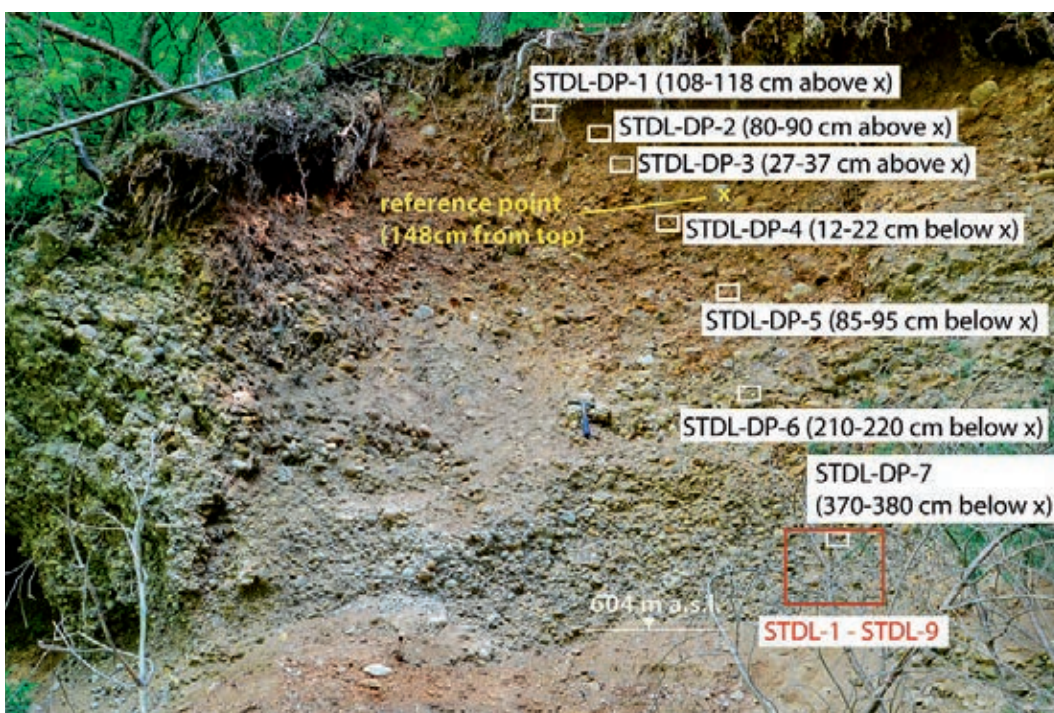
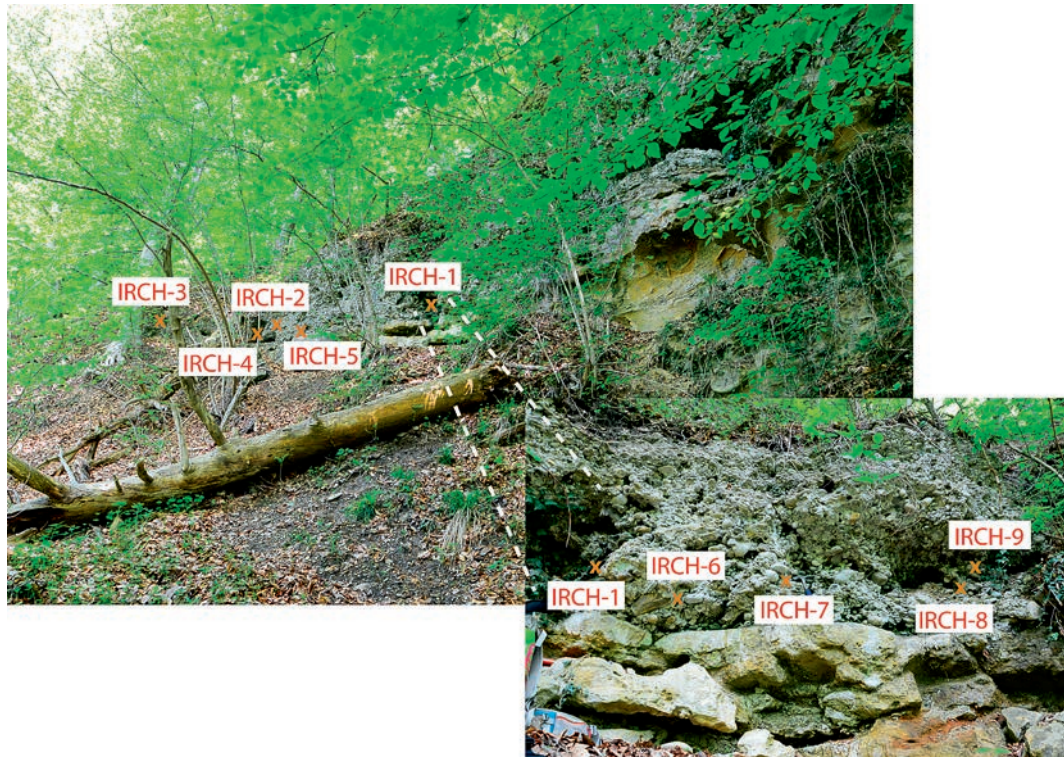


Figure 3:  
Sampling a 5 m long  
depth-profile at Stad-  
lerberg. The red square  
shows the location of  
the samples (STDL-1 to  
STDL-9) for isochron  
dating.



**Figure 4:**  
Isochron sampling  
locations at the  
contact to the bedrock.



isochron-burial dating were sampled (Figure 3). At Hütz at Irchel, we sampled 9 quartz clasts at the contact between the Molasse and the overlying Deckenschotter for isochron-burial dating (Figure 4). The Steig gravel pit was sampled for both depth-profile dating (7 samples) and isochron dating (13 samples). From this sampling campaign, we have the first results for the depth-profile at Stadlerberg. These indicate an exponential decrease of the  $^{10}\text{Be}$  concentrations with depth, which yields a model age of deposition of around 1.7 Ma.

Deckenschotter are topographically distinct and discontinuous terrestrial archives. They have a reverse stratigraphic relationship, i.e. older deposits are located at higher altitudes and vice versa. In addition, they are remnants of an old landscape, which was certainly not flat. Therefore we don't expect the same age for each site. While reconstructing the chronology at our sites, we will reveal the evolution of landscape change during the Deckenschotter glaciations. Our highest sampling site is Irchel (ca. 700 m) and should thus be the oldest. The outcrop at Stadlerberg is located at an elevation of approximately 600 m and the minimum age of 1.7 Ma fits to the geological context. The study site at Pratteln lies at an elevation of only 330 m that is why we should expect here a much younger age. The results yielded a minimum age of approximately 300 ka. In brief, our results from

2013 are the first quantitative dataset, which is extremely encouraging for 2014.

## 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 ( $^{10}\text{Be}$ ,  $^{26}\text{Al}$  and  $^{36}\text{Cl}$ ) 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, the specificity of the LIP group is its 30 years of innovations and experience in AMS, while being the largest European tandem accelerator facility 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 three fluvial terraces in Central Turkey with isochron-burial dating to ca. 160 ka, ca. 1 Ma and ca. 1.7 Ma. Using this chronology, we calculated a long-term incision rate of around 50 m/Ma for Central Anatolia [11].

## Assessment 2013 and Perspectives for 2014

The first results from Stadlerberg showed that the depth-profile dating method is appropriate when geological setting and methodological requirements match. This method requires sampling of geological layers in artificial outcrops, preferably with a flat topped landform in order to guarantee that the uppermost surface of the deposit remains as unmodified as possible.

As a result of repeated glaciations in mountains like the Alps [12] derived sediment, thus the Deckenschotter have rather low cosmogenic nuclide concentrations. Furthermore the nuclide concentrations in sediments in glaciated areas are considerably low compared to non-glaciated terrains [12]. In such a setting, the total amount of aluminium, i.e. the amount of cosmogenic  $^{26}\text{Al}$  and non-cosmogenic  $^{27}\text{Al}$ , in the sample is of utmost importance for successful isochron-burial dating. Our objective is to have samples with an amount of  $^{27}\text{Al}$  of approximately 20 ppm in order to be able to obtain higher  $^{26}\text{Al}/^{27}\text{Al}$  ratios with low uncertainties (<10%). During summer 2013, we refined the leaching process of the samples by adding a treatment with phosphoric acid after the third HF step. This yielded very successful results. We were able to reduce the amount of total aluminium to the desired concentrations. The next step is to optimize the  $^{26}\text{Al}$  measurements. Together with the LIP group in Zurich we are working on several fronts. First, the purity of the quartz needs to be checked and the cation columns, which separate Al from Be, need to be optimized. Second, the purity of the final sample precipitate that is delivered to the AMS facility has to be tested by ICP-MS. Third, at

the LIP, tests are being performed on the 6MV Tandem accelerator in order to obtain higher currents and to improve detection; and moreover to improve and optimize the  $^{26}\text{Al}$  measurements on the smaller 0.6MV Tandy accelerator.

As soon as we have first results from isochron-burial dating, an evaluation on the next sampling sites will be made. A second field campaign will focus on the Lower Deckenschotter and likely take place in spring 2014. In the second half of 2014, we will prepare the first manuscripts of Pratteln and Stadlerberg.

## Publications

*Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Graf H.R., Kubik P.W., Rahn M., Kuhlemann J., Schlüchter C.* in preparation. The 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.* Cosmogenic nuclide dating of Swiss Deckenschotter. The 8<sup>th</sup> International Conference on Geomorphology of the International Association of Geomorphologists, abstract for poster presentation.

*Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Graf H.R., Kubik P.W., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C., Rentzel P., Pümpin C.* The challenge of dating Swiss Deckenschotter with cosmogenic nuclides. 11<sup>th</sup> Swiss Geoscience Meeting, abstract for talk.

*Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Graf H.R., Kubik P.W., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C., Rentzel P., Pümpin C.* Dating Swiss Deckenschotter using cosmogenic nuclides. INTIMATE Workshop Into and out of the LGM in the Alps, poster presentation.

## References

- [1] *A. Penck, E. Brückner:* Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [2] *C. Schlüchter:* The Quaternary Glaciations of Switzerland, with special reference to the northern alpine foreland. – Final Report of the IGCP-project 24 «Quaternary Glaciations in the Northern Hemisphere», Quaternary Science Reviews, 5, 413–419, 1986.
- [3] *F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss, C. Schlüchter.* Quaternary glaciation history of

northern Switzerland. *Quaternary Science Journal*, 60, 282–305, 2011.

- [4] *T. Bolliger, O. Fejfar, H.R. Graf, D. Kälin*: Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern, *Eclogae Geologicae Helveticae*, 89, 1043–1048, 1996.
- [5] *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.
- [6] *J.C. Gosse, F.M. Phillips*: Terrestrial in situ cosmogenic nuclides: theory and application, *Quaternary Science Reviews*, 20, 1475–1560, 2001.
- [7] *A.J. Hidy, J.C. Gosse, J.L. Pederson, J.P. Matern, 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.
- [8] *D. Tihomirov, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, C. Schlüchter*: An improved model for  $^{36}\text{Cl}$  dating of fault scarps and paleoearthquake reconstruction, in preparation.
- [9] *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.
- [10] *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.
- [11] *A. Çiner, U. Doğan, C. Yıldırım, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, P.W. Kubik, C. Schlüchter*: Late Quaternary incision rates of Kızılırmak River in Cappadocia, Turkey: Insights from cosmogenic nuclide dating, *Tectonophysics*, submitted.
- [12] *N. Akçar, S. Ivy-Ochs, P.W. Kubik, C. Schlüchter*: Post-depositional impacts on «Findlinge» (erratic boulders) and their implications for surface-exposure dating, *Swiss Journal of Geosciences*, 104, 445–453, 2011.



# Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
<b>IAEA</b>		
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
<b>OECD NEA</b>		
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	NEA Decommissioning Cost Estimation Group DCEG	Stilllegung
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Transport und Entsorgung
	Forum on Stakeholder Confidence (FSC) (Outsourcing ans BFE)	Transport und Entsorgung
	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)	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 (WGHOE)	Mensch-Organisation- Sicherheitskultur
	Task Group on Robustness of Electrical Systems of NPPs in the Light of the Fukushima Dai-ichi Accident	Reaktorsicherheit
	Task Group on Natural External Events	Reaktorsicherheit
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
Exchange of Operating Experience Concerning Computer-based Systems Important to Safety (COMPSIS)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	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 (WPNCSS)		Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein
<b>Internationale Übereinkommen</b>		
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
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
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
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
<b>Internationale Behördenorganisationen</b>		
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
<b>Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden</b>		
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)		Entsorgung
	Entsorgungskommission (ESK-EL): Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
	Entsorgungskommission (ESK-AZ): Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
	Entsorgungskommission (ESK-ST): Stilllegung	Stilllegung
<b>Hochschulgremien</b>		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
<b>Fachverbände</b>		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Transport und Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transport und Entsorgung
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
<b>Normenorganisationen</b>		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit

# Anhang C: Publikationen und Vorträge 2013

## Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
R. Ahlfänger, J. Hammer	R. Ahlfänger, J. Hammer: Zweibarrieren-Konzept an Kontrollbereichsgrenzen von Kernanlagen. Europäischer Strahlenschutz im Essener Praxistest. Essen, 24.–26.09.2013, ISSN 1013-4506, S. 88–92.
B. Bucher, G. Schwarz	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz, H. Hödlmoser, S. Mayer, C. Danzi, G. Scharding: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM12. PSI Bericht Nr. 13–01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Schweiz (2013).
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2012. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2013), S. 49–53.
A. Gorzel	A. Arffman, M. Cherubini, M. Dostal, K. Geelhood, V. Georgenthum, A. Gorzel, L. Holt, L. Jernquist, G. Khvostov, L. Klouzal, O. Marchand, D. Märtens, F. Nagase, T. Nakajima, O. Nechaeva, I. Panka, M. Petit, J. M. Rey-Gayo, I. Sagrado Garcia, A. Shin, H.-G. Sonnenburg, G. Spykman, T. Sugiyama: RIA Fuel Codes Benchmark, Volume 1, NEA/CSNI/R(2013)7.
B. Graupner	B.J. Graupner, C. Lee, K. Maekawa, C. Manepally, P. Pan, J. Rutqvist, W. Wang and B. Garitte: The Mont Terri HE-D Experiment as a Benchmark for the Simulation of Coupled THM Processes, International Workshop on Geomechanics and Energy, Lausanne 26.–28.11.2013, 1–5. <a href="http://www.eage.org/events/index.php?evp=12412&amp;ActiveMenu=12&amp;Opendiv=s3,s12&amp;act=det&amp;prev=&amp;ses=2346">http://www.eage.org/events/index.php?evp=12412&amp;ActiveMenu=12&amp;Opendiv=s3,s12&amp;act=det&amp;prev=&amp;ses=2346</a>
H. Hänggi	H. Hänggi: Stilllegung aus Sicht der Schweizer Aufsichtsbehörde. Vertiefungskurs: Herausforderungen beim Betriebsende von Kernkraftwerken, Nuklearforum Schweiz, Hotel Aare, Olten, 02.–03.12.2013. Der Kursband wird verfügbar gemacht unter: <a href="http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende">http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende</a> .
M. Herfort	L. Wymann, D. Jaeggi, E. Meier, M. Herfort, P. Bossart (2013): FM-D (Evaporation logging) Experiment – Laboratory Tests and Software Instruction Manual, Technical Note 2013–109, Mont Terri Project, St-Ursanne, 84 Seiten.
T. Krietsch	T. Krietsch: Der Weg zur Stilllegungsverfügung und die Richtlinie ENSI-G17. Vertiefungskurs: Herausforderungen beim Betriebsende von Kernkraftwerken, Nuklearforum Schweiz, Hotel Aare, Olten, 02.–03.12.2013. Der Kursband wird verfügbar gemacht unter: <a href="http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende">http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende</a> .
J. Kuhlemann, M. Rahn	J. Kuhlemann, M. Rahn (2013): Plio-Pleistocene landscape evolution in Northern Switzerland, Swiss Journal of Geosciences 106, 451–467.
J. Kuhlemann, M. Rahn	J. Kuhlemann, F. Dobre, P. Urdea, I. Krumrei, E. Gachev, P. Kubik, M. Rahn (2013): Last Glacial Maximum Glaciation of the central South Carpathian range (Romania). Austrian Journal of Earth Sciences 106, 83–95.
A.-K. Leuz, B. Graupner, E. Frank, M. Hugi, M. Rahn	A.-K. Leuz, B. Graupner, E. Frank, M. Hugi, M. Rahn (2013): Monitoring requirements in the Swiss regulatory framework. Proceedings of an International Conference and Workshop, Luxembourg 19–21 March 2013, pp 236–240. <a href="http://www.modernfp7.eu/fileadmin/modern/docs/Deliverables/MoDeRn_D5.4.1_Proceedings_for_international_conference_on_repository_monitoring.pdf">http://www.modernfp7.eu/fileadmin/modern/docs/Deliverables/MoDeRn_D5.4.1_Proceedings_for_international_conference_on_repository_monitoring.pdf</a>
A.-K. Leuz, H. Wanner	K. J. Powell, P. L. Brown, R. H. Byrne, T. Gajda, G. Hefter, A.-K. Leuz, S. Sjöberg, and H. Wanner (2013): Chemical speciation of environmentally significant metals with inorganic ligands. Part 5: The Zn <sup>2+</sup> + OH <sup>-</sup> , Cl <sup>-</sup> , CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup> , SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> , and PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup> systems (IUPAC Technical Report), Pure Appl. Chem. Vol. 85, No. 12, pp. 2249–2311.
R. Mailänder	R. Mailänder: Forschungsprogramm Regulatorische Sicherheitsforschung. In: Bundesamt für Energie (2013): Energieforschung 2012, Überblicksberichte, S. 215–223; <a href="http://www.bfe.admin.ch/themen/00519/00524/index.html?lang=de&amp;dossier_id=01155">http://www.bfe.admin.ch/themen/00519/00524/index.html?lang=de&amp;dossier_id=01155</a>
M. Rahn	H. Wang, M. Rahn, J. Zhou, X. Tao, X. (2013): Tectonothermal evolution of the Triassic flysch in the Songpan–Garzê orogen, eastern Tibetan plateau. Tectonophysics 608, 505–516.
K. Samec	K. Samec: Chapter 11.6: Accelerators in Energy Research, in: Accelerators and Colliders, Volume 21 «Elementary Particles» of Landolt-Börnstein – Group I «Elementary Particles, Nuclei and Atoms». Springer-Verlag Berlin 2013. DOI: 10.1007/978-3-642-23053-0, ISBN: 978-3-642-23052-3, <a href="http://www.springermaterials.com/docs/info/978-3-642-23053-0_46.html#">http://www.springermaterials.com/docs/info/978-3-642-23053-0_46.html#</a>



Autoren ENSI	Publikation
K. Samec	K. Samec: Preliminary design report for a high-power Material Irradiation Facility. Bericht zum FP7 Tiara project - EU deliverable MS34, März 2013; <a href="http://www.eu-tiara.eu/database/index.php?wp=Wp9">http://www.eu-tiara.eu/database/index.php?wp=Wp9</a>
C. Schneeberger	J. Rodríguez, J. Martí, F. Martínez, C. Schneeberger, R. Zinn: Analysis of Punching of a Reinforced Concrete Slab within IRIS_2012. Division V «Modeling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», Paper Id 279, 22 <sup>nd</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT22), San Francisco, USA, 18.–23.08.2013.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design. Division V «Modeling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», Paper Id 167, 22 <sup>nd</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT22), San Francisco, USA, 18.–23.08.2013.
C. Schneeberger	J. Moore, C. Schneeberger, R. Zinn, P. Zwicky: Earthquake Response Analysis in the Context of the KARISMA Benchmark Project. Division V «Modeling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components», Paper Id 163, 22 <sup>nd</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT22), San Francisco, USA, 18.–23.08.2013.
M. Sentís	S. Norris, F. Lemy, C.-A. del Honeux, G. Volckaert, E. Weetjens, K. Wouters, J. Wendling, M. Dymitrowski, D. Pellegrini, P. Sellin, L. Johnson, M. Sentís, J. Harrington: Synthesis Report: Updated Treatment of Gas Generation and Migration in the Safety Case, EC FORGE Project Milestone M68, 2013, 116 Seiten. <a href="http://www.bgs.ac.uk/forge/docs/reports/D1.5-R.pdf">http://www.bgs.ac.uk/forge/docs/reports/D1.5-R.pdf</a>

## Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
B. Bucher	B. Bucher: Composite Mapping Experiences in Airborne Gamma Spectrometry. Joint International Workshop on Off-site Gamma Dose Rate and Ground Contamination Measurements, Freiburg im Breisgau, 13.–15.05.2013.
A. Dehnert	A. Dehnert, S. Lowick, H.R. Graf, F. Preusser: Entwicklungsgeschichte des glazial übertiefen Wehntal, abgeleitet von der Bohrung NW09 in Niederweningen. Exkursion zur 25. AGAQ-Tagung, Sursee/Hochdorf, 27.04.2013.
A. Dehnert	A. Dehnert: Die Rolle des ENSI im Sachplan geologische Tiefenlagerung. Nagra- Informationsreise zu Anlagen der nuklearen Entsorgung in Schweden und Deutschland, Äspö/Oskarshamn/Salzgitter, 23.05.2013.
A. Dehnert	A. Dehnert: Regulatory aspects of DRG construction and operation in Switzerland – mining regulations. Kick-off meeting OECD/NEA/IGSC Expert Group on Operational Safety (EGOS), Issy-les-Moulineaux, 24.06.2013.
A. Dehnert	A. Dehnert: Radiation Dose and Radiation Protection – ENSI's Experience. Kick-off meeting OECD/NEA/IGSC Expert Group on Operational Safety (EGOS), Issy-les-Moulineaux, 24.06.2013.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, H.R. Graf, P.W. Kubik, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter, P. Rentzel, C. Pümpin: The challenge of dating Swiss Deckenschotter with cosmogenic nuclides. 11 <sup>th</sup> Swiss Geoscience Meeting SGM, Lausanne, 16.11.2013, Abstract volume, session 20, 8–9. <a href="http://www.geoscience-meeting.scnatweb.ch/sgm2013/">http://www.geoscience-meeting.scnatweb.ch/sgm2013/</a>
E. Frank	A. Gautschi, E. Frank: Country Report 2013 of Switzerland. 23 <sup>th</sup> OECD/NEA Clay Club Meeting, Honorobe, Japan, 24.–26.09.2013.
E. Frank	D. Jaeggi, Ph. Tabani, E. Frank (2013): Testing fibre optic systems for long-term monitoring applications under in-situ conditions in the Opalinus Clay of the Mont Terri rock laboratory, Switzerland. Proceedings of an International Conference and Workshop, Luxembourg 19.–21.03.2013, pp 155–156. <a href="http://www.modernfp7.eu/fileadmin/modern/docs/Deliverables/MoDeRn_D5.4.1_Proceedings_for_international_conference_on_repository_monitoring.pdf">http://www.modernfp7.eu/fileadmin/modern/docs/Deliverables/MoDeRn_D5.4.1_Proceedings_for_international_conference_on_repository_monitoring.pdf</a>
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 24. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», ENSI, 16.05.2013.
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle ENSI-Brennstoffprojekte, 25. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», Axpo, Baden, 16.11.2013.
H. Hänggi	H. Hänggi: Decommissioning in Switzerland – Legal Framework. Ad hoc Expert Group on Decommissioning Cost Estimation, OECD/NEA, Paris, 29.–30.04.2013.
H. Hänggi, J. Minges	H. Hänggi, J. Minges: Stilllegung in der Schweiz. Erfahrungsaustausch Niedersachsen–Schweiz, TÜV NORD Hamburg, 15.–17.04.2013.
H. Hänggi	H. Hänggi: Radioaktive Abfälle in der Schweiz – Grundlagen und Entsorgungskonzept. Veranstaltung mit dem Dep. Physik der ETH Zürich. Felslabor Mont Terri, 20.05.2013.

Autoren ENSI	Vortrag
H. Hänggi	H. Hänggi: Radioaktive Abfälle in der Schweiz – Grundlagen und Forschung im Felslabor Mont Terri. Erfahrungsaustausch Baden-Württemberg-Schweiz, UM Stuttgart, 20.–22.08.2013
J. Hansmann, M. Rahn	J. Hansmann, M. Rahn: Sicherheitstechnische Aspekte bei Oberflächenanlagen. Treffpunkt Tiefenlager, Villigen, 19.10.2013.
M. Herfort	M. Herfort: Sicherheitstechnisches Vorgehen für die Auswahl von Standortgebieten in Etappe 2. Fachgruppe Sicherheit Jura Ost, Brugg, 28.02.2013.
M. Herfort	M. Herfort, P. Jost: Die Erschliessung eines Tiefenlagers mittels Schacht und/oder Rampe. Regionalkonferenz Jura Ost, Brugg, 07.03.2013.
M. Herfort	M. Herfort: Sicherheitstechnische Aspekte bei der Suche nach Standortarealen für Oberflächenanlagen. Informationsveranstaltungen in den Regionen Südranden (Beringen, 06.05.2013) und Nördlich Lägern (Schneisingen, 03.06.2013).
M. Herfort	M. Herfort: Grundwasser und der Zugang zum Tiefenlager. Fachgruppe Sicherheit Südranden, Schaffhausen, 15.05.2013.
M. Herfort	M. Herfort: Thesenkontroverse um die Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle. Region Nördlich Lägern, Bülach, 26.11.2013.
S. Hueber	S. Hueber: Kunst-Werk Kommunikation «Brisant». Öffentliche Ringvorlesungen FHNW, Olten, 17.04.2013.
S. Hueber	S. Hueber: Direktkommunikation. Info-Club UVEK, Bern, 27.06.2013.
S. Hueber	S. Hueber: Kommunikation im Dienst der Handlungsfähigkeit. Vorlesungsreihe Umwelt- und Wissenschaftskommunikation IPMZ/ETHZ, Zürich, 01.11.2013.
M. Hugi	M. Hugi: Risiko-, Simple and Worst Case- Szenarien in der Sicherheitsanalyse für geologische Tiefenlager, Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Zürich Nordost, 26.03.2013.
T. Krietsch, J. Minges, H. Hänggi	T. Krietsch, J. Minges, H. Hänggi: Stilllegung in der Schweiz. Erfahrungsaustausch Baden-Württemberg-Schweiz, UM Stuttgart, 20.–22.08.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Sicherheitstechnische Anforderungen für die Auswahl von Standortgebieten in Etappe 2, Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, 11.04.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Technisches Forum Sicherheit – Einbindung der Regionalkonferenzen. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, 11.04.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Zweck und Grundsätze der prov. Sicherheitsanalysen und des sicherheitstechnischen Vergleichs in Etappe 2. Sitzung der Regionalkonferenz Südranden, 17.04.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Sicherheitstechnische Aspekte bei der Suche nach Standortarealen für Oberflächenanlagen. Informationsveranstaltung Region Zürich Nordost, Marthalen, 25.04.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: ENSI's research on waste disposal and its role in safety assessment, 4 <sup>th</sup> workshop DECOVALEX 2015, Mont Terri, 11.11.2013.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Anforderungen an die provisorischen Sicherheitsanalysen und den sicherheitstechnischen Vergleich. Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Nördlich Lägern, 05.12.2013.
A.-K. Leuz, M. Rahn	A.-K. Leuz, M. Rahn: The Regulatory Perspective: Role of Regulatory Review of the Safety Case for Preparing and Performing the Swiss Site Selection Process, International Symposium on «The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State-of-the-Art», OECD-NEA, Paris 07–09.10.2013.
R. Mailänder	R. Mailänder: ENSI's research strategy. DECOVALEX 4 <sup>th</sup> Workshop & Steering Committee Meeting. Mont Terri/St. Ursanne, 11.11.2013
M. Rahn	M. Rahn: Gedanken zu den Argumenten aus dem Vortrag von Prof. Kromp, Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Zürich Nordost, 09.01.2013.
M. Rahn	M. Rahn: Die sicherheitstechnischen Kriterien des Sachplanverfahrens, Sitzungen der Fachgruppen Sicherheit Wellenberg, 21.05.2013, und Jura Ost, 29.10.2013.
M. Rahn	M. Rahn: Standortsuche in der Schweiz: Aktueller Stand zum Sachplan geologische Tiefenlager, TÜV Süd: Neue Entwicklungen im Strahlenschutz und ihre Anwendung in der Praxis, München, 12.06.2013.
M. Rahn	M. Rahn, H. Wang (2013): Low-temperature metamorphic and geochronology data of the Songpan-Garzê flysch in the NE Tibetan Plateau. 28 <sup>th</sup> Himalayan Karakorum Tibet Workshop and 6 <sup>th</sup> International Symposium on Tibetan Plateau Joint Conference, 22–24 August, Tübingen. <a href="http://www.tip.uni-tuebingen.de/images/stories/HKT-ISTP-2013/HKT-ISTP%20program_12-8-2013.pdf">http://www.tip.uni-tuebingen.de/images/stories/HKT-ISTP-2013/HKT-ISTP%20program_12-8-2013.pdf</a>
M. Rahn	M. Rahn, A. von der Handt (2013): Tracing the time-resolved magmatic evolution of the Hegau volcanic field (Southern Germany) through apatites. Goldschmidt2013 Conference Abstracts, 2020. <a href="http://goldschmidtabstracts.info/2013/2020.pdf">http://goldschmidtabstracts.info/2013/2020.pdf</a>
M. Rahn	M. Rahn: Anforderungen des ENSI zu bautechnischen Risikoanalysen, Sitzung der Fachgruppe Sicherheit Südranden, 04.09.2013.
M. Rahn	M. Rahn: Endlagerung und die Rolle der Geologie: Fakten zum Untergrund und zu langen Zeiträumen, Volkshochschule Basel, 13.11.2013.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Rahn	P.G. Valla, M. Rahn, D.L. Shuster, P.A. van der Beek, D. Shuster (2013): Exhumation history, topographic relief evolution and geothermal activity in the Swiss Central Alps (Rhône valley): insights from low-temperature thermochronology. Swiss Geoscience Meeting, November 16, Lausanne, Abstract volume, session 1, 22. <a href="http://www.geoscience-meeting.scnatweb.ch/sgm2013/">http://www.geoscience-meeting.scnatweb.ch/sgm2013/</a>
K. Samec	K. Samec: Developments within TIARA-WP9-THIPAC. 2 <sup>nd</sup> EURISOL-NET (ENSAR/NA03) Working Group, Universität Jyväskylä, Finnland, 28.-29.05.2013; <a href="http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=17&amp;sessionId=4&amp;confId=240666">http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=17&amp;sessionId=4&amp;confId=240666</a>
K. Samec	K. Samec: A Multi-Megawatt compact neutron source for ADS. OECD Nuclear Energy Agency International Workshop on Technology and Components of Accelerator Driven Systems (TCADS-2), Ecole des Mines, Nantes, Frankreich, 21.-23.05.2013; <a href="https://www.oecd-nea.org/science/wpfc/tcads/2nd/documents/tcads2-programme.pdf">https://www.oecd-nea.org/science/wpfc/tcads/2nd/documents/tcads2-programme.pdf</a>
K. Samec	K. Samec: ADS Targets. Thorium energy conference 2013, CERN, Genf, 21.-31.10.2013; <a href="http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=66&amp;sessionId=13&amp;confId=222140">http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=66&amp;sessionId=13&amp;confId=222140</a>
K. Samec	A. Pautz, K. Samec : Accelerator-Driven Systems: National Projects. Thorium energy conference 2013, CERN, Genf, 21.-31.10.2013; <a href="http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=63&amp;sessionId=13&amp;confId=222140">http://indico.cern.ch/contributionDisplay.py?contribId=63&amp;sessionId=13&amp;confId=222140</a>
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie. Kurs 420 der PSI-Strahlenschutzschule, 11.04. und 11.10.2013
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenkrankheiten. Kaderkurs Medizin der Schweizer Armee, Place d'armes, Moudon, 13.09.2013
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie. Weiterbildung für Strahlenschutzsachverständige, PSI-Strahlenschutzschule, 16.09.2013
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Radiation Biology and Radiation Protection. ETH masters course Nuclear Engineering, 28.10.-7.11.2013
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Biological Dosimetry. Association romande de radioprotection ARRAD, Lausanne, 8.11.2013
C. Schneeberger	C. Schneeberger: Current Topics of Interest concerning Swiss Nuclear Power Plants. OECD/NEA/18 <sup>th</sup> Meeting of the WGIAGE Concrete Sub-Group, Paris, 08.-09.04.2013.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Benchmark Studies on Tests F2A & F2B. IMPACT III, 11 <sup>th</sup> Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 12.06.2013.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Benchmark Studies on Test X3. IMPACT III, 11 <sup>th</sup> Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 12.06.2013.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Design for the Vibration Propagation and Damping Test V1. IMPACT III, 3 <sup>rd</sup> Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 13.-14.06.2013.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: X-Series Combined Bending and Punching Tests. IMPACT III, 3 <sup>rd</sup> Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 13.-14.06.2013.
C. Schneeberger	C. Schneeberger: Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design. 22 <sup>nd</sup> International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT22), San Francisco, USA, 18.-23.08.2013.
T. v. Stiphout	T. v. Stiphout: Technisches Forum Sicherheit – Einbindung der Regionalkonferenzen, Sitzungen der Fachgruppen Sicherheit Jura Ost (28.02.2013), Nördlich Lägern (04.04.2013), Wellenberg (22.04.2013), Zürich Nordost (23.04.2013) und Jura-Südfuss (13.06.2013).
T. v. Stiphout	T. v. Stiphout: Sicherheitstechnische Aspekte bei Oberflächenanlagen, Treffpunkt Tiefenlager, Däniken, 7.11.2013.
T. v. Stiphout	T. v. Stiphout: Sicherheitstechnisches Vorgehen für die Auswahl von Standortgebieten in Etappe 2, Sitzungen der Fachgruppen Sicherheit Nördlich Lägern (04.04.2013), Wellenberg (22.04.2013), Zürich Nordost (23.04.2013) und Jura-Südfuss (13.06.2013).
M. Wieser	M. Wieser: Sicherheitstechnische Aspekte bei der Suche nach Standortarealen für Oberflächenanlagen, Informationsveranstaltungen in den Regionen Südranden (Neuhausen, 14.05.2013) bzw. Nördlich Lägern (Stadel, 12.06.2013).
M. Wieser	M. Wieser: Plausibilitätsprüfung der Angaben der Nagra in NTB 13-01 durch das ENSI, Informationsveranstaltungen in Aarau (18.09.2013) und Zürich (24.09.2013).
M. Wieser	M. Wieser: Radioactive waste disposal in Switzerland, 4 <sup>th</sup> workshop DECOVALEX 2015, Mont Terri, 11.11.2013.

# Anhang D: Richtlinien des ENSI

**Fett gedruckte Titel beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.**

Gemäss der Verordnung vom 4. Juli 2007 über den Schutz von Informationen des Bundes (Informationsschutzverordnung, ISchV; SR 510.411); klassifizierte Richtlinien sind nicht aufgeführt. Aktuelle Liste per Dezember 2013.

## G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
<b>G01</b>	<b>Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke</b>	<b>Januar 2011</b>
G02	Auslegungsgrundsätze für Kernkraftwerke im Betrieb	
<b>G03</b>	<b>Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis</b>	<b>April 2009</b>
<b>G04</b>	<b>Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente</b>	<b>März 2012 (Revision 1)</b>
<b>G05</b>	<b>Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung</b>	<b>April 2008</b>
G06	Baudokumentation	sistiert
<b>G07</b>	<b>Organisation von Kernanlagen</b>	<b>Juli 2013</b>
G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	
G09	Betriebsdokumentation	
<b>G11</b>	<b>Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage</b>	<b>Juni 2013 (Revision 2)</b>
G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	
<b>G13</b>	<b>Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen</b>	<b>Februar 2008</b>
<b>G14</b>	<b>Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen</b>	<b>Dezember 2009 (Revision 1)</b>
<b>G15</b>	<b>Strahlenschutzziele für Kernanlagen</b>	<b>November 2010</b>
G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
G17	Stilllegung von Kernanlagen	
G18	Brand- und Blitzschutz für Kernanlagen	
G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	
G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	

## A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
A01	<b>Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse</b>	Juli 2009
A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken	sistiert
A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	
A04	<b>Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen</b>	September 2009 (Revision 1)
A05	<b>Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität</b>	Januar 2009
A06	<b>Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen</b>	Mai 2008
A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	
A08	<b>Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen</b>	Februar 2010
A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	sistiert

## B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
B01	<b>Alterungsüberwachung</b>	Juli 2011
B02	<b>Periodische Berichterstattung der Kernanlagen</b>	März 2012 (Revision 3)
B03	<b>Meldungen der Kernanlagen</b>	März 2012 (Revision 3)
B04	<b>Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen</b>	August 2009
B05	<b>Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle</b>	Februar 2007
B06	<b>Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung</b>	Juni 2013 (Revision 2)
B07	<b>Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen</b>	September 2008
B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
B09	<b>Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen</b>	Juli 2011
B10	<b>Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal</b>	Oktober 2010
B11	<b>Notfallübungen</b>	Dezember 2012 (Revision 1)
B12	<b>Notfallschutz in Kernanlagen</b>	April 2009
B13	<b>Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals</b>	November 2010
B14	<b>Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen</b>	Dezember 2010



## R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
R-4	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
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
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-8779  
ISSN 1664-3178  
© ENSI, April 2014

ENSI-AN-8779  
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](http://www.ensi.ch)