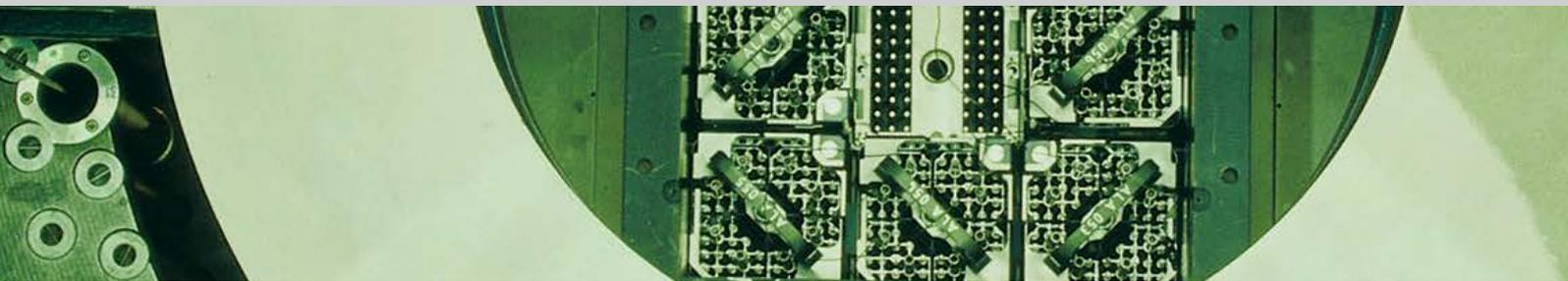




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 2015

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2015

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2015

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	13
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	17
1.1 Brennstoffe und Materialien	18
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien	18
1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	21
1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project	22
1.1.4 SAFE-II – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb	24
1.1.5 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques	27
1.1.6 NORA II – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	28
1.1.7 PISA-II – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	31
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	33
1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	33
1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project	34
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	36
1.2.4 OECD FIRE - Fire Incident Record Exchange	37
1.3 Externe Ereignisse	39
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	39
1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	42
1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten	43
1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	44
1.3.5 OECD CASH – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	47
1.3.6 OECD MECOS Benchmark: Beyond Seismic Design Capacity of Safety Class Piping Systems	49
1.3.7 Gefahregrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein (EXAR)	52
1.4 Menschliche Faktoren	53
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	53
1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations	56
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	58
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	58
1.5.2 LINX - Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung	61
1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	62
1.5.4 OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2	64
1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	65
1.6 Strahlenschutz	68
1.6.1 Strahlenschutzforschung	68
1.7 Entsorgung	71
1.7.1 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen	71
1.7.2 Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern	73
1.7.3 Experimente im Mont-Terri-Projekt	75
1.7.4 Felslabor Mont Terri: HM-Experiment	77
1.7.5 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment	79
1.7.6 OECD-NEA Clay Club	80
1.7.7 DECOVALEX-2015 Project	81
1.7.8 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland	84

2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	87
2.1	Überflutung von Räumen eines Notstromdieselgebäudes	88
2.2	Aktivitätsverschleppung in die nicht kontrollierte Zone	90
2.3	Waste Isolation Pilot Plant, New Mexico, USA – Fahrzeugbrand und Radionuklidfreisetzung	92
2.4	Abfalldeponie Beatty, Nevada, USA – Selbstentzündung von Abfallgebinden	94
2.5	Zitierte Literatur	95
3.	Internationale Zusammenarbeit	97
3.1	Internationale Übereinkommen	98
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	98
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	99
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	99
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	100
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	100
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	103
3.3	Behördenorganisationen	106
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	106
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	107
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)	108
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	108
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	109
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	109
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	109
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	110
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	110
3.4.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana–Svizzera CIS)	110
3.5	Weitere bilaterale Zusammenarbeit	111
4.	Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	113
4.1	Neue Richtlinien und Neuauflagen	113
4.1.1	ENSI-G08: Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	113
4.1.2	ENSI-G13: Messmittel für ionisierende Strahlung	114
4.1.3	ENSI-G20: Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	114
4.1.4	ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	114
4.2	Revisionen	114
4.2.1	ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	114
4.2.2	ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	114
4.2.3	ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen	114
5.	Strategie und Ausblick	115
	Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	119
	Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	295
	Anhang C: Publikationen und Vorträge 2015	299
	Anhang D: Richtlinien des ENSI	305

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 unter «Dokumente ► Jahresberichte» erhältlich.

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

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

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



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 stärken die unabhängige Expertise. Schliesslich führen internationale Projekte zu Ergebnissen, die in der Schweiz alleine nicht möglich wären, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind die wichtigsten Ziele der ENSI-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 erhöhten Abbränden und Sicherheitskriterien für Störfälle. Das OECD Halden Reactor Project entwickelte 2015 neue Methoden für die Messung der Wärmeleitfähigkeit von Brennstoff und des Materialkriechens von Hüllrohren während der Bestrahlung im Reaktor. Bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Das 2015 abgeschlossene PISA-Projekt des Paul Scherrer Instituts PSI ermöglichte wichtige Erkenntnisse zur deterministischen und probabilistischen Integritätsbeurteilung von Reaktor-druckbehältern.
2. Die Projekte der Nuclear Energy Agency NEA der OECD zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder deren Verlauf ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken – beispielsweise zu Schäden an passiven metallischen Komponenten und an elektrischen Kabeln – aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden. Das Projekt OECD FIRE

stellte 2015 einen Bericht zur Kombination von Bränden mit anderen Ereignissen fertig, der aufzeigt, dass etwa die Hälfte dieser Ereignisse mit elektrischen Lichtbögen zusammenhängt.

3. Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabstürze und Explosionen sind **externe Ereignisse**, mit denen sich vom ENSI unterstützte Forschungsprojekte befassen. Das ENSI ist seit 2015 an drei neuen Projekten beteiligt: Ein Projekt der American Society of Mechanical Engineers ASME untersucht vorgespannte Stahlbetonplatten unter Explosionslasten. Die Projekte OECD CASH und OECD MECOS befassen sich mit den Auswirkungen von extremen Erdbeben auf Stahlbetonwände und Rohrleitungen. Die seismische Beanspruchung sicherheitsrelevanter Anlagenteile wird damit immer umfassender betrachtet.
4. Die Zuverlässigkeit von Operateurhandlungen bei Störfällen in Kernkraftwerken steht bei den **menschlichen Faktoren** im Zentrum. Das 2015 gestartete PSI-Projekt ROES soll die bereits entwickelte und bei drei Schweizer Kernkraftwerken erprobte Methode zur Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, für das vierte Schweizer Kernkraftwerk anwenden. Zudem sollen Simulatordaten besser für die Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten genutzt und die Wissensbasis bezüglich Erdbeben und anderer Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit erweitert werden.
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. Im PSI-Projekt STARS, welches die Grundlagen für deterministische Sicherheitsanalysen verbessert, wurde 2015 eine weitere Projektphase abgeschlossen. Sie brachte an den Modellen für Reaktor- und Systemverhalten weitere kontinuier-

liche Verbesserungen, die auch ab 2016 weitergeführt werden sollen. Das PSI-Projekt LINX erweiterte im Rahmen einer Dissertation das Verständnis von Kondensations- und Verdampfungsvorgängen innerhalb des Containments bei einem schweren Unfall.

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. In der 2016 startenden neuen Projektphase sollen verstärkt Aspekte der Stilllegung und des Rückbaus von Kernkraftwerken thematisiert werden.
7. Der Bereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch dieser vorgelagerte Schritte wie Rückbau von Kernkraftwerken sowie Behandlung, Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das internationale Projekt DECOVALEX erforscht gekoppelte physikalisch-chemische Prozesse im Nahfeld von geologischen Tiefenlagern. Die 2015 beendete Projektphase brachte dem ENSI wertvolle Erkenntnisse bei der Modellierung dieser Prozesse im Bentonit und im Opalinuston. Bei dem 2015 gestarteten FS-Experiment im Felslabor Mont Terri wird Wasser in eine geologische Störung injiziert und so deren Reaktivierung untersucht. Dieser Aspekt ist für die mögliche Auslösung von Erdbeben und für die Integrität des Wirtsgesteins in einem geologischen Tiefenlager wichtig.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen sind ein wichtiger Bestandteil der Betriebserfahrung. Sie liefern konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsmöglichkeiten bei Auslegung und Betrieb. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht. Im vorliegenden Bericht ist eine Auswahl besonders lehrreicher ausländischer Ereignisse beschrieben. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit abzuleiten. Die wichtigsten Ergebnisse sind:

- Im belgischen Kernkraftwerk Doel-4 kam es zu einer internen Überflutung im Gebäude der Notstrom-Diesgeneratoren. Das Wasser stammte von einem nahe gelegenen Notkühlwasserbecken und entströmte dem beschädigten Gummikomparator eines Wärmetauschers. Dadurch wäre für kurze Zeit nur ein Strang der drei Sicherheitsredundanzen des Kernkraftwerks im Anforderungsfall mit Strom versorgt und somit verfügbar gewesen. Innerhalb der vorgeschriebenen Zeitdauer konnten die Notstromversorgungen wieder funktionstüchtig gemacht werden, der Kühlwassereinbruch hätte aber potenziell zum Ausfall der gesamten mit Notstrom betriebenen Sicherheitssysteme führen können. Das ENSI hat die Übertragbarkeit des Vorkommnisses auf die Schweizer Kernkraftwerke geprüft. Die Notstrom-Diesgeneratoren sind bei allen Schweizer Kernkraftwerken in unterschiedlichen Gebäuden untergebracht, darunter ist bei jedem Werk ein separates, speziell geschütztes Notstandgebäude. Aufgrund dieser räumlichen Trennung ist eine Überflutung sämtlicher Notstrom-Diesgeneratoren eines Schweizer Kernkraftwerks praktisch nicht möglich.
- Im tschechischen Kernkraftwerk Temelin-2 wurden ein neuer Noteinspeisepfad für die Dampferzeuger und ein neuer Strang des Chemie- und Volumenregelsystems installiert. Eine Querverbindung zwischen beiden Systemen ist mit Absperungen versehen, um den aktivitätsführenden Dampferzeuger (kontrollierte Zone) vom anderen nicht aktivitätsführenden System (ausserhalb der kontrollierten Zone) zu trennen. Wegen eines undichten Ventils kam es dennoch über die Querverbindung zu einem Aktivitätsaustrag in die nicht kontrollierte Zone, Personen wurden aber nicht unzulässig bestrahlt. Neben der Tatsache, dass dafür ein Einzelfehler bei der Montage reichte, zeigten sich zusätzlich organisatorische Mängel bei der Fehlerfeststellung und bei deren Behebung. Nach ähnlichen Ereignissen 2004 in der Schweiz mussten alle Schweizer Kernkraftwerke umfassend die Schnittstellen zwischen den Zonen untersuchen und Schwachstellen gegebenenfalls beheben. Das 2-Barrieren-Konzept ist hier konsequent auch bei Änderungen in Anlagen einzuhalten und wird vom ENSI laufend kontrolliert.
- In zwei Endlagern für schwach radioaktive Abfälle im Westen der USA ereigneten sich 2014 und 2015 Zwischenfälle. Beim Tiefenlager WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) in New Mexico kam es dabei trotz Filteranlagen zu einer geringen,

aber in der Umwelt messbaren Freisetzung von Americium und Plutonium. Ein Verdacht auf Inkorporation von Radionukliden durch Betriebspersonal bestätigte sich dagegen nicht. Neben fehlerhaftem Umgang mit den Abfällen nennt der Untersuchungsbericht Mängel bei der Sicherheitskultur der Betreiber in Kombination mit unklaren Verantwortlichkeiten bei der auf mehrere Institutionen verteilten Aufsicht. Chemische Reaktionen der eingelagerten Substanzen waren hier ebenso die Ursache wie beim Vorkommnis in der Deponie Beatty in Nevada, für welche das ENSI noch über keine detaillierten Untersuchungsberichte verfügt. Für das ENSI zeigen die beiden Fälle die Wichtigkeit sowohl technischer wie auch menschlicher Faktoren beim Umgang mit radioaktiven Abfällen und bei der Auslegung eines geologischen Tiefenlagers. Die Auswertung der beiden Ereignisse durch das ENSI ist jedoch noch nicht abgeschlossen und wird auch auf internationaler Ebene weiter verfolgt. Im Technischen Forum Sicherheit hat das ENSI über die beiden Zwischenfälle informiert.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI arbeitet laufend mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen zusammen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergieorganisation IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die Western European Nuclear Regulators Association WENRA sowie die bilateralen Kommissionen und Gespräche mit Frankreich, Deutschland, Österreich und Italien. Die Ziele des ENSI gehen dabei in zwei Richtungen. Einerseits will das ENSI den internationalen Standard im Bereich der nuklearen Sicherheit verfolgen und im Schweizer Regelwerk umsetzen. Andererseits engagiert es sich, um die nukleare Sicherheit und Sicherung laufend weiter zu entwickeln und zu verbessern.

Im Mittelpunkt stand 2015 die auf Kernkraftwerke bezogene Convention on Nuclear Safety (CNS). Bei der sechsten Überprüfungskonferenz 2014 hatte eine Zweidrittel-Mehrheit der Vertragsstaaten einen Schweizer Vorschlag zur Änderung der Konvention und somit die Durchführung einer darauf bezogenen Diplomatischen Konferenz befürwortet. Ziel ist, dass die Auslegungsgrundsätze der Reaktoren der dritten Generation festgelegt und bestehende Anlagen systematisch und regelmässig neu bewer-

tet werden. Die Prinzipien dieses Vorschlags wurden bei der Diplomatischen Konferenz im Februar 2015 in Form einer gemeinsamen Erklärung aller Vertragsstaaten umgesetzt, der Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit. Im Unterschied zur Konvention ist die Erklärung rechtlich nicht verbindlich, wegen ihrer Akzeptanz durch alle Vertragsstaaten aber dennoch ein Erfolg für die Schweiz. Die Umsetzung der Wiener Erklärung soll bei zukünftigen Überprüfungskonferenzen verfolgt werden.

Die IAEA hat 2015 einen umfassenden Bericht über den Reaktorunfall von Fukushima Daiichi erarbeitet, an dem auch ENSI-Experten beteiligt waren. Zudem hat sich die Schweiz für eine zukünftige IAEA-Sicherheitsstrategie eingesetzt. Diese soll den bisherigen IAEA-Aktionsplan mit den Lehren aus dem Fukushima-Unfall weiterführen und die Prinzipien der Wiener Erklärung beinhalten.

Zum Gemeinsamen Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention) fand im Mai 2015 die fünfte Überprüfungskonferenz statt. Sie zeigte, dass die Schweiz ihre Pflichten zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen erfüllt. Die Partizipation der Bevölkerung im Sachplan geologische Tiefenlager wurde als vorbildlich angesehen. Als Herausforderungen wurden insbesondere die anstehende Überprüfung mehrerer Berichte der Nagra zur Entsorgung und die Begutachtung des Stilllegungsprojekts für das Kernkraftwerk Mühleberg identifiziert.

Mit dem Integrated Regulatory Review Service IRRS der IAEA wird die Einhaltung der Vorgaben für die nukleare Aufsicht in den Mitgliedsländern überprüft. Im April 2015 wurde eine Folgemission (Follow-Up Mission) in der Schweiz durchgeführt. Die internationalen Experten kamen zum Schluss, dass die Empfehlungen der Überprüfung von Ende 2011, für deren Umsetzung hauptsächlich das ENSI zuständig war, alle erledigt wurden. Die Anregungen, welche an die Schweizer Regierung adressiert waren, wurden dagegen als nicht ausreichend umgesetzt angesehen. Die Experten erneuerten ihre Empfehlung zur Stärkung der Kompetenzen des ENSI bei der Definition von Anforderungen und Bewilligungsaufgaben zu den Themen Sicherheit, Sicherung und Strahlenschutz.

Schliesslich unterzeichneten die kanadische Aufsicht CNSC und das ENSI am Rande der IAEA-Generalkonferenz 2015 eine Vereinbarung (Memorandum of Understanding). Mit ihr sollen die Zusammenarbeit und der Informationsaustausch zwischen den beiden Ländern gestärkt werden.

Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2015 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete folgende Richtlinien:

- ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente (Revision)
- ENSI-G08: Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen (neue Richtlinie)
- ENSI-G13: Messmittel für ionisierende Strahlung (Neuausgabe)
- ENSI-G20: Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb (neue Richtlinie)
- ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen (Neuausgabe)
- ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen (Revision)
- ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen (Revision)

Résumé

Recherche en matière de sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier des questions en suspens. Ils fournissent des bases et perfectionnent les outils dont l'IFSN a besoin pour son travail. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et consolident l'expertise indépendante. Enfin, les projets internationaux conduisent à des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus en Suisse uniquement et favorisent la création de réseaux internationaux. Tels sont les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN. 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 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 défaillances. En 2015, le Halden Reactor Project de l'OCDE a développé de nouvelles méthodes pour la mesure de la conductivité thermique des combustibles et le fluage de la matière des tubes de gainage pendant l'irradiation dans le réacteur. Pour les matériaux structurels, les processus de vieillissement sont au centre des préoccupations. Le projet PISA de l'Institut Paul Scherrer PSI, achevé en 2015, a fourni d'importants résultats pour l'évaluation déterministe et probabiliste de l'intégrité des cuves des réacteurs.
2. Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** soutiennent l'échange d'expériences international en matière de défaillances et de dommages à des composants pouvant entraîner des défaillances ou exercer une influence défavorable sur leur déroulement. Pour ce faire, des banques de données spécifiques, comme par exemple sur l'endommagement de composants métalliques passifs et de câbles électriques, ont été créées. Avec ces

banques de données, le retour d'expérience d'exploitation de nombreux pays peut être évalué systématiquement. En 2015, le projet FIRE de l'OCDE a élaboré un rapport sur la combinaison d'incendies avec d'autres événements qui montre que la moitié environ de ces événements a pour origine des arcs électriques.

3. Des tremblements de terre, crues, chutes d'avions et explosions sont des **événements externes** sur lesquels les projets de recherche soutenus par l'IFSN se penchent. Depuis 2015, l'IFSN participe à trois nouveaux projets: un projet de l'American Society of Mechanical Engineers ASME étudie le comportement des dalles en béton armé précontraint en cas d'explosion. Les projets CASH et MECOS de l'OCDE s'intéressent aux conséquences de tremblements de terre extrêmes sur les murs en béton armé et la tuyauterie. Les contraintes sismiques exercées sur les parties des installations importantes pour la sécurité sont donc prises en compte de manière de plus en plus complète.
4. La fiabilité des manœuvres des opérateurs en cas de défaillances dans les centrales nucléaires est au centre des **facteurs humains**. Le projet ROES, lancé par le PSI en 2015, doit appliquer à la quatrième centrale nucléaire suisse la méthode déjà développée et expérimentée dans trois centrales nucléaires helvétiques pour la détection et l'évaluation des erreurs de commande qui influent de façon négative sur l'évolution d'une défaillance. De plus, les données des simulateurs doivent être mieux utilisées pour la détermination des probabilités d'erreur, et la base de connaissances relative aux séismes et autres scénarios exigeant beaucoup de la fiabilité humaine, doit être élargie.
5. **Le comportement de systèmes et le déroulement des défaillances** dans les centrales nucléaires sont analysés, du fonctionnement normal jusqu'aux accidents 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 du risque de l'installation dans des études probabilistes de sécurité. Dans le projet STARS du PSI pour améliorer les bases des analyses déterministes de

sécurité, une phase supplémentaire du projet a été achevée en 2015. Pour les modèles concernant le comportement des réacteurs et des systèmes, elle a apporté en permanence de nouvelles améliorations, qui doivent aussi se poursuivre à partir de 2016. Le projet LINX du PSI a, dans le cadre d'une thèse, élargi la compréhension des processus de condensation et de vaporisation à l'intérieur de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.

6. Les travaux de nature appliquée 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 internationale des méthodes de radioprotection. Dans ce domaine précisément, le maintien des compétences revêt un aspect très important. Au cours de la nouvelle phase du projet, qui débute en 2016, les aspects de la désaffectation et du démantèlement des centrales nucléaires feront l'objet d'une attention accrue.
7. Le domaine **gestion des déchets** comprend aussi bien le stockage en couches géologiques profondes que les étapes en amont, comme le démantèlement des centrales nucléaires ainsi que le traitement, le transport et le stockage intermédiaire des déchets radioactifs. Le projet international DECOVALEX étudie les processus physicochimiques couplés dans le champ proche des dépôts géologiques en couches profondes. La phase du projet qui s'est terminée en 2015 fournit à l'IFSN de précieux renseignements pour la modélisation de ces processus dans la bentonite et l'argile à Opalinus. L'expérience FS, commencée en 2015 au laboratoire souterrain du Mont Terri, a consisté à injecter de l'eau dans une faille géologique pour en étudier la réactivation. Cet aspect est important pour l'éventuel déclenchement de tremblements de terre et pour l'intégrité de la roche d'accueil dans un dépôt en couches géologiques profondes.

Evènements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les évènements 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 en matière de dimensionnement et d'exploitation. Les évènements survenus dans les installations nucléaires suisses sont consignés dans le rapport de surveillance de l'IFSN. Le présent rapport décrit quelques évènements particulièrement instructifs survenus à l'étranger. Ils ont été analysés afin d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses et d'en déduire au besoin des mesures pour améliorer la sécurité. Les principaux résultats sont les suivants:

- Dans la centrale nucléaire belge de Doel-4, une inondation interne s'est produite dans le bâtiment des générateurs diesel de secours. L'eau provenait d'un bassin d'eau de refroidissement de secours situé à proximité et s'est échappée du compensateur en caoutchouc endommagé d'un échangeur de chaleur, si bien que pendant un bref laps de temps une seule ligne des trois redondances de sécurité de la centrale nucléaire aurait été alimentée en électricité et donc disponible en cas de demande. Les alimentations électriques de secours ont pu être remises en état de fonctionnement dans les délais impartis, mais la pénétration d'eau de refroidissement aurait potentiellement pu entraîner la défaillance de la totalité des systèmes de sécurité alimentés en courant de secours. L'IFSN a étudié la possibilité de transposition de cet évènement aux centrales nucléaires suisses. Dans toutes les centrales nucléaires helvétiques, les générateurs diesel de secours sont hébergés dans des bâtiments différents, c'est-à-dire qu'il y a dans chaque centrale un bâtiment de commande d'urgence séparé spécialement protégé. Compte tenu de cette séparation spatiale, une inondation de tous les générateurs diesel de secours d'une centrale nucléaire suisse est pratiquement impossible.
- Un nouveau circuit d'alimentation de secours pour les générateurs de vapeur et une nouvelle ligne d'alimentation électrique du système de régulation chimique et volumique ont été installés dans la centrale nucléaire tchèque de Temelin-2. Une connexion transversale entre les deux systèmes est pourvue de barrières destinées à séparer le générateur de vapeur transportant de la radioactivité (zone contrôlée) de l'autre système ne transportant aucune radioactivité (en dehors de la zone contrôlée). Un passage de radioactivité vers la zone non contrôlée est cependant survenu via la connexion transversale en raison d'une vanne non étanche, mais le personnel n'a pas été exposé à un rayonnement non autorisé.

Outre le fait qu'il a suffi pour cela d'une erreur isolée lors du montage, des manquements organisationnels ont de plus eu lieu pour la détection des défauts et leur correction. Après des événements analogues survenus en Suisse en 2004, toutes les centrales nucléaires du pays ont dû faire un contrôle approfondi des interfaces entre les zones et supprimer les éventuels points faibles. Le concept des deux barrières doit être ici résolument respecté même en cas de modifications dans les installations et son respect est contrôlé en permanence par l'IFSN.

- Des incidents sont survenus en 2014 et en 2015 dans deux dépôts finaux pour déchets faiblement radioactifs de l'ouest des États-Unis. Un rejet dans l'environnement minime, mais mesurable, d'américium et de plutonium s'est produit dans le dépôt en couches profondes WIPP (Waste Isolation Pilot Plant), au Nouveau-Mexique, malgré les installations de filtrage. En revanche, un soupçon d'incorporation de radionucléides par le personnel d'exploitation n'a pas été confirmé. Outre une manipulation fautive des déchets, le rapport d'enquête cite des insuffisances dans la culture de sécurité des exploitants, combinées avec des responsabilités de surveillance mal définies, celles-ci étant réparties entre plusieurs institutions. Ici, les réactions chimiques des substances stockées étaient à l'origine de l'incident, comme lors de celui survenu dans le dépôt de Beauty, au Nevada, pour lequel l'IFSN ne dispose encore d'aucun rapport d'enquête détaillé. Pour l'IFSN, ces deux cas démontrent l'importance des facteurs tant techniques qu'humains dans la manipulation des déchets radioactifs et la conception d'un dépôt en couches géologiques profondes. Cependant, l'évaluation de ces deux événements par l'IFSN n'est pas encore terminée et continue à être suivie, y compris au niveau international. L'IFSN a fourni des informations sur ces deux incidents dans le Forum technique sur la sécurité.

Collaboration internationale

L'IFSN travaille en permanence avec des autorités de surveillance étrangères et des organisations internationales. Les principales d'entre elles sont l'Agence internationale de l'énergie atomique AIEA, l'Agence pour l'énergie nucléaire AEN de l'Organisation de coopération et de développement économiques OCDE, la Western European Nuclear

Regulators Association WENRA et les commissions et entretiens bilatéraux avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et l'Italie. Les objectifs de l'IFSN sont en la matière double: l'IFSN souhaite, d'une part, suivre les standards internationaux dans le domaine de la sécurité nucléaire et les transposer dans la réglementation suisse. D'autre part, elle s'engage pour continuer à développer et améliorer en permanence la sécurité nucléaire et la sûreté.

La Convention sur la sûreté nucléaire (CSN) se rapportant aux centrales nucléaires a constitué un événement majeur de l'année 2015. Lors de la sixième réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire, en 2014, une majorité des deux tiers des États contractants avaient approuvé une proposition suisse de modification de la Convention et donc l'organisation d'une conférence diplomatique consacrée à ce sujet. L'objectif est que les principes de conception des réacteurs de troisième génération soient définis et que les installations existantes soient systématiquement et régulièrement réévaluées. La Conférence diplomatique de février 2015 a adopté la mise en œuvre des principes de cette proposition sous la forme d'une déclaration commune de l'ensemble des États contractants, la Déclaration de Vienne sur la sécurité nucléaire. À la différence de la convention, cette déclaration n'a pas de valeur juridique contraignante, mais constitue cependant un succès pour la Suisse en raison de son acceptation par tous les États contractants. L'application de la Déclaration de Vienne doit être suivie lors des futures réunions d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire.

En 2015, l'AIEA a rédigé un rapport complet sur l'accident du réacteur de Fukushima Daiichi, rapport auquel ont également participé des experts de l'IFSN. La Suisse s'est de plus engagée en faveur d'une stratégie future de l'AIEA sur la sécurité. Celle-ci doit continuer à suivre le plan d'action existant de l'AIEA en tenant compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima et en y incluant les principes de la Déclaration de Vienne.

La cinquième réunion d'examen de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs (Joint Convention) a eu lieu en mai 2015. Elle a montré que la Suisse respectait ses obligations pour la gestion des déchets radioactifs. La participation de la population dans le cadre du plan sectoriel «Dépôts géologiques en couches profondes» a été jugée exemplaire. Les défis identifiés étaient notamment l'examen à venir de plusieurs rapports de la Nagra sur la gestion des déchets radioactifs et l'expertise du projet de désaffectation de la centrale nucléaire de Mühleberg.

Avec l'Integrated Regulatory Review Service de l'AIEA, le respect des exigences pour la surveillance nucléaire dans les pays membres est contrôlé. Une mission de suivi (follow-up mission) a eu lieu en Suisse au mois d'avril 2015. Les experts internationaux sont arrivés à la conclusion que les recommandations du contrôle de fin 2011, dont l'application était essentiellement de la responsabilité de l'IFSN, ont toutes été suivies. Les suggestions faites au gouvernement suisse ont, en revanche, été considérées comme n'ayant pas été suffisamment prises en compte. Les experts ont renouvelé leur recommandation de renforcement des compétences de l'IFSN pour la définition d'exigences de sécurité contraignantes et de conditions liées à des autorisations en matière de sécurité, de sûreté et de radioprotection.

Enfin, la Commission canadienne de sûreté nucléaire CCSN et l'IFSN ont signé un mémorandum d'entente (Memorandum of Understanding) en marge de la conférence générale 2015 de l'AIEA. Ce mémorandum vise à renforcer la coopération et l'échange d'informations entre les deux pays.

Évolutions dans les bases de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation a été poursuivie en 2015. L'IFSN a adopté les directives suivantes:

- IFSN-G04: Conception et exploitation des dépôts pour déchets radioactifs et assemblages combustibles usés (révision)
- IFSN-G08: Évaluations systématiques de la sécurité de l'exploitation des installations nucléaires (nouvelle directive)
- IFSN-G13: Instruments de mesure des rayonnements ionisants (nouvelle édition)
- IFSN-G20: Cœurs des réacteurs, assemblages combustibles et éléments de commande: conception et exploitation (nouvelle directive)
- IFSN-A06: Etude probabiliste de sécurité (EPS): applications (nouvelle édition)
- IFSN-B02: Rapports périodiques des installations nucléaires (révision)
- IFSN-B12: Protection en cas d'urgence dans les installations nucléaires (révision)

Summary

Research into regulatory safety

Projects in the ENSI Research Programme contribute towards clarifying outstanding issues, establishing fundamentals and developing the tools that ENSI requires for the discharge of its responsibilities. The projects also foster the skills needed for regulatory activities and help develop independent expertise. Finally, the international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage international networking. Those are the main objectives of the ENSI Research Strategy. The «Regulatory Safety Research» programme is divided into seven areas:

1. **Fuels and materials:** the research in this area covers the reactor core and the multiple successive barriers used for the containment of radio active materials. Research into fuels is concentrated on high burn up and the safety criteria for accidents. In 2015 the OECD Halden Reactor Project developed new methods for measuring the thermal conductivity of fuel and the creep of cladding materials during irradiation in the reactor. The research into structural materials focuses on ageing processes. The PISA project of the Paul Scherrer Institut (PSI), which was completed in 2015, yielded important findings in respect of the deterministic and probabilistic assessment of the integrity of reactor pressure vessels.
2. Projects conducted under the auspices of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA) and relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of information on incidents, accidents, and component damage that can trigger accidents or affect them adversely. For this purpose, specific databases are being created, e.g. of damage to passive metal components and electrical cables. These databases facilitate a systematic analysis of relevant operating experience from many countries. In 2015 the OECD FIRE project completed its report into the combination of fires with other events, which shows that approximately half of these events are linked to electric arcing.
3. ENSI supports research projects that address **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes and explosions. Since 2015, ENSI has been involved in three new projects: A project of the American Society of Mechanical Engineers ASME is investigating pre-stressed reinforced concrete slabs under explosive loads. The projects OECD CASH and OECD MECOS consider the effects of severe earthquakes on reinforced concrete walls and pipelines, respectively, so that the seismic loading of safety-relevant plant parts can be investigated even more comprehensively.
4. The reliability of operator actions in nuclear power plant accidents is the most important of **human factors**. The ROES PSI project which started in 2015 is now expanding the application of methods for assessing operator errors that can negatively influence the course of an accident, which have been developed and tested at three Swiss nuclear power plants, to the fourth nuclear power plant. Additionally, simulator data is to be better used for the determination of error probabilities, while the knowledge base relating to earthquakes and other scenarios that place high demands on human reliability is to be expanded.
5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed in various conditions ranging from normal operations through to accidents involving core meltdown. In this respect, computer models are developed and validated by experiments. The results are used as a basis for the quantitative identification of plant risk in probabilistic safety analyses. In 2015, a further project phase of the PSI STARS project, which improves the basic principles for deterministic safety analyses, was completed. It brought further continual improvements to the models for reactor and system behaviour, which are also to be further developed from 2016. The PSI LINX project increased the understanding of condensation and evaporation processes within the containment during a severe accident through a dissertation on the subject.
6. Applied research in **radiological protection** includes the technology used to measure radiation as well as aeroradiometry and the development of new methodologies for radionuclide analyses. In addition, involvement in the development of

international standards contributes to the cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise is maintained in this field. In the new project phases starting in 2016, aspects relating to decommissioning and dismantling of nuclear power plants are to be enhanced.

7. The field of **waste management** comprises not only deep geological disposal but also preceding processes like treatment, transport and interim storage of radioactive waste. The international DECOVALEX project is investigating coupled physical-chemical processes around deep geological repositories. The project phase which ended in 2015, provided ENSI with valuable findings in the modelling of these processes in bentonite and Opalinus Clay. For the FS experiment that started in 2015 in the Mont Terri Rock Laboratory, water is injected into a geological fault and in this way its reactivation is investigated. This aspect is important for the possible triggering of earthquakes and for the integrity of the host rock in a deep geological repository.

Instructive events from nuclear facilities abroad

Incidents in nuclear facilities are an important element of operating experience. They provide specific information on weaknesses and potential improvements in all aspects of design and operation. Incidents in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Surveillance Report. The current report provides information on a selection of particularly instructive events in facilities outside Switzerland. They have been analysed in order to determine their relevance to Swiss nuclear facilities and if necessary the findings are used for deriving safety improvements. The most important events are:

- In the Belgian nuclear power plant Doel-4, internal flooding occurred in the building containing the emergency diesel generators. The water came from a nearby emergency cooling water basin and flowed through the damaged rubber compensator of a heat exchanger. Therefore, for a short time, only one leg of the three safety redundancies of the nuclear power plant would have been supplied with power and consequently available. The emergency power supplies could be made functional again within the specified time duration, the cooling water ingress could however have potentially led to failure of the entire

emergency power operated safety system. ENSI checked the transferability of the event to Swiss nuclear power plants. In Swiss nuclear power plants, the emergency diesel generators are contained in different buildings, one of which is in each plant a separate, specially protected emergency building. Due to this spatial separation, a flooding of all emergency diesel generators of a Swiss nuclear power plant is virtually impossible.

- In the Czech nuclear power plant Temelin-2, a new emergency injection path for the steam generators and a new line of the chemical and volume control system have been installed. A link between the two systems is provided with cut-off devices, so that the activity transporting steam generators (controlled zone) are separated from other systems that do not transport radioactive media (outside the controlled zone). Due to a leaky valve an activity discharge to the non-controlled zone occurred, however personnel did not receive radiation doses beyond the permissible limits. Alongside the fact that solely a single fault during assembly was sufficient to cause the defect, also organisational defects in error detection and their rectification were highlighted. After similar events in 2004 in Switzerland, all Swiss nuclear power plants had to investigate thoroughly the interfaces between the zones and to remove eventual weak points. Here the 2-barrier concept must be consistently applied including in respect of plant modifications, and it is continuously monitored by ENSI.
- In two radioactive waste repositories for low-level waste in the western United States, incidents occurred in 2014 and 2015. At the Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) deep geological repository in New Mexico, there was a small but nevertheless measurable release of americium and plutonium into the environment in spite of the filter systems. However, suspected incorporation of radionuclides by operating personnel was not confirmed. Alongside incorrect handling of waste, the inspection report mentions deficiencies in the safety culture of the operating company in combination with unclear responsibilities in respect of the surveillance which is spread over several institutions. Chemical reactions between the substances stored was the cause here, as was the case with the incident at the repository in Beatty, Nevada, for which ENSI still has not received detailed investigation reports. As far as ENSI is concerned, both cases demonstrate the importance of both technical and also human factors in the handling of radioactive waste and in the design

of a geological deep repository. However, the assessment of the two events by ENSI is still not complete and will be continued at an international level. ENSI provided an update about both incidents in the Safety Technical Forum.

International cooperation

ENSI works on a continuous basis with international organisations and regulatory bodies. The most important are the International Atomic Energy Authority (IAEA), the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) as well as bilateral commissions with France, Germany, Austria and Italy with whom it maintains regular dialogue. The aims of ENSI in this respect are twofold: firstly, to identify international standards in the field of nuclear safety and apply them in Switzerland, and secondly to actively promote the ongoing development of and improvements to nuclear safety and security.

In 2015, the international activities of ENSI focussed primarily on the Convention on Nuclear Safety (CNS) related to nuclear power stations. At the Sixth Review Conference in 2014, a two-thirds majority of the Contracting Parties supported a Swiss proposal to amend the Convention and thus to arrange a Diplomatic Conference to consider it. The aim is that the design principles for third generation reactors will be specified and existing plants systematically and regularly subject to re-assessment. The principles of this proposal were implemented at the Diplomatic Conference in February 2015 in the form of a joint declaration signed by all Contracting Parties, the Vienna Declaration on Nuclear Safety. In contrast to the Convention, the Declaration is not legally binding, however thanks to its unanimous acceptance by all Contracting Parties this is still a success for Switzerland. The implementation of the Vienna Declaration should be followed up in future Review Conferences.

In 2015 the IAEA compiled a comprehensive report on the Fukushima Daiichi reactor accident, to which ENSI experts also contributed. Moreover Switzerland campaigned for a future IAEA safety strategy. This should follow on from the existing IAEA action plan to include the lessons learned from the Fukushima accident and the principles of the Vienna declaration.

The fifth Review Conference of the Joint Convention on the safety of spent fuel management and

the safety of radioactive waste management (Joint Convention) was held in May 2015. It showed that Switzerland is fulfilling its obligations for the disposal of radioactive waste. The participation of the population in the Sectoral Plan for Deep Geological Repositories was seen as exemplary. Identified as particularly challenging were the upcoming review of several Nagra reports on disposal and the assessment of the decommissioning project for the Mühleberg nuclear power plant.

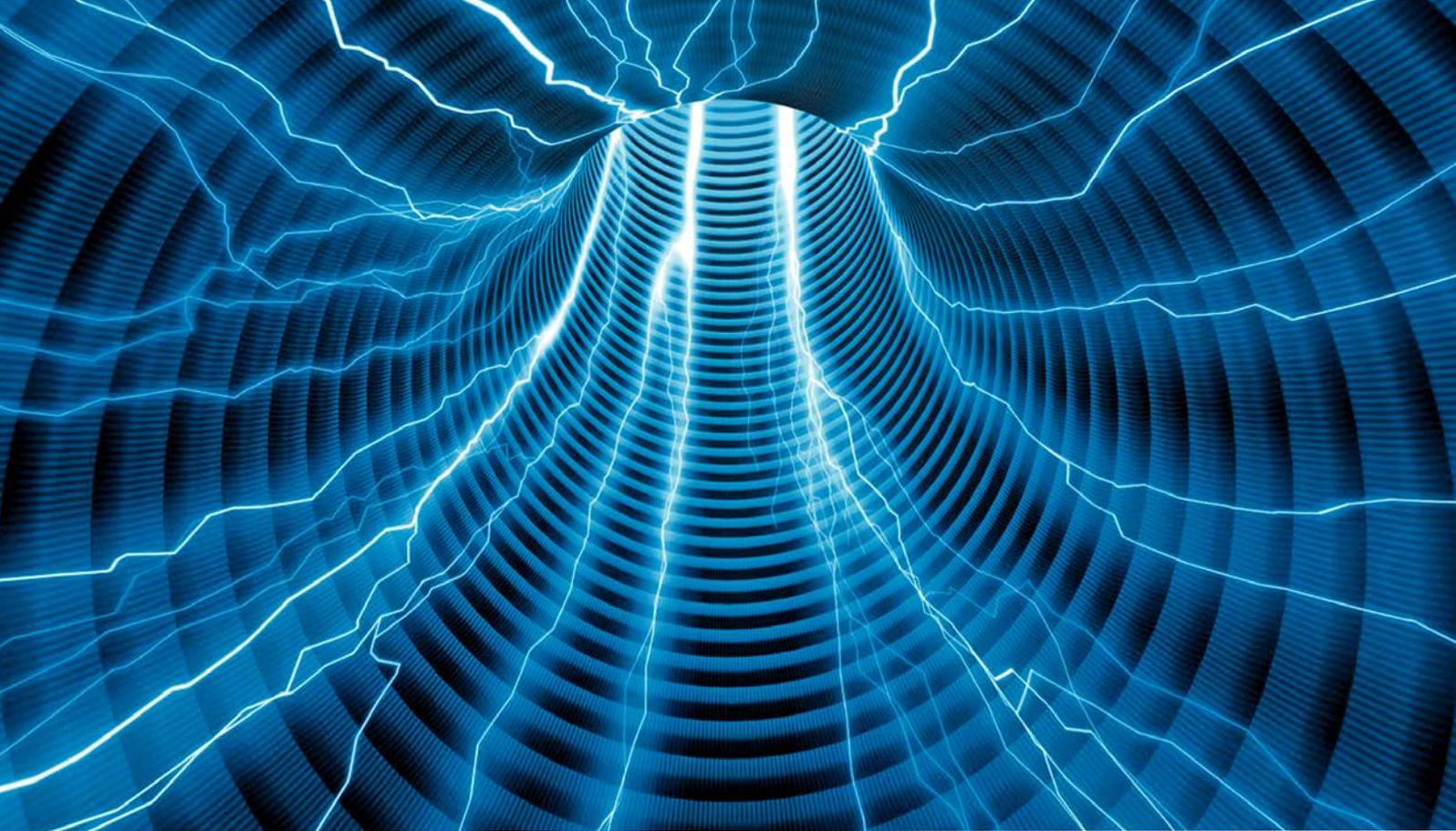
The Integrated Regulatory Review Service IRRS of the IAEA is used to check the adherence to the rules for nuclear surveillance in the member states. A follow-up mission took place in April 2015 in Switzerland. The international experts came to the conclusion that the recommendations of the review at the end of 2011, for the implementation of which ENSI was primarily responsible, were all satisfactorily completed. The proposals addressed to the Swiss government were on the other hand regarded as inadequately implemented. The experts renewed their recommendation for reinforcement of ENSI's competencies in the definition of requirements and licence conditions in respect of safety, security and radiation protection.

Finally the Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) and ENSI signed a memorandum of understanding on the occasion of the IAEA General Conference 2015. The outcome of this should strengthen cooperation and information exchange between the two countries.

Developments in underlying surveillance principles

The work to update the existing regulatory framework continued during 2015 and ENSI published the following guidelines:

- ENSI-G04: Design and operation of stores for radioactive waste and spent fuel elements (revision)
- ENSI-G08: Systematic safety assessments of the operation of nuclear installations (new guideline)
- ENSI-G13: Measuring devices for ionising radiation (new edition)
- ENSI-G20: Reactor core, fuel elements and control elements: Design and operation (new guideline)
- ENSI-A06: Probabilistic safety assessment (PSA): Applications (new edition)
- ENSI-B02: Periodic reporting for nuclear installations (revision)
- ENSI-B12: Emergency protection in nuclear installations (revision)



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». Die ENSI-Forschungsstrategie ist abrufbar unter 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.



Reaktorkern

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. Bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter (Containment), 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, Andreas Gorzel

Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein seit 1958 laufendes, von Organisationen aus 20 Staaten getragenes Forschungsprogramm. Das HRP hat

zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein Versuchsreaktor, eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. das Paul Scherrer Institut) und die Nuklearindustrie (z.B. 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 HPG (verantwortlich für die technisch-wissenschaftliche Steuerung des Programms) und Halden Board of Management HBM (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 speziellen Bedingungen schnell ablaufender Störfälle. Brennstabsegmente, die teilweise bereits in Kernkraftwerken im Einsatz waren, werden in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt, wobei die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren inklusive der Druck- und Temperaturbedingungen bei Störfällen simuliert werden. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können zahl-



Abbildung 1: Blick in den Kontrollraum des Halden-Reaktors.
Quelle: HRP.

reiche 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 vor allem der Einfluss der Strahlung im Reaktor auf verschiedene Stähle (Spannungsrissskorrosion, Kriechen, Spannungsrelaxation, Versprödung) untersucht. Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.1.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Der Halden-Reaktor (Kontrollraum siehe Abbildung 1) wurde im Jahre 2015 wiederum planmässig für insgesamt etwa sechs Monate betrieben mit zwei jeweils etwa dreimonatigen Stillständen für Wartung und Einrichtung von Experimenten. Dabei wurden im Rahmen des Projekts zwölf Experimente ausgeführt, an Proben von acht weiteren Experimenten wurden Nachbestrahlungs-Untersuchungen durchgeführt. Darunter waren insbesondere folgende Versuche interessant:

Brennstoffe können zusätzlich zur Hauptkomponente Uranoxid mit sogenannten Additiven dotiert werden, die bestimmte Eigenschaften des Brennstoffs positiv beeinflussen sollen. Gadolinium (Gd)

als eines dieser Additive ist ein Neutronenabsorber, es soll vor allem die Leistungsverteilung im Einsatzzyklus gleichmässiger gestalten und die Reaktivität am Beginn der Einsatzzeit absenken. Berylliumoxid (BeO) ist ein bisher noch wenig verwendetes Additiv, das mit dem Ziel einer erhöhten Wärmeleitfähigkeit und dadurch bedingten verringerten Spaltgas-Freisetzung zugesetzt wird. In dem Versuch IFA-676 wird Brennstoff unter anderen mit diesen beiden Additiven im Halden-Reaktor langfristig bestrahlt. Zwei der entsprechenden Brennstäbe wurden 2015 zeitweise entladen. Ihre Untersuchung zeigte vielversprechende Resultate bezüglich der angestrebten Verbesserung der Brennstoff-Eigenschaften. Diese Proben sollen 2016 wieder in den Reaktor eingesetzt und weiter bestrahlt werden.

Das auch auf Methodenentwicklung ausgerichtete Experiment IFA-744 demonstriert gut die Fähigkeiten des HRP in der Messung von Parametern während der Bestrahlung im Reaktor. An den zylinderförmigen Brennstoff-Tabletten mit etwa 10 mm Höhe und 8 mm Durchmesser werden Temperatursensoren im Zentrum (teilweise auch im äusseren Bereich) der Brennstoff-Tablette und an der Innenseite des Brennstab-Hüllrohrs angebracht. Auf diese Weise kann die Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs sehr genau untersucht werden. Sie nimmt durch bestrahlungs-induzierte Schäden im Kristallgitter während des Einsatzes zunächst ab, kann später aber wieder steigen, wenn sich eine neue Kristall-

struktur bildet. Während des Experiments kann die Brennstoff-Temperatur ohne Leistungsänderung variiert werden, indem Gasmischungen aus Helium und Argon in den Versuchsbehälter eingebracht werden. Die bisher erzielten Ergebnisse, welche auf Versuchen an sechs Brennstäben beruhen, zeigen, dass mit dieser Versuchsanordnung die Veränderungen in der Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs gemessen werden können.

Auch das Experiment IFA-741 zeigt gut, wie aufschlussreich die vom HRP während der Bestrahlung im Reaktor durchgeführten Messungen sind. Dieses Experiment vergleicht das Materialkriechen von Zirkonium-basierten Hüllrohr-Materialien mehrerer Hersteller. Kriechen bezeichnet eine zeit- und temperaturabhängige, plastische Verformung unter Last, welche in diesem Fall durch den wechselnden Innendruck des Hüllrohrs während des Einsatzes entsteht. Dadurch, dass das HRP durch eine ausgeklügelte Messtechnik den Durchmesser des Hüllrohrs laufend während des Experiments misst, können die Auswirkungen länger anhaltender gleichbleibender Last von denjenigen kurzfristiger Lastwechsel unterschieden werden. Während erstere ein langsames (sekundäres) Kriechen verursachen, zeigen sich bei kurzfristigen Lastwechseln schnell ablaufende Kriechvorgänge (primäres Kriechen), die sich bei einer Verringerung des Hüllrohr-Innendrucks auch in einer Verkleinerung des Hüllrohr-Durchmessers äussern können.

Die Untersuchungen zum Verhalten von hoch abgebrannten Brennstäben bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss Of Coolant Accident LOCA) wurden weitergeführt. Bei einem solchen Störfall werden die Brennstäbe in relativ kurzer Zeit erhöhten Druck- und Temperaturbedingungen ausgesetzt, es kann ein Aufblähen der Hüllrohre (Ballooning) stattfinden. Versuche 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 hoch abgebrannten Brennstoff handelt. Der im November 2015 durchgeführte Test IFA-650.15 verwendete Brennstoff für Druckwasserreaktoren (DWR) mit einem M5-Hüllrohr (Hersteller: AREVA). Er zielte darauf ab, die Schwellenwerte, ab denen die Brennstoff-Fragmentierung auftritt, besser einzugrenzen. Nach ersten Messungen war der Test erfolgreich, er muss aber noch genauer ausgewertet werden. Darüber hinaus sollen weitere LOCA-Versuche mit DWR-Brennstoff durchgeführt werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Charakterisierung von Kernbrennstoffen und Materialien unter Bedingungen im Reaktor ist eine Kernkompetenz des HRP. Es verfügt über eine weltweit einzigartige Erfahrung bei der Auslegung und Instrumentierung von Experimenten, und es entwickelt diese laufend weiter.

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 werden auch vom Paul Scherrer Institut genutzt und haben 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.

Das HRP bildet zudem in erheblichem Umfang junge Forscher aus. Dies gilt sowohl für Doktoranden als auch für Gastwissenschaftler, sogenannte Secondees. Schliesslich bietet das HRP jährlich die Halden Summer School als Weiterbildung an, wobei abwechselnd Themen zu Brennstoffen und Materialien sowie zu menschlichen Faktoren im Mittelpunkt stehen.

Ausblick

Die Arbeiten im Bereich Brennstoffe und Materialien sind weitestgehend im Plan. Das Programm 2015–2017 setzt weitgehend die Arbeit an den bisherigen Schwerpunkten fort, wird sich neu aber auch mit Untersuchungen zur Langzeit-Zwischenlagerung beschäftigen, das heisst mit Alterungseffekten bei Brennstäben im Laufe von mehreren Jahrzehnten. Zu diesem Thema diskutiert die Halden Programme Group derzeit über geeignete Versuchsanordnungen.

Bis Ende 2015 konnte das HRP zwei chinesische Institutionen als weitere Teilnehmer gewinnen. Dies ist ein grosser Erfolg für das Projekt und zeigt, dass dessen Ergebnisse auch in Ländern mit im Ausbau begriffenen Nuklearprogrammen als wichtig für die Sicherheit der Kernkraftwerke angesehen werden. Das HRP ist in Gesprächen mit weiteren möglichen Teilnehmern.

1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden

ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder, Lutz Adam
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der nukleare Brennstoff in Kernkraftwerken wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre mit einer Wandstärke von etwa 0,6 – 0,8 mm 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 OECD-Forschungsprojekt SCIP untersucht hauptsächlich das Verhalten von Brennstoff und Hüllrohren bei Kühlmittelverlust-Störfällen (Loss of Coolant Accidents – LOCA) und anderen Störfällen. Es werden auch Schädigungsmechanismen der Hüllrohre betrachtet, um das Verständnis der physikalisch-chemischen Abläufe insgesamt zu verbessern und die Defekthäufigkeit weiter zu verringern. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 dieses Forschungsprogramm. In der jetzigen von 2014

bis 2019 laufenden dritten Projektphase sind mittlerweile Organisationen aus 14 Ländern beteiligt. Das Forschungsprogramm SCIP wird durch die Firma Studsvik in Schweden geleitet. Die Experimente werden in den eigenen Labors und im Haldenreaktor durchgeführt. Die Firma Studsvik untersucht die Proben mit modernsten, zum Teil selbst verbesserten Methoden wie Laser-Ablation und Elektronenstrahl-Mikroanalyse (Electron Probe Micro-Analysis EPMA).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

LOCA-Experimente

Diese Experimente machen den grössten Teil des Projektes aus. Sie beschäftigen sich mit der bei einem LOCA möglichen Brennstoff-Fragmentierung und -Freisetzung, der Überhitzung des Hüllrohrs sowie mit axialen Belastungen des Hüllrohrs in der Wiederbenetzungsphase. Basierend auf den Erfahrungen mit einer ersten Testeinrichtung hat Studsvik eine neue, verbesserte LOCA-Versuchsanlage für die jetzige Projektphase aufgebaut (Abbildung 2). Um die Vergleichbarkeit der darin durchgeführten Heizversuche mit den Bedingungen in einem realen Reaktor sicherzustellen, ist eine Vali-

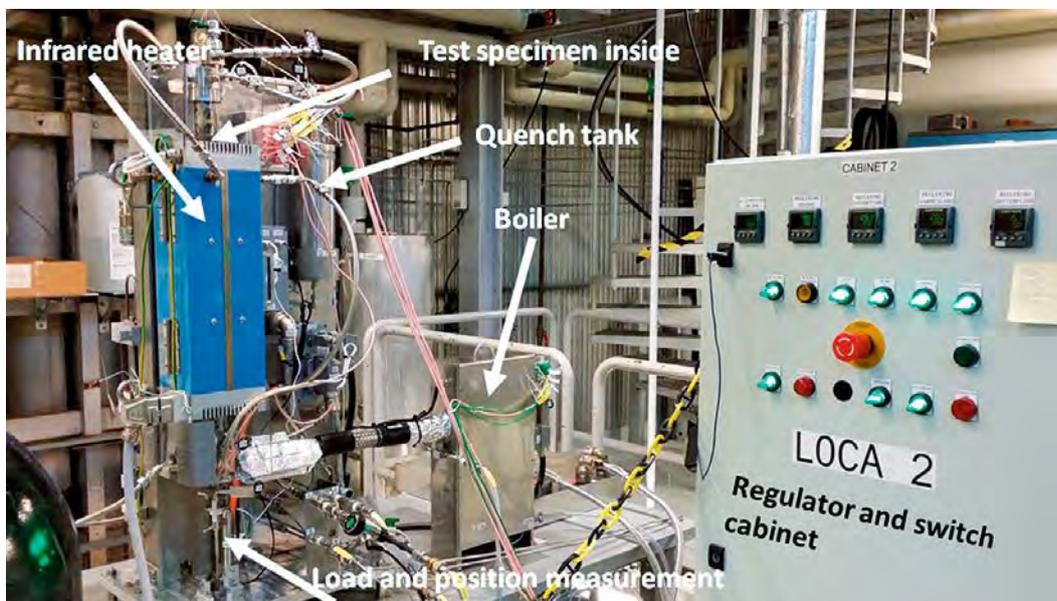


Abbildung 2:
Die neue LOCA-Versuchseinrichtung für integrale Tests in den Labors der Firma Studsvik. Die Brennstäbe werden in dem blauen Kasten links im Bild mittels Infrarot-Strahlung aufgeheizt. Quelle: Studsvik.



Abbildung 3:
Kleinere Heizeinrichtung der Firma Studsvik für LOCA-Versuche. Quelle: Studsvik.

dierung erforderlich. Zu diesem Zweck sind Parallelexperimente (counterpart tests) in dieser Anlage und im Halden-Reaktor (siehe Kap. 1.1.1) mit Material von denselben Brennstäben vorgesehen. Als Voraussetzung dafür konnte Studsvik inzwischen zeigen, dass sich mit der neuen Anlage die im Halden-Reaktor gefahrenen Temperaturverläufe gut reproduzieren lassen. Mit dieser Anlage werden sogenannte integrale LOCA-Experimente durchgeführt. Daneben werden Versuche zu Teilaspekten von LOCAs auch in kleineren Heizeinrichtungen durchgeführt (Abbildung 3).

Ziele der LOCA-Experimente sind z. B. Parameter zur Hüllrohrdehnung zu ermitteln sowie Schwellenwerte des Abbrands für die Brennstoff-Fragmentierung zu bestimmen.

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

Bereits die rein mechanische Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr kann im Betrieb zu Schädigungen des Hüllrohrs führen. Sie kommt dadurch zustande, dass sich die Pellets mit steigender Temperatur stärker als das Hüllrohr ausdehnen und dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs drücken. Zusätzlich zur mechanischen Komponente wirken auf das Hüllrohr aber auch Spaltprodukte ein, die vom Brennstoff bereits im Normalbetrieb freigesetzt werden. Der dann wirkende chemische Prozess, die Spannungsrisskorrosion im Hüllrohr, ist prinzipiell ähnlich wie bei anderen Strukturmaterialien (siehe auch Projekt SAFE, Kapitel 1.1.4). Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI gilt allgemein das Element Iod als wichtigstes chemisches Agens.

Im Hinblick auf PCI führt Studsvik vor allem mechanische Tests im Labor durch. Dabei werden insbesondere Spreizversuche an Hüllrohren mit Hilfe einer gekerbten Keramikeinlage durchgeführt (sogenannte Mandrel-Tests), die von Studsvik in der letzten Projektphase so weiter entwickelt wurden, dass die reale Belastungssituation bei Leistungsänderungen in einem Reaktor gut simuliert wird. Interessant sind dabei unter anderem der Einfluss des Sauerstoffgehalts im Hüllrohr und der Geschwindigkeit der Spannungssteigerung bei den Spreizversuchen. Zum Einfluss dieser Parameter läuft derzeit eine Versuchsreihe. Zusätzlich sind auch hier einige vergleichende Versuche zur Leistungsänderung im Halden-Reaktor geplant.

Modellierungen

Modellierungen sind seit der laufenden dritten Projektphase ein regulärer Teil der Arbeiten. Dazu werden spezielle Rechenprogramme für Brennstäbe genutzt, so zum Beispiel die Codes FRAPCON und FRAPTRAN der U.S.NRC. Es sollen sowohl LOCA- als auch PCI-Versuche simuliert werden. Bisher wurden vor allem Nachrechnungen von Experimenten durchgeführt, was dazu beiträgt, die Modelle zu verbessern und die Validierungsbasis zu erweitern. In Zukunft sollen Modellierungen aber auch stärker zur Auslegung der Experimente herangezogen werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die primäre Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Die Teilnahme des ENSI am Projekt SCIP ist auch vor dem Hintergrund des in den letzten Jahren gestiegenen Brennstoff-Abbrands in den Schweizer 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 Hüllrohrmaterialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre und des Brennstoffes zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären.

Ausblick

Das Projekt ist bisher gut im Zeitplan. Die LOCA-Parallelexperimente bei Studsvik und im Halden-Reaktor haben eine grosse Bedeutung für das Projekt und werden derzeit intensiv vorbereitet. Bei der Planung dieser Versuche und der Experimente zu PCI sind verstärkt Vorausrechnungen vorgesehen. Sie werden auch gute Hinweise auf die Leistungsfähigkeit der dafür verwendeten Rechenprogramme geben.

1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project

Auftragnehmer: OECD-NEA und IRSN

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle unter-

sucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstürfe (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerelements 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 Reaktivitätsstürfen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Nach zwei Versuchen an einer mit Natrium gekühlten Testschleife des CABRI-Reaktors wurde dieser 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 2015 wurden folgende Fortschritte erzielt:

- Die Apparaturen zur Brennstoffuntersuchung, insbesondere das Hodoskop (Kombination aus mehreren Teilchendetektoren) für die On-line-Brennstoffüberwachung, sind einsatzbereit.
- In der Testzelle wurden DWR-Bedingungen (Druck, Temperatur) erreicht.
- Im Oktober 2015 wurde der umgebaute CABRI-Reaktor erstmals kritisch gefahren.

2016 sind weitere Inbetriebnahmetests des Wasserkreislaufs durchzuführen. Der Qualifikationstest soll im Frühling 2017 durchgeführt werden. Gegenüber dem Vorjahr sind dies zwar weitere Verzögerungen, dennoch stellen die Fortschritte, die im Jahr 2015 erzielt wurden, insbesondere die erste Kritikalität, wichtige Meilensteine des Projekts dar.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstürfe 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.

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 Reaktivitätsstürfen 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 Reaktivitätsstürfe überprüft und erforderlichenfalls verbessert werden.

Ausblick

Mit dem neuen Wasserkreislauf wird eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Stürfen unter DWR-Bedingungen eingerichtet. Der Erfolg wird sich aber frühestens mit der Durchführung und Auswertung der ersten RIA-Versuche bewerten lassen.



Strukturmaterialien

1.1.4 SAFE-II – 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-II (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 genaue Kenntnisse 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. Das Forschungsvorhaben SAFE-II setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an und führt die Kernthemen des abgeschlossenen Forschungsvorhabens SAFE-I weiter.

Das Projekt SAFE II wurde im Jahr 2015 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet. Es ist in drei Teilprojekte gegliedert. Schwerpunktthemen sind ver-

tiefte Untersuchungen zum Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit und zur Initiierung von Spannungsrissskorrosion (SpRK) in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen. Die Experimente zur Untersuchung des Umgebungseinflusses auf die Ermüdungsrisssbildung werden im Rahmen eines internationalen Projekts weitergeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: SpRK-Rissbildung in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen

Bei diesem Teilprojekt handelt es sich um langfristig orientierte Untersuchungen zur Rissbildung durch Spannungsrissskorrosion. Schwerpunkt des Teilprojekts sind Untersuchungen zum Einfluss des Wasserstoffgehalts in Nickelbasislegierungen (z.B. Alloy 182).

Im Rahmen des Vorgängerprojektes wurde der Einfluss des Chloridgehaltes auf die Korrosionsrisssbildung in ferritischen Stählen untersucht, die Ergebnisse sind inzwischen in überarbeiteten Regelwerken zur Wasserchemie eingeflossen. Im Rahmen dieser Untersuchungen wurde die elektrochemische Rauschmesstechnik optimiert. Jetzt kann in einer servopneumatischen Vielproben-Belastungseinrichtung der Beginn der Rissinitiierung an jeder Probe auch während der zum Teil sehr langen Versuchsdauer genau festgestellt werden.

Für die Bedingungen von Siedewasserreaktoren (SWR) ist der Einfluss des Wasserstoffgehalts bisher wenig experimentell untersucht worden. Die bisherigen Erkenntnisse stützen sich auf thermodyna-

mische Berechnungen ab. Diese zeigen, dass das mögliche Maximum für die SpRK-Anfälligkeit auch im Betriebsbereich der Wasserstoff-Fahrweise liegen kann. Dabei ist zu beachten, dass bei SWR-Anlagen der Wasserstoffgehalt im Reaktorkühlkreislauf stark variiert.

Die bisher durchgeführten experimentellen Untersuchungen bestätigen thermodynamische Berechnungen, dass das Maximum für die SpRK-Anfälligkeit im Bereich des Nickel/Nickeloxid-Phasenübergangs liegt. Es konnte für den Bereich der höchsten SpRK-Anfälligkeit erstmals ein Grenzwert für die Beanspruchung der Proben bestimmt werden, unterhalb dem metallographisch keine Anrisse mehr nachgewiesen werden konnten. Die umfangreiche analytische Charakterisierung an den Proben zeigt, dass anfällige Korngrenzen im Gefüge Ausgangspunkt für die Rissinitiierung sind.

Die Ergebnisse fließen in die weitere Entwicklung eines werkstoffkundlichen Modells im Rahmen einer Doktorarbeit ein. Ziel ist, zukünftig den Einfluss des Wasserstoffs in Nickelbasislegierungen besser beschreiben zu können. Die Wasserchemie kann dann entsprechend optimiert werden.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit und Risswiderstand

Hintergrund dieses Teilprojektes waren experimentelle Befunde aus Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion in internationalen Labors. Sie zeigen, dass sich das Bruchverhalten verschiedener Strukturwerkstoffe in Heisswasser gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Erste Experimente im Rahmen des Vorgängerprojekts SAFE-I haben einen Effekt des Heisswassers auf das Werkstoffverhalten bestätigt. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit hätte einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheitsbewertung zur Folge. Der Umgebungseinfluss des Heisswassers wird nach jetzigem Kenntnisstand auf den Einfluss des Wasserstoffs zurückgeführt, der in den Stahl eindiffundiert.

Daher wurde für das Forschungsvorhaben SAFE-II zu dieser Thematik ein umfangreiches Versuchsprogramm ausgearbeitet. Weiterhin erfolgt eine systematische Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik. Dabei sollen auch spezifische Einflussparameter der Strukturwerkstoffe (Schwefelgehalt, Anfälligkeit für dynamische Reckalterung, durchgeführte Wärmebehandlung, etc.) berücksichtigt werden.

Es wurden im Berichtszeitraum eine Vielzahl von Experimenten durchgeführt und ausgewertet. Ins-

besondere wurden weitere Bruchflächen metallographisch analysiert, die von gebrochenen Proben unter Heisswasserbedingungen stammten. Diese wurden mit Referenzproben ohne Einfluss von Heisswasser verglichen. Der Umgebungseinfluss des Heisswassers wurde durch eine unterschiedliche Bruchmorphologie bestätigt. Auffällig waren unter diesen Bedingungen stark lokalisierte, inhomogene plastische Verformungen sowie die Ausbildung von Nebenrisen, im Gegensatz zum typischen duktilen Bruchbild.

Die Ergebnisse der Vorstudie, die auf eine erhebliche generelle Reduzierung der Werkstofffähigkeiten durch den Einfluss des Heisswassers hinwiesen, konnten nicht bestätigt werden. Die umfangreiche Versuchsreihe im Berichtszeitraum zeigt, dass es für die bisher untersuchten Stähle von Reaktordruckbehältern (RDB) nur in einem engen Dehnratenbereich zu einer signifikanten Reduzierung der Duktilität kommt. Es sind daher weitere Bruchmechanikversuche insbesondere mit höheren Belastungsraten und weiteren RDB-Stählen in Vorbereitung. Ein weiteres Ergebnis der bisherigen Versuche ist, dass der geänderte Gefügestand im Bereich von Wärmeinflusszonen sowie lokalen Oxideinschlüssen bei der Diskussion des Umgebungseinflusses durch Heisswasser zu berücksichtigen ist. Auch hierzu sind weitere Experimente geplant.

Teilprojekt III: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrisssbildung

Das Teilprojekt III befasst sich mit der Ermüdungsrisssbildung in austenitischen rostfreien Stählen unter den Bedingungen der Wasserchemie von SWR mit Wasserstoff-Fahrweise sowie von Druckwasserreaktoren (DWR).

Der Umgebungseinfluss unter diesen Wasserchemie-Bedingungen auf die Ermüdungsrisssbildung ist grundsätzlich bekannt, aber noch nicht in den massgeblichen Regelwerken umfassend abgebildet. Im Teilprojekte III werden dazu, eingebunden in ein internes Projekt (EU HORIZON 2020 – IN-CEFA+), Fragestellungen bearbeitet, die für eine praxisgerechte Regelung zum Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung von Bedeutung sind. Dazu gehört unter anderem eine genauere Charakterisierung des Einflusses des Lastverhältnisses aus Mittelspannung und Betriebstransienten.

Im Berichtsjahr wurden, aufbauend auf den experimentellen Erkenntnissen aus dem Forschungsvorhaben SAFE-I, weitere Versuche an von Medium durchströmten Holzzugproben durchgeführt. Die bisherigen Ergebnisse zeigen, dass ohne überla-

gerte Mittelspannung der Grenzwert für die Dauerschwingfestigkeit durch das Umgebungsmedium nicht signifikant beeinflusst wird.

Weiterhin wurde der Einfluss einer überlagerten Mittelspannung auf die Ermüdungsrissbildung genauer quantifiziert. Eine Überlagerung von hohen positiven oder negativen Mittelspannungen führt sowohl mit wie auch ohne Umgebungseinfluss zu einer Erhöhung der Ermüdungslebensdauer. Nur bei einer Überlagerung mit moderaten positiven Mittelspannungen wurde im Vergleich zu Versuchen an Luft ein geringer ungünstiger Einfluss des Umgebungsmediums beobachtet. Daher ist zu prüfen, ob der Korrekturfaktor für den Umgebungseinfluss nicht konstant, sondern in Abhängigkeit von der Mittelspannung definiert werden sollte.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE-II festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2015 vollständig 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 II-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden.

Die im Projekt SAFE-II definierten Arbeitspakete betreffen wichtige offene Punkte auf dem Gebiet der Werkstoffalterung. Dazu zählt insbesondere der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung wie auch die Bruchzähigkeit. Die Übertragbarkeit der Laborergebnisse auf die realen Bedingungen während des Betriebs der Anlagen ist hier eine zentrale Frage. Zu beachten sind dabei auch unter dem Gesichtspunkte des Langzeitbetriebs die zum Teil sehr langen Inkubationsphasen der in diesem Projekt untersuchten Schadensmechanismen.

Die im Rahmen des Projekts SAFE gewonnenen Erkenntnisse tragen daher dazu bei, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Weiterhin wurde die Expertise des PSI zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Spannungsrissskorrosion an Nickelbasislegierungen, für ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt.

Abbildung 4:
Komplexe Kornstruktur
in Alloy 182
Schweissgut in einer
simulierten
RDB-Mischnaht.
Quelle: PSI.

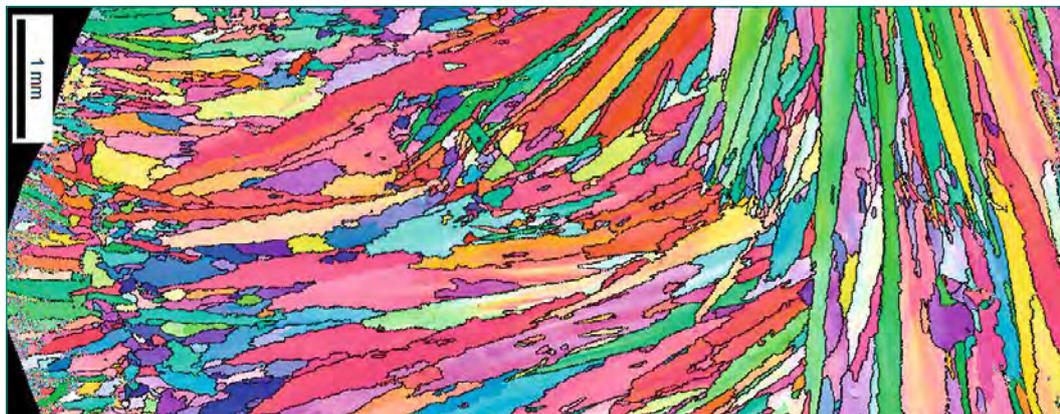
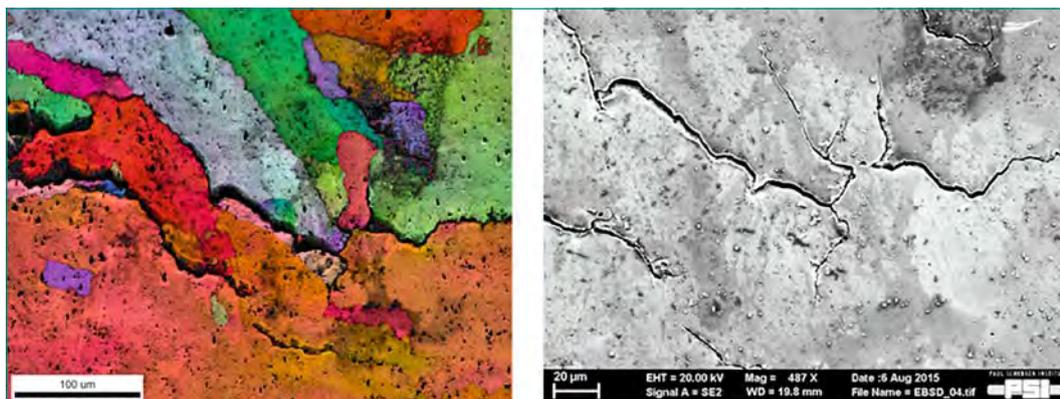


Abbildung 5:
Interkristalliner
SpRK-Riss in Alloy 182
Schweissgut unter
simulierten Siede-
wasserreaktor-
Bedingungen mit
Wasserstoffchemie-
fahrweise.
Quelle: PSI.



Ausblick

Die wesentlichen Aktivitäten entsprechend dem Projektplan zum Projekt SAFE-II werden weitergeführt. Das Projekt wird sich daher auf die weiteren Untersuchungen zum «Einfluss des Umgebungsmediums auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand» sowie das Thema «SprRK-Rissbildung in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen» fokussieren. Von besonderem Interesse werden auch die im Rahmen von Teilprojekt II geplanten Untersuchungen zum möglichen Einfluss von Wasserstoff auf das Werkstoffverhalten im Spröd-Duktil-Übergangsbereich sein.

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. Im Jahr 2015 wurde eine zweijährige Verlängerung vereinbart. PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Prüfmethoden (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 Bestimmung der maximalen Risstiefe schwierig ist. Daher beschäftigt sich das Projekt PARENT mit der Leistungsfähigkeit der aktuell verfügbaren Prüftechnik an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen. Berücksichtigt werden auch neuartige Techniken, die noch nicht für kommerzielle Prüfungen eingesetzt werden.

Es wurden umfangreiche Ringversuche durchgeführt. 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 U.S.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. Ein wesentlicher Bei-

trag der Schweiz für das PARENT-Projekt besteht in der Bereitstellung von neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobekörpern mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrissen für die Ringversuche (Round-Robin).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Entsprechend dem Projektplan für PARENT wurden 2015 die Auswertung der Versuchsdaten und eine statistische Aufbereitung der Messergebnisse abgeschlossen. Die Erstellung der Abschlussberichte gestaltet sich aufwändiger als ursprünglich geplant, da oft Abklärungen mit allen beteiligten Organisationen erforderlich sind.

Es lassen sich bereits einige Erkenntnisse aus den bisherigen Ergebnissen ableiten: Grundsätzlich waren die Prüftechniken, die von der Innenseite der Prüfstücke eingesetzt wurden, den Prüftechniken auf der Aussenseite deutlich überlegen. Weiterhin zeigen die Ergebnisse, dass axial orientierte Risse schwieriger zu detektieren sind als Risse mit einer Orientierung in Umfangsrichtung. Die Rissorientierung hat aber keine Auswirkung auf die Genauigkeit bei der Risstiefenbestimmung. Die vorliegenden Daten zeigen, dass sich die jetzt verfügbaren Prüfsysteme, die auf der Phased-Array-Technik beruhen, hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit in den letzten Jahren deutlich verbessert haben. Allerdings wurden für solche aktuellen Prüfsysteme, die zum Teil auf vergleichbaren Prüftechniken beruhen, deutliche Unterschiede bei den Resultaten der Ringversuche beobachtet. Dies wird auf menschliche Unterschiede bei der Durchführung der Prüfungen und insbesondere bei der Datenauswertung zurückgeführt. Weiterhin zeigen die Ergebnisse, dass nur wenige Prüfsysteme die ASME-XI-Anforderungen hinsichtlich der zulässigen Toleranzen (RSME Root square mean deviation) bei der Genauigkeit von Tiefen- und Längenbestimmung einhalten können.

Damit ist die Beurteilung der im Rahmen des Projekts PARENT eingesetzten neuartigen zerstörungsfreien Messmethoden von besonderem Interesse. Es wurden im Rahmen der durchgeführten Ringversuche verschiedene Ultraschall-Prüftechniken identifiziert, die sich unter Laborbedingungen für eine vertiefte Evaluierung ausgezeichnet haben.

Um die laufende Auswertung zu koordinieren und die Erstellung der Dokumentation abzustimmen, wurden im Berichtsjahr zwei Projektsitzungen durchgeführt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI überprüft die Instandhaltungskonzepte der Schweizer Kernkraftwerke für Mischnähte aus der Nickelbasislegierung Inconel-182 im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit. Dabei stehen die eingesetzte Prüftechnik wie auch die Inspektionsintervalle zur Absicherung der Integrität im Vordergrund. Das ENSI berücksichtigt dabei Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme wie auch weitere Erkenntnisse zum Beispiel aus dem Projekt PARENT.

Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen Fragestellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick

Für die zweijährige Verlängerungsphase des PARENT-Projekts wurden in Abstimmung mit allen Projektbeteiligten mehrere Themengebiete definiert. Diese betreffen die Durchführung von Versuchsreihen mit den positiv bewerteten Prüftechniken. Dabei sollen Versuche mit externer Überwachung unter «Blindtest»-Bedingungen durchgeführt werden, um das tatsächliche Potential für einen Einsatz unter Kraftwerksbedingungen bewerten zu können.

Weiterhin ist ein vertiefter Vergleich der Morphologie von Rissen aus aktuellen Schadensfällen mit der Morphologie von Rissen, die durch verschiedene Techniken in Testkörpern hergestellt werden können, vorgesehen. Interessant ist dabei insbesondere ein geplanter Vergleich der Ultraschalldaten, die sich aus den Messungen an den unterschiedlichen Testkörpern ergeben werden. Das ENSI hat dazu mit der schwedischen Aufsichtsbehörde SSM eine vertiefte Kooperation gestartet. Im diesem Rahmen soll ein Rohrsegment hergestellt werden, in das eine Vielzahl verschiedener Testkörper eingeschweisst werden. Insbesondere sollen auch Coupons mit im Labor gewachsenen Spannungskorrosionsrissen verwendet werden. Der Rohrdurchmesser entspricht dem eines typischen Stützens eines Reaktordruckbehälters. Damit können an diesem Rohrsegment unter anwendungsnahen Bedingungen Vergleiche der Testkörper untereinander wie auch der eingesetzten Prüftechniken durchgeführt werden.

1.1.6 NORA II – 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 Hauptkühlmitteleitungen 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 Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkernebauten 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 würde 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) eingesetzt wird, muss zum Erreichen des geforderten niedrigen Korrosionspotentials deutlich weniger Wasserstoff eingespeist werden als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Dabei wird während des Vollastbetriebs dem Reaktorwasser ein wasserlöslicher Platinkomplex über einen bestimmten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der

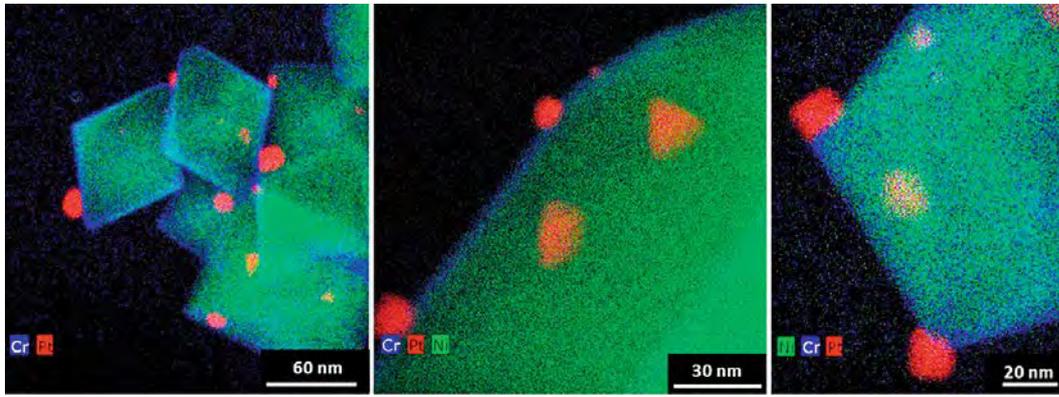


Abbildung 6:
Die Element-Untersuchung mittels STEM (Scanning Transmission Electron Microscopy) kombiniert mit EDS (Energy Dispersive X-Ray Spectroscopy) zeigt, dass die Platin-Partikel rein sind und auf den Oberflächen der Chrom- und Nickel-Oxidkristalle sitzen.
Quelle: PSI.

Kerneinbauten und Rohrleitungen nieder (Abbildung 6). Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, so dass bereits geringe Mengen an Wasserstoff für den ausreichenden Schutz gegenüber SpRK sorgen. Unter diesen Randbedingungen kommt es radiologisch zu merklich weniger 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 haben viele Anlagen auf OLNK umgestellt. Beispielsweise wenden aktuell in den USA 31 von 34 SWR-Anlagen die OLNK-Fahrweise an.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des NORA-Projekts wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren wie z. B. die Einspeiserate und die Strömungsgeschwindigkeit des Wassers auf die Platinverteilung und das Abscheideverhalten auf den mit Wasser benetzten Stahloberflächen untersucht. Das Nachfolgeprojekt NORA II hat zum Ziel, die Einspeisebedingungen für die SWR-Anlagen der Schweiz weiter zu optimieren und das Abscheideverhalten von Platin auf verschiedenen Strukturwerkstoffen und den Einfluss der Strömungsgeschwindigkeit zu untersuchen. Der für das NORA-Projekt entwickelte und konstruierte Hochtemperatur-Wasserkreislauf kommt im Projekt NORA II weiterhin zum Einsatz.

Im Projekt NORA II wurden auch im zweiten Projektjahr, wie bereits im ersten, systematische Untersuchungen zum Abscheideverhalten von Platin sowie zur Haftfestigkeit des Platins an Oberflächen von rostfreiem Stahl fortgesetzt. Hierzu wurden Proben mit und ohne Platinbelegung unter simulierten Reaktorwasserbedingungen für 26 Tage im Hochtemperatur-Wasserkreislauf ausgelagert. Die Nachuntersuchung der Proben zeigte, dass verstärkt die kleineren Platinpartikel wegerodiert werden. Nur ein

marginaler Teil des so mobilisierten Platins konnte auf den zu Beginn der Auslagerung platinfreien Proben detektiert werden. Ein Grossteil des erodierten Platins ist somit verloren und kann nicht mehr zu einem niedrigen Korrosionspotential beitragen. Es ist also zwingend erforderlich, Platin von Zeit zu Zeit erneut zuzugeben, um einen optimalen Schutz gegen Spannungsrisskorrosion zu gewährleisten.

Das Ablagerungsverhalten von Platin in eindeutig definierten Rissen wurde mittels numerischen Simulationen von Strömungen (Computational Fluid Dynamics: CFD) unter Berücksichtigung der bereits im ersten Projektjahr gewonnenen Ergebnisse untersucht. Couponproben mit SpRK-Rissen sowie mit Spalten unterschiedlicher Breite und Tiefe waren hergestellt worden. Diese wurden längs und quer zur Strömungsrichtung ausgelagert. Ziel dieser Untersuchung war es, festzustellen, ob Platinpartikel auch in Spalten und Rissen zu finden sein würden und ob eine Abhängigkeit von Strömungsgeschwindigkeit und Spaltgröße existiert. Die Nachuntersuchungen an den Proben mit definierten Spaltbreiten haben gezeigt, dass die Orientierung der Spalte (senkrecht oder parallel zur Strömungsrichtung) einen Einfluss auf das Abscheideverhalten von Platin hat. Bei der kleinsten untersuchten Spaltbreite von 0,2 mm wird in der parallel zur Strömung ausgerichteten Probe Platin detektiert, nicht aber bei der senkrecht zur Strömung ausgelagerten Probe. Bei den grösseren Spaltbreiten (0,8 und 1,5 mm) wird unabhängig von der Ausrichtung zur Strömung in den Spalten Platin gefunden, wobei jedoch nur bei der grössten Spaltbreite (1,5 mm) Platinpartikel bis zum Boden des Spalts diffundieren können. Die CFD-Simulationen haben gezeigt, dass drei unterschiedliche Mechanismen zur Ablagerung von Platinpartikeln an den Oberflächen der Spalten beitragen: turbulentes Mitführen durch Wirbel in der Strömung, das Eindringen der Strömung in die Spalten und das Abfangen der Teilchen durch die Oberflächen.

Frühestens 60 Tage nach dem Wiederauffahren nach einer Revisionsabstellung wird in den Schweizer Kernanlagen derzeit mit der Zugabe von Platin begonnen. Gemäss GE wird dieser Zeitraum benötigt, um auf den neuen Brennelement-Hüllrohren eine ausreichend dicke Oxidschicht aufzubauen, die verhindert, dass Platin sich direkt an der Zircaloy-Oberfläche absetzt. Das gesamte System ist somit für einen längeren Zeitraum nicht ausreichend gegen SpRK geschützt. Es ist nun zu klären, ob diese Zeit verkürzt werden kann, ohne negative Auswirkungen auf das Verhalten der Brennelemente zu haben. Hierzu werden im Rahmen des NORA II-Projekts im PSI Versuche gemacht, um das Ablagerungsverhalten von Platin auf Zircaloy-Oberflächen zu bestimmen. Für die bisher insgesamt drei Versuche wurde Zircaloy-2, Original-Hüllrohrmaterial von Westinghouse, eingesetzt. Der erste Versuch wurde ohne Zugabe von Platin gefahren. Beim zweiten Versuch wurde Platin 12 Tage nach der Auslagerung des Rohrs im Kreislauf zugegeben. Beim dritten Versuch wurde, unmittelbar nachdem das Rohr die Solltemperatur von 280 °C erreicht hatte, Platin zugegeben. Alle drei Rohre waren insgesamt für 25 Tage im Hochtemperatur-Wasserkreislauf exponiert. Im ersten Schritt wurden die Proben in einem hochauflösenden Raster-Elektronenmikroskop (REM) nachuntersucht. Die Rohre aus dem zweiten und dritten Versuch weisen eine vergleichbare Grössenverteilung der Platinpartikel auf. Als nächstes ist geplant, die Platin-Oberflächenbeladung und die Wasserstoffaufnahme des Zircaloy-Hüllrohrmaterials zu untersuchen. Der Oxidfilm auf den Proben wird ebenfalls detailliert analysiert, um einen möglichen negativen Einfluss auf das Oxidations- und Korrosionsverhalten von Zircaloy aufgrund der Platinpartikel aufzuklären. Die Projektziele und Meilensteine für das zweite Projektjahr wurden erreicht. Die systematischen Auslagerungsexperimente im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI und die anschliessenden Analysen an den ausgelagerten Proben laufen weiter. Die Verzögerung bei den Nachuntersuchungen mittels Laser Ablation Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry (LA-ICP-MS), über welche im letzten Jahr berichtet wurde, konnten aufgeholt werden. Im KKL ausgelagerte Proben wurden für Nachuntersuchungen ans PSI transferiert. Das NORA-Team des PSI hat Ergebnisse aus dem NORA II-Projekt im letzten Jahr auf vier Konferenzen präsentiert. Zudem wurde ein Artikel in einer wissenschaftlichen Zeitschrift publiziert.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der OLNC-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich reduziert werden kann. Im Vorgängerprojekt NORA konnten bereits einige wichtige Fragen geklärt werden. Das Projekt NORA II befasst sich jetzt mit konkreten Fragenstellungen, welche sich aus NORA ergeben haben. Zudem profitiert NORA II von der im Projekt NORA entwickelten Infrastruktur, unter anderem ein Hochtemperatur-Wasserkreislauf, und dem aufgebauten Know-how der PSI-Mitarbeitenden. Deshalb wurden bereits im ersten Berichtsjahr einige interessante Ergebnisse präsentiert, auf deren Basis jetzt im zweiten Berichtsjahr aufgebaut werden konnte. Diese Arbeiten des PSI sind für die Aufsicht wichtig, da das ENSI dadurch von einem unabhängigen Forschungslabor Ergebnisse zur Wirksamkeit der OLNC-Technologie erhält. Da mittlerweile das KKM und das KKL die OLNC-Fahrweise anwenden, ist es umso wichtiger, möglichst alle beobachteten Effekte, die bei dieser Fahrweise bereits aufgetreten sind, zu verstehen. Das Projekt NORA II liefert wie bereits NORA dazu einen massgeblichen Beitrag.

Ausblick

Für das nächste Jahr ist im Projektplan für NORA II vorgesehen, mit dem systematisch entwickelten Testprogramm im Hochtemperatur-Wasserkreislauf weiterzufahren. Detaillierte Nachuntersuchungen an Platin-beladenen Proben sind mit den bisher verwendeten Analysemethoden REM, Transmissions-Elektronenmikroskopie TEM und LA-ICP-MS vorgesehen. Ein wichtiges Thema im Jahr 2016 werden die Auslagerungsversuche von Zircaloy-Hüllrohrmaterial im Hochtemperatur-Wasserkreislauf unter Zugabe von Platin und die anschliessenden Analysen sein. Die Nachuntersuchungen an den im KKL ausgelagerten Proben sind für Anfang 2016 terminiert. Das PSI wird auch in diesem Jahr Ergebnisse aus dem NORA II-Projekt auf Konferenzen präsentieren. Zudem muss ein Projektabschlussbericht erstellt werden. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt ist NORA II im Plan und alle Aufgaben können wie vorgesehen bearbeitet 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

Für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke über 40 Jahre hinaus ist nachzuweisen, dass die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Auslegungstörfälle gewährleistet bleibt. Das jetzt abgeschlossene 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 Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS)
- Teilprojekt II: Transienten-Studie mit Hilfe des Rechenprogramms RELAP und numerischer Strömungssimulation (Computational Fluid Dynamics CFD)
- Teilprojekt III: Umfassende 3D-Analysen
- Teilprojekt IV: Bruchmechanik-Methoden

Die Hauptarbeiten des Projekts PISA-II wurden Mitte 2015 abgeschlossen. Das Projekt wurde bis zum 31.12.2015 verlängert, um relevante Parameterstudien insbesondere auf Basis eines neuen Modellierungswerkzeugs abzuschliessen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei einer PTS-Transiente erfolgt eine Einspeisung von kaltem Wasser in den heissen RDB, welche bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten kann (Loss Of Coolant Accident LOCA). Der RDB wird dabei nicht gleichmässig abgekühlt, sondern es bilden sich ausgehend von den Einspeisestutzen entlang der Innenwand des RDB sogenannte Kühlstrahlen aus. Die schnellen Temperaturänderungen ziehen

starke mechanische Spannungen nach sich. Der RDB wird dabei nicht gleichmässig beansprucht, sondern es gibt im zeitlichen Verlauf des postulierten Störfalls lokale Zonen mit ausgeprägten Belastungsspitzen, vor allem im Bereich der Kühlstrahlen.

Für das Projekt PISA-II wurde eine umfassende Modellierung dieser Transienten aufgebaut, diese umfasst eine systemtechnische Abbildung des gewählten Referenz-RDB, um Massenströme sowie Temperatur- und Druckverteilungen berechnen zu können. Auf dieser Basis kann mit anspruchsvollen dreidimensionalen thermohydraulischen CFD-Berechnungen der zeitliche Temperaturverlauf am RDB während einer PTS-Transiente berechnet werden. Die sich daraus ergebenden Beanspruchungen am RDB lassen sich in einem weiteren Modul durch ein dreidimensionales Finite-Elemente-Modell bestimmen, in dem spezifische Risskonfigurationen für die gewählten PTS-Störfallannahmen postuliert werden. Mit diesen Parametern können dann deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt und die Ergebnisse miteinander verglichen werden.

Ein Schwerpunkt des Projektes im Berichtszeitraum war die Durchführung einer systematischen Parameterstudie zu relevanten Kühlmittelverlust-Störfällen unter Berücksichtigung unterschiedlicher Einspeiseszenarien. Dazu wurden in Ergänzung zu den aufwändigen CFD-Berechnungen auch einfachere Simulationsprogramme (z.B. GRS-Mix) eingesetzt, mit denen sich umfangreichere Parameterstudien realisieren lassen. Auf Basis eines Vergleichs der eingesetzten Berechnungs- und Simulationsprogramme können dann die Plausibilität der Modelle überprüft und Erkenntnisse zur Robustheit und Genauigkeit der Simulationsprogramme gewonnen werden.

Der Einfluss der abdeckenden Leckgrösse bei einem Kühlmittelverlust-Störfall wurde im Berichtszeitraum vertieft untersucht. Dazu wurde das Spektrum der betrachteten Leckgrössen erweitert. Die Parameterstudie umfasst nun Leckgrössen von 3, 10, 20, 30, 40, 60, 70, 80, 100, 200, 300, 450, 1000 cm² sowie einen doppelseitigen postulierten Rohrbruch (2 x 3832 cm²). Die bisherigen Berechnungen deuten darauf hin, dass für den gewählten Referenz-RDB die bisher verwendete abdeckende Leckgrösse korrigiert werden muss.

Im Rahmen der umfassenden Parameterstudie wurden auch eine Vielzahl an postulierten Risskonfigurationen (Oberflächenrisse sowie im Volumen liegende Risse) berechnet. Aufgrund des berücksichtigten Temperaturprofils zeigen die Analysen,

dass für eher flache Risse die Beanspruchungen höher sind als für tiefe Risse. Eine Rissinitiierung ist dann für diese Risskonfigurationen entsprechend wahrscheinlicher als für tiefere Risse.

Bei den probabilistischen Berechnungen führt ein mittleres Leck zur höchsten bedingten (konditionalen) Rissinitiierungs-Wahrscheinlichkeit. Bei Betrachtung der Ausfallwahrscheinlichkeiten zeigten die probabilistischen Berechnungen dagegen ein kleines Leck als massgeblich an. Diese Ergebnisse der probabilistischen Berechnungen sind noch mit den aktuellen Erkenntnissen aus den Parameterstudien zu Leckgrösse und Risskonfiguration zu vergleichen und diskutieren.

Die CFD-Simulationen zeigen ein ausgeprägt dynamisches, dreidimensionales Verhalten der Kühlstrahlen mit grossen Temperaturdifferenzen von bis zu 100 °C. Der Vergleich der verwendeten thermohydraulischen Simulationsprogramme unter diesen Bedingungen zeigt teilweise relativ grosse Unterschiede zwischen den einfachen Programmen und den sehr aufwändigen CFD-Simulationen. Für eine entsprechende Validierung dieser Programme sind daher weitere Abklärungen und insbesondere eine Diskussion der zu berücksichtigenden Randbedingungen für diese Berechnungsmodule erforderlich.

Es wurden Untersuchungen zu den Temperaturverteilungen am RDB durchgeführt, wenn sich unter den Bedingungen eines Kühlmittelverlust-Störfalls ein Wasser-Dampfgemisch ausbildet. Erste Ergebnisse deuten darauf hin, dass sich dabei grössere Temperaturdifferenzen ausbilden können als unter einphasigen Bedingungen.

Im Rahmen des Projekts PISA-II wurde auch die bruchmechanische Modellierung des Materialverhaltens im Duktil-Sprödbbruch-Übergangsbereich weiterentwickelt. Damit können die Sicherheitsmargen bei Bruchvorgängen genauer beschrieben werden und auch spezielle Werkstoffeffekte wie der sogenannte Warm-Press-Stress-Effekt (WPS) quantifiziert werden.

Im Berichtsjahr einschliesslich der Verlängerung bis zum Jahresende wurden die wesentlichen Projektziele erreicht. Mit der Kopplung verschiedener Berechnungsmodule für Thermohydraulik und Bruchmechanik konnte eine in sich geschlossene Gesamtbetrachtung am RDB unter hohen Beanspruchungen, wie sie bei Kühlmittelverlust-Störfällen auftreten können, realisiert werden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der RDB stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Insbesondere beim Nachweis der Sprödbbruch-Sicherheit des RDB besteht ein starkes Interesse des ENSI, die Sicherheitsreserven der deterministischen Integritätsnachweise durch verfeinerte Analysen mit probabilistischen Methoden besser quantifizieren zu können.

Insbesondere die Kopplung von thermohydraulischen und bruchmechanischen Berechnungen unter den Bedingungen von Kühlmittelverlust-Störfällen erlaubt bessere Aussagen zu den Sicherheitsmargen für die Strukturintegrität des RDB.

Aus dem Projekt PISA-II haben sich neue Fragestellungen zu den relevanten Randbedingungen für die führende PTS-Belastung ergeben. Insbesondere für RDBs, die im Langzeitbetrieb eine höhere Neutronenversprödung aufweisen können, ist dieses Thema von Bedeutung.

Weiterhin wird mit diesem Projekt auch der Kompetenzerhalt in der Schweiz zu Sprödbbruch-Sicherheitsnachweisen sichergestellt.

Ausblick

Das Projekt PROBAB führt die wesentlichen Aktivitäten des Projektes PISA-II in den kommenden drei Jahren weiter. Im Projekt PROBAB sollen die Unsicherheiten bei der Annahme von PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit weiter untersucht werden. Besonderes Interesse gilt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwasserstrahlen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB. Zu diesem Zweck sollen geeignete analytische Rechenmodelle eingesetzt und mit den sehr rechenintensiven CFD-Berechnungen verglichen werden. Weiterhin soll untersucht werden, welchen Einfluss mögliche strukturelle Unregelmässigkeiten im Material auf die Sicherheitsmargen des RDB bei PTS-Lastfällen haben können.

Als neuer Forschungsschwerpunkt des Projekts PROBAB sollen die im Rahmen von PISA-II entwickelten probabilistischen Analysemethoden auch auf andere aktive Schädigungsmechanismen (wie Spannungsrissskorrosion und Ermüdung) erweitert und auf andere RDB-Bereiche (Stützen, Durchführungen, Verbindungen mit Einbauten) angewandt werden.



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 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: Michaela Weber

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 Vorgehensweisen bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind dreizehn Mitgliedsländer beteiligt: Ka-

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

Im Rahmen des CODAP-Projektes werden die Datenbank ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen 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 Rahmen des CODAP-Projektes wurde der zweite Erfahrungsbericht (Topical report) mit dem

Thema «Betriebserfahrungen zu Rohrleitungsschäden an elektrohydraulischen und Steuerluftleitungen» (Operating Experience insights on pipe failures in electro-hydraulic control & instrument air systems) 2015 veröffentlicht. Die Auswertung der entsprechenden 215 Datensätze aus der Schadensbank zeigte, dass die Schäden an den Kleinleitungen häufig zu einer manuellen oder automatischen Reaktorschnellabschaltung führten. Daher wurde die Empfehlung ausgesprochen, auch Kleinleitungen in das Instandhaltungsprogramm mit zu integrieren.

Der Entwurf eines weiteren Erfahrungsberichtes zum Thema «Zuverlässigkeit und Integritätsmanagement von druckführenden Komponenten» (Operating Experience Insights Into Pressure Boundary Component Reliability & Integrity Management) wurde erstellt. Dazu wurden die Datensätze der CODAP-Schadensdatenbank zur aktuellen Betriebserfahrung sowie die existierenden Managementprogramme analysiert und ausgewertet. Ein Ziel ist unter anderem, alterungsbedingte Leckagen zu verhindern.

In der CODAP-Datenbank sind auch Angaben enthalten, wie die jeweiligen Schäden festgestellt wurden. Dazu sind Details zu den eingesetzten Verfahren wie beispielsweise Druckprüfung, Wiederholungsprüfungen und den eingesetzten zerstörungsfeien Prüftechniken aufgeführt. Damit können Rückschlüsse auf das Instandhaltungskonzept sowie auf die Zuverlässigkeit der zerstörungsfreien Prüftechnik gezogen werden.

Der Start der Projektphase 2 verzögerte sich. Grund hierfür ist, dass sich einige Länder erst sehr spät entschieden haben, weiterhin an dem Projekt teilzunehmen. Durch den späten Entscheid wurde die Erstellung des endgültigen Budget- und Kostenplans für die zweite Projektphase verzögert. Dies hatte Rückwirkungen auf die in 2015 geplanten Projektziele, wie zum Beispiel die Verbesserungen bezüglich der Handhabung der webbasierten Schadensdatenbank, die nicht umgesetzt werden konnten. Trotz dieser Startschwierigkeiten der jetzigen Projektphase wurden von den teilnehmenden Mitgliedern weiter Ereignisse von Schäden in die Datenbank eingegeben. Im Jahr 2015 waren dies mehr als 70 neue Datensätze.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute mehr als 4700 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
- risikoinformierten Anwendungen in der Instandhaltung

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folgemaassnahmen 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 den Schadensfällen wird fortgeführt. Ein weiterer Schwerpunkt für das Jahr 2016 ist die Umsetzung der Verbesserungen in der Handhabung der Schadensdatenbank.

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 OECD-Projekts SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) fort, der sich bereits mit solchen Prozessen bei Kabelisolationen beschäftigt hatte. CADAK hat sich zum Ziel gesetzt, die technische Basis für die Lebensdauer von klassierten elektrischen Kabeln unter dem Gesichtspunkt von Unsicherheiten bei den Qualifikationstests, welche vor der Erstinbetriebnahme stattfanden, neu zu beurteilen. Damit sollen einerseits die Korrektheit der Reserven ermittelt und andererseits Unsicherheiten abgedeckt werden. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammengefasst, die nicht nur Angaben zu

einzelnen Fällen, sondern auch Hintergrundwissen enthält (Data and Knowledge Base). Seit 2015 nehmen an dem Projekt Vertreter der Länder Deutschland, Kanada, Japan, Slowakei, Schweiz und der USA teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für 2015 war vorgesehen, dass die ersten Forschungsergebnisse bezüglich vorgealterten und neuen Kabeln vorliegen sowie eine verbesserte Version der CADAK-Datenbank erarbeitet werden soll. Die Sitzung, welche im Oktober 2015 stattfand, zeigte auf, dass die Forschungsaktivitäten im Bereich der Kabelalterung noch nicht so weit sind, aber auch, dass unklar ist, welche Länder sich in Zukunft noch am Projekt beteiligen werden.

Die Studien mit verschiedenen Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel ergeben sollen, sind noch nicht in Arbeit. Es werden dafür teilweise Kabelmuster von bestehenden oder stillgelegten Kernkraftwerken verwendet, also Material, welches über einen längeren Zeitraum einer erhöhten Temperatur und Strahlung ausgesetzt war. Schwierig ist dabei die Ermittlung der Daten betreffend Einsatzzeit inklusive den herrschenden Umgebungsbedingungen (Strahlung, Temperatur, etc.), mit denen die Voralterung bestimmt werden kann. Erst auf Basis dieser kann die eigentliche Forschungsarbeit zur maximalen Lebensdauer unter bestimmten Randbedingungen beginnen. In bestimmten Anlagen wurden 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 mit mechanischen und physikalisch-chemischen Verfahren untersucht, z.B. OIT (Oxidative Induction Time), OITP (Oxidative Induction Temperature) und FTIR (Fourier Transform Infrared Spectroscopy).

Von Seiten der Schweiz wurde beim diesjährigen Jahrestreffen ein kurzer Überblick zu den aktuellen Ergebnissen betreffend LIRA-Methode (Niederspannungskabel) und $\tan \delta$ -Messung (Mittelspannungskabel) gegeben. Die in der Schweiz ausgeübte Praxis betreffend der Anwendung von Steckbriefen in der Alterungsüberwachung entspricht auch einer internationalen Vorgabe z. B. im IAEA-Dokument TECDOC-1402 (Part 1: ageing mechanism. Part 2: possible diagnostic methods and Part 3: plant specific review).

Die Kabeldatenbank enthält momentan 953 Datensätze. Es sind sowohl Angaben zu Hochspannungskabeln, Mess- und Steuerkabeln als auch Netzkabeln 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.).

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit den Ergebnissen von CADAK sollen exaktere Aussagen zur Lebensdauer von eingesetzten Kabeln gewonnen werden. Damit können bestehende Modelle zur Alterungsüberwachung überprüft und optimiert werden. Das Projekt hat eine grosse 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 Alterungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E klassiert) etabliert. Aus dem Projekt erwartet man sich die Identifizierung von Verbesserungsbedarf zur Verfeinerung der eingesetzten Modelle.

Ausblick

Im März 2016 findet das nächste Treffen statt, mit den Zielen, den Abschlussbericht der Projektphase CADAK 1 zu verabschieden und sich über den aktuellen Stand der Überwachung, Forschungsergebnisse und Betriebserfahrungen auszutauschen. Eventuell sind auch Anpassungen der Datenbank zu diskutieren, um sie praktikabler zu gestalten. Längerfristig könnten ausser Kabeln eventuell auch andere alterungsrelevante Komponenten in der Datenbank erfasst werden wie zum Beispiel Motoren, Durchführungen, Batterien, Messwertumformer und Thermolemente. Angesichts der unklaren Verhältnisse bezüglich der zukünftigen Projektmitglieder wird aber auch die Weiterführung des Projekts grundsätzlich zu diskutieren sein.

1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE)-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency betrieben. Generelles Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über 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 in einer Datenbank gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Neben der Schweiz beteiligen sich zurzeit zehn weitere Länder, 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 2015 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2015) 1787 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 12 verschiedene Komponententypen.
- **Kodierungsrichtlinien:** In den so genannten Kodierungsrichtlinien werden die Anforderungen an die Datenerfassung von spezifischen Komponententypen festgelegt. Von Zeit zu Zeit werden diese Kodierungsrichtlinien überarbeitet. Im Berichtsjahr wurde beschlossen, Daten zu *systemübergreifenden CCF* zu sammeln. Dabei handelt es sich um CCF, die unterschiedliche Komponententypen oder Systeme betreffen. Ein erster Entwurf der Kodierungsrichtlinie wurde erstellt. Eine weitere Kodierungsrichtlinie (Wechselrichter) ist in Verarbeitung.
- **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 identifizierte Fehlerart oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Für den Berichtsjahr ist Folgendes erwähnenswert:

- Der Komponentenbericht zu *Wärmetauschern* wurde von der NEA veröffentlicht. In diesem Bericht werden 46 ICDE-Ereignisse analysiert. Die Auswertung zeigt, dass die meisten Ausfälle infolge aggressiver Umgebung (erschwerter Durchfluss aufgrund von Korrosion, Schmutzablagerung usw.) erfolgten.
- Seit der Veröffentlichung des Komponentenberichts zu *Dieselgeneratoren* im Jahre 2000 hat sich die Anzahl der registrierten Dieselgeneratoren-Ereignisse in der ICDE-Datenbank etwa verdoppelt. Im Jahr 2015 wurde mit der Aktualisierung des Komponentenberichts zu *Dieselgeneratoren* begonnen.

- **Berichte zu ICDE-Workshops:** Im Rahmen des ICDE-Treffens werden regelmässig Workshops zu vorgegebenen Themen organisiert, wobei ausgewählte Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert werden. Ergebnisse der Workshops werden zum einen zur Verbesserung der Informationen in der ICDE-Datenbank verwendet und zum anderen in Berichten zusammengefasst. Im Berichtsjahr wurde folgender Bericht veröffentlicht: «Workshop on Collection and Analysis of Common-Cause Failures due to External Factors». In diesem Bericht wurden 43 ICDE-Ereignisse analysiert, die durch ungünstige externe Bedingungen, insbesondere wetterbedingt, beeinflusst wurden (kein direktes externes auslösendes Ereignis). Weitere Berichte zu ICDE-Workshops zu den Themen «Anlageänderungen» und «Verbesserung von Tests» sind in Vorbereitung.

- **Weitere Untersuchungen:** Im Berichtsjahr wurde eine Arbeitsnotiz zu den Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von ICDE-Daten für die Quantifizierung von CCF-Parametern erstellt.

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2015 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 be-

einträchtigen. Im Rahmen des ICDE-Projektes werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen zu ergreifen. Die ausgewerteten Ereignisse können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF, wie sie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt wird, genutzt werden.

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Die Kodierungsrichtlinien zu *Wechselrichtern* und zu *systemübergreifenden CCF* werden weiter bearbeitet.
- Es wird am Komponentenbericht zu *Dieselmotoren* weiter gearbeitet.
- Die Berichte für die ICDE-Workshops zu den Themen «Anlageänderungen» und «Verbesserung von Tests» werden weiter entwickelt.

1.2.4 OECD FIRE - Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht zum Thema «Combinations of Fires with other Events», welcher vom Verhalten von Bränden im Zusammenspiel mit anderen Typen von Ereignissen handelt, wurde dem Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der NEA zur Begutachtung vorgelegt und dort genehmigt.

Es konnten 47 Brandereignisse in der Datenbank mit anderen Ereignissen wie Explosionen oder Überflutungen verbunden werden. Brand-szenarien solcher Art können zu ungewöhnlichen Schadensbildern führen, die in einer Brand-PSA geeignet berücksichtigt sein sollten. Ungefähr die Hälfte der Ereignisse hängt mit Lichtbögen an Mittel- und Hochspannungsanlagen (High Energy Arcing Fault, HEAF) zusammen, weshalb der Bericht anregt, den Schutz vor diesen Ereignissen systematisch zu betrachten. Ein Beitrag hierzu ist das aus dem Datenbankprojekt FIRE hervorgegangene Experimentalprogramm zu Lichtbögen. Eine weitere typische Kombination ist diejenige von Brand mit Überschwemmung durch Löschwasser. Es wurde ein unerwartet geringer Anteil von Explosionen mit Folgebrand gefunden, und die meisten dieser Ereignisse hatten vergleichsweise geringe Auswirkungen auf Betrieb und Sicherheit. Dies legt nahe, dass die Auslegung der explosionsgefährdeten Bereiche von Kernkraftwerken generell adäquat ist. Es sind die Beiträge nahezu aller Teilnehmerländer für den geplanten Überblicksbericht zu Brandschutzvorschriften (Topical Report on Fire Regulations) vorhanden. Die Fertigstellung im Laufe einiger Monate erscheint daher realistisch. Die Zusammenstellung der Anzahl von Räumen und Komponenten in den Kernkraftwerken der teilnehmenden Länder schreitet ebenfalls voran, was die Nutzung der neuen Datenbankfunktion zur Ermittlung von Brandhäufigkeiten ermöglicht.

Durch die deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) wurde zudem die Zuweisung der Brandereignisse zu den Verzweigungen generischer Ereignisbäume für Branderkennung und -bekämpfung begonnen. Diese können bei Fertigstellung dazu dienen, durch systematische Vergleiche zwischen modellierten und realen Brandereignissen realitätsnähere Methodiken der Brand-PSA zu ermöglichen.

Damit wurden die Projektziele für 2015 erreicht.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

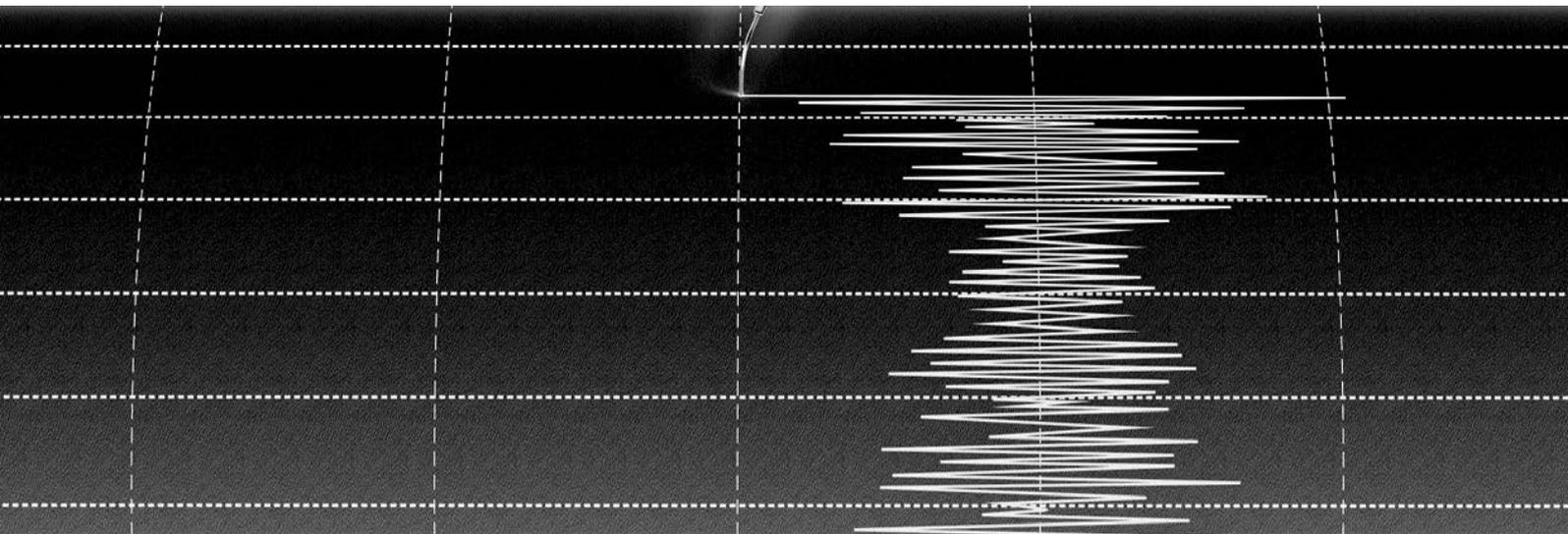
Das CSNI führte eine Untersuchung zum Reifegrad der probabilistischen Brandanalysen für Kernkraftwerke durch. Basierend auf einer Umfrage in den Kernenergie produzierenden OECD-Mitgliedsstaaten wurde das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der wichtigsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraft-

werken 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

Mit Ende 2015 hat die 4. Phase des Projekts geendet. Es wurde die Fortsetzung des Projekts in einer 5. Phase ab Anfang 2016 beschlossen.

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Es ist angedacht, in der 6. Phase des Projekts die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung zur Verbesserung der Methodiken in der Brand-PSA einzusetzen.



1.3 Externe Ereignisse

Neben Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch Ereignisse, die eine Anlage von aussen treffen können. Ein Schwerpunkt der Forschung liegt bei Erdbeben, da diese Gefährdung gemäss probabilistischen Sicherheitsanalysen den grössten Risikobeitrag für die Schweizer Kernkraftwerke liefert. Die beschriebenen Projekte beschäftigen sich sowohl mit geologischen Aspekten als auch mit den Auswirkungen von Erschütterungen auf Kernanlagen. Darüber hinaus sind für das ENSI die Arbeiten zu den Themen Flugzeugabsturz und Überflutungen wichtig.

1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre (Finnland)

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 in Anhang A

Einleitung

Das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert und hatte eine planmässige Laufzeit von 2012 bis 2014. Das Projekt hat unter anderem wegen dem Umzug der

Testanlage in eine neue Halle Verzögerungen erfahren. Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Das Ziel dieses Projektes besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI), Basler & Hofmann (B & H) sowie Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) an diesem Projekt. Im IMPACT-Projekt arbeiten 10 Teams aus 7 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, UK, USA, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland, Kanada, UK, USA und Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008) und IMPACT II (2009 bis 2011) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2015 elf Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar drei Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), drei Versuche zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series) und fünf

Abbildung 7:

Test V1, SOFiStiK-FE-Modell mit Lagerungsbedingungen (links) und vertikale Verschiebungen der Rückwand (rechts) aus Berechnung und Versuch V1A (COF = Reibungsbeiwert).
Quelle: SPI

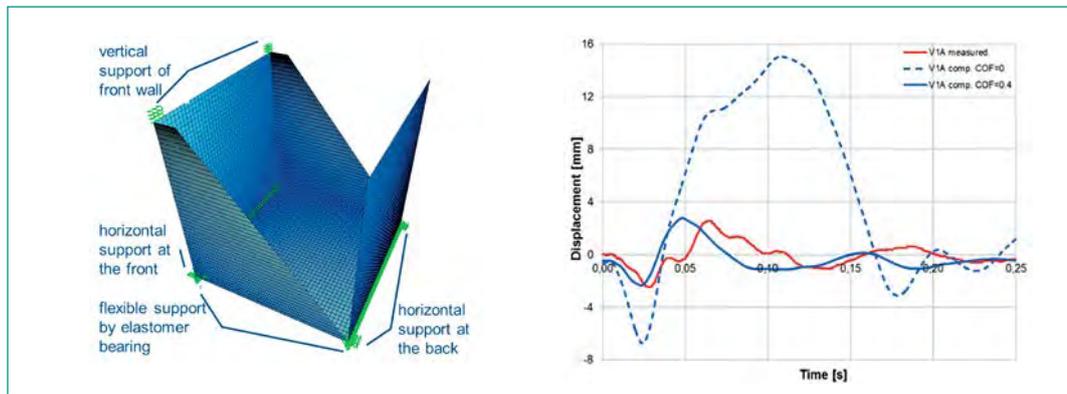


Abbildung 8:

Test V1, LS-DYNA-FE-Modell (links) und verformtes Projektil nach Aufprall mit $v = 114 \text{ m/s}$.
Quelle: B & H

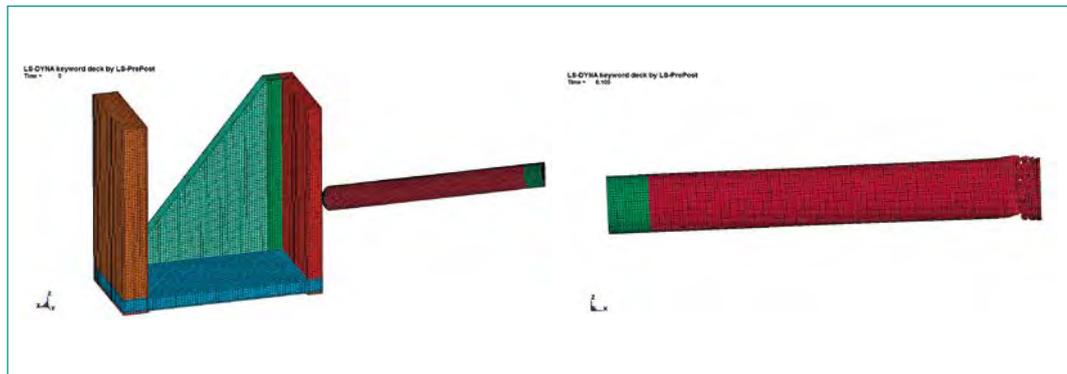
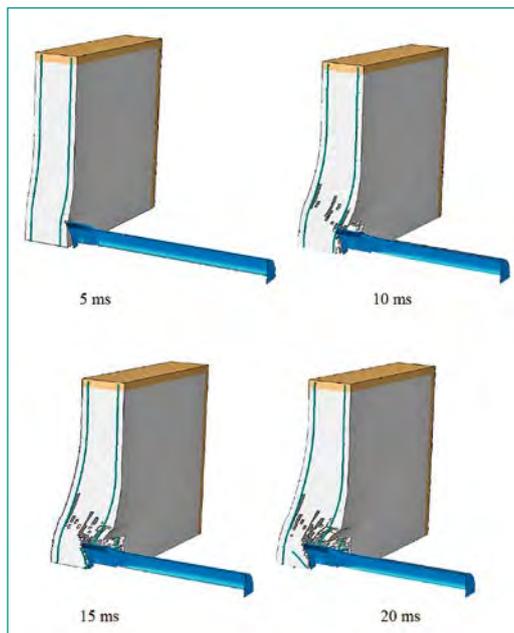


Abbildung 9:

Test X5, Strukturverhalten des Abaqus-FE-Modells für Betonfestigkeit $f_c = 40 \text{ MPa}$ und Aufprallgeschwindigkeit $v = 165 \text{ m/s}$.
Quelle: PRINCIPIA



Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen (Liquid effect tests, L-Series).

Die Versuche zum Durchstanzverhalten (P-Series) mit harten Anprallkörpern («hard missile impact»), welche vor allem das Eindring- und Durchstanzverhalten von Triebwerken oder anderen kompakten Flugzeugteilen (grosse harte Masse, kleine Auftrefffläche) repräsentieren, sind im Berichtsjahr abgeschlossen worden. Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens

(X-Series) mit relativ weichen Anprallkörpern («soft missile impact») wurden 2015 nicht durchgeführt, befinden sich aber in der Planung für 2016. Die Versuchskörper der P- und der X-Series sind in allen Fällen quadratische Betonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,25 m Plattendicke. Die durch drei weitere Tests ergänzten Versuche der V-Series dienen der Erforschung der Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen. Die Versuchskörper sind Sonderkonstruktionen aus Stahlbeton.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI zusammen mit SPI und B & H an einem Workshop mit anschließendem Treffen der so genannten Technical-Advisory-Group (TAG) teil (9. bis 11. Dezember in Finnland). Dabei wurden von ENSI, SPI und B & H erstens Nachberechnungen zu den weiteren drei Tests am Versuchskörper V1 zur Erschütterungsweiterleitung (Versuche V1D bis V1F) vorgestellt. Zweitens wurden rechnerische Untersuchungen zu den geplanten weiteren Versuchen X5 bis X8 mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten präsentiert. Zur Illustration werden nachfolgend zu den Nachrechnungen der Versuche V1D bis V1F und zu den Ergebnissen der Planung der Versuche X5 bis X8 kurze Erläuterungen gegeben und beispielhafte graphische Darstellungen angeführt.

Die von SPI durchgeführten dynamischen Analysen zum Test V1 erfolgten an dem in Abbildung 7 links

dargestellten Finite-Elemente(FE)-Modell mit dem Programm SOFiSTiK, wobei die Betonstruktur auf Schalenelemente und die Lagerungen auf Federelemente abgebildet wurden. Insbesondere die mit diesem Modell berechneten Vertikalverschiebungen der Rückwand in den im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2014 beschriebenen Versuchen V1A bis V1C erreichten deutlich höhere Amplituden als die gemessenen Verschiebungen.

Nachträglich durchgeführte Parameteranalysen ergaben, dass aufgrund von Reibungsvorgängen an den horizontalen Lagern ungewollt zusätzliche Vertikalkräfte übertragen werden, die die Strukturantwort dämpfen und die vertikalen Verschiebungen verringern. Die SOFiSTiK-Berechnungen für den ersten Test V1A mit einem Reibungsbeiwert 0,4 an den rückseitigen Horizontallagern ergaben, dass insbesondere die ursprünglich am stärksten abweichenden vertikalen Verschiebungen der Rückwand mit Berücksichtigung von Reibung gut mit den Messwerten übereinstimmen (siehe Abbildung 7 rechts). Um bei den vertikalen Beschleunigungsantwortspektren eine noch bessere Übereinstimmung zu erzielen, ist der Reibungsbeiwert in den SOFiSTiK-Berechnungen zu den 2015 durchgeführten Anschlussversuchen V1D bis V1F auf 0,3 verringert worden. Insgesamt kann festgestellt werden, dass die mit dem Programm SOFiSTiK erzielten Ergebnisse das reale Strukturverhalten unter der Voraussetzung gut wiedergeben, dass die Versuchsrandbedingungen eindeutig definiert werden können.

Auch B&H hat mit dem Programm LS-DYNA dynamische Analysen der Testserie V1 durchgeföhrt. Hierfür wurde das in Abbildung 8 links dargestellte FE-Modell verwendet, in dem die Betonstruktur mit Volumenelementen, die darin eingebettete Bewehrung mit Stabelementen und die Elastomerlager mit elastischen Volumenelementen abgebildet wurden. Bei dem LS-DYNA-FE-Modell handelt es sich um ein gekoppeltes Modell, in dem sich die Einwirkung auf die Betonstruktur unmittelbar aus dem mit der Aufprallgeschwindigkeit auftreffenden, mit Schalenelementen diskretisierten rohrförmigen Projektil ergibt. Der plastisch verformte Zustand des Projektils nach dem Aufprall mit $v = 114 \text{ m/s}$ ist in Abbildung 8 rechts zu sehen.

Im Jahr 2016 sind vier weitere Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens geplant. Die Zielsetzung für den Test X5 ohne Schubbewehrung in der Versuchsplatte besteht in der Erkundung des Betontraganteils an der Durchstanztragfähigkeit bei Aufprall eines verformbaren Projektils. Für die Bestimmung der geeigneten Auf-

prallgeschwindigkeit im Test X5 sind von PRINCIPIA parametrische FE-Analysen mit einem gekoppelten FE-Modell zur Berechnung mit dem Programm Abaqus durchgeföhrt worden. Aus den Berechnungsergebnissen resultiert in der Variante mit einer Betonfestigkeit von $f_c = 40 \text{ MPa}$ eine ohne Perforation ertragbare Aufprallgeschwindigkeit von $v = 165 \text{ m/s}$, bei der zwar eine deutliche Penetration auftritt, aber noch keine Perforation erfolgt. Das Ergebnis für $f_c = 40 \text{ MPa}$ ist in Abbildung 9 anhand verschiedener Verformungszustände im Zeitverlauf graphisch dargestellt.

Die Tests X6 bis X8 dienen zum Untersuchen des Tragverhaltens von unterschiedlichen Typen von Schubbewehrungen. Die Versuche unterscheiden sich lediglich durch die Form der Schubbewehrungen, während alle anderen Parameter gleich sind. Beim Test X6 werden geschlossene Bügel, beim Test X7 Stäbe mit aufgestauchten Ankerköpfen und beim Test X8 Stäbe mit Endhaken verwendet. Beim Versuchsdesign hat das ENSI mit seinen Experten massgebend mitgewirkt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Bei der 2015 erfolgten Prüfung und Bewertung der Flugzeugabsturzanalysen der Schweizer Kernkraftwerks-Betreiber waren auch Fragen zur Tragfähigkeit von Betonstrukturen, zu Anpralllasten oder zu induzierten Erschütterungen von sicherheitsrelevanten Systemen rechnerisch zu behandeln. Aufgrund der Teilnahme an dem Projekt IMPACT III steht dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Die im Rahmen des Projekts gewonnenen Erkenntnisse tragen dazu bei, dass das ENSI und seine Experten in der Lage sind, die Flugzeugabsturzanalysen der Kraftwerksbetreiber fachlich qualifiziert zu beurteilen.

Überdies erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Das Projekt IMPACT III wird weitere Verzögerungen erfahren, weil VTT mit dem Durchföhren der Versuche im Projekt OECD-IRIS Phase 3 beauftragt

wurde. Das Projekt IMPACT III wird voraussichtlich erst im Jahr 2017 abgeschlossen. VTT plant die Fortsetzung des Projekts IMPACT III und hat bei den bestehenden Partnern nach dem Interesse an einer Teilnahme nachgefragt. Diverse Partner haben Interesse bekundet und festgehalten, dass bei einem Folgeprojekt grössere Testkörper mit längeren Spannweiten untersucht werden müssten.

1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: OECD-NEA
 Auftragnehmer: Stangenberg und Partner
 Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland
 ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger

Einleitung

Die Phase 3 des Projekts IRIS («Improving Robustness Assessment of Structures Impacted by a Large Missile at Medium Velocity») wird von der OECD organisiert und ist als Folgeprojekt der Vorgänger-

phasen IRIS_2010 und IRIS_2012 konzipiert (vgl. Erfahrungs- und Forschungsberichte ENSI 2011 und 2012). Die Phase 3 ist der Übertragung induzierter Erschütterungen von der einer stossartigen Einwirkung ausgesetzten Wand eines Bauwerks auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs gewidmet. Hinsichtlich des Verhaltens des Aufprallbereichs sollen die Erkenntnisse der vorangegangenen Projektphasen genutzt werden. Wie bei den früheren Phasen werden vor Ausführung der Tests Simulationen durch internationale Expertengruppen durchgeführt. Die analytischen Resultate werden dann mit den Testresultaten verglichen (sogenanntes Benchmark-Projekt). Das Ziel besteht darin, die durch den Aufprall bedingten Auswirkungen der lokalen Schädigung auf die induzierten Erschütterungen zu bewerten, die Strukturdämpfungen in den Bauwerksbereichen mit linearelastischem Verhalten wie auch in den geschädigten Zonen zu messen und davon ausgehend Schlussfolgerungen hinsichtlich der wichtigsten Einflussparameter zu treffen. Wie in den vorangegangenen Phasen besteht ein weiteres Projektziel auch darin, die Berechnungsmethoden – hier im Hinblick auf die Erschütterungsweiterleitung und die Bauwerkantwortspektren – weiterzuentwickeln und zu validieren.

Die zeitliche Abwicklung des Projekts war ursprünglich für die Jahre 2014 und 2015 vorgesehen. In diesem Zeitraum konnte jedoch nur die Planung des Versuchsaufbaus und des Benchmark-Programms durchgeführt worden. Das ENSI hat mit Unterstützung der Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland (SPI) und Basler & Hofmann AG, Zürich, bereits aktiv an den Benchmark-Projekten IRIS_2010 und IRIS_2012 teilgenommen. Bei IRIS Phase 3 ist das ENSI im Organisationskomitee vertreten und hat im Berichtsjahr gemeinsam mit SPI an dem Entwurf des Versuchskörpers mitgewirkt.

Abbildung 10:
 SOFiSTiK-FE-Modell
 des IRIS-Phase-3-
 Versuchskörpers.
 Quelle: SPI

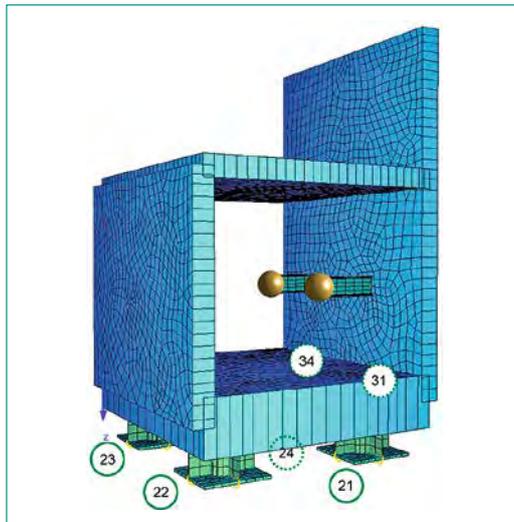
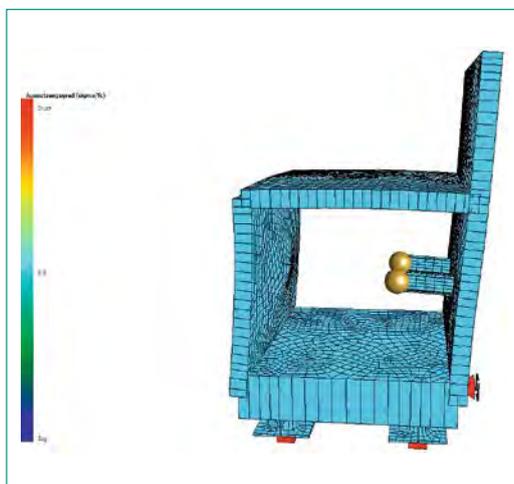


Abbildung 11:
 Verformte Struktur
 nach einem Aufprall
 mit $v = 160 \text{ m/s}$
 (Verformungen 100fach
 überhöht).
 Quelle: SPI



Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele des Berichtsjahres bestanden darin, seitens des Organisationskomitees den Entwurf des Versuchsaufbaus, das Testprogramm und die Benchmark-Schritte im Detail festzulegen. Electricité de France (EDF) als Projektleiter hat 2015 die technische Spezifikation für die Konstruktion des Stahlbeton-Versuchskörpers und das Versuchsprogramm erstellt. Der zu den Seiten hin offene kastenförmige Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte (Darstellung als Finite-Elemente-Modell in Abbil-

dung 10). Das Projektil soll von links kommend auf die Vorderwand auftreffen. Die Rückwand ist wie eine Attika nach oben hin verlängert. An der Rückwand sollen zwei zum Innenraum hin gerichtete, mit unterschiedlichen Befestigungssystemen verankerte Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten angebracht werden. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt auf vier Füßen aus Rohrprofilen. Zusätzlich sind als Horizontallager zwei weitere Rohrprofile an der Rückwand vorgesehen.

Auf Basis des Entwurfs von EDF sind von SPI dynamische Analysen an dem Finite-Elemente(FE)-Modell mit dem Programm SOFiSTiK durchgeführt worden, wobei die Betonstruktur und die vertikalen Auflagerkonstruktionen auf Schalenelemente abgebildet wurden. Aufgrund der dynamischen Analysen von SPI wurden die Wände und die Decke des Versuchskörpers von 25 cm auf 15 cm verringert.

Die Berechnungen zeigten, dass sich der Versuchskörper bei dem geplanten Aufprall des Projektils mit einer Geschwindigkeit von $v = 110$ m/s bis auf geringfügige Rissbildung vollständig elastisch verhält. Bei dem Höchstwert der Aufprallgeschwindigkeit $v = 160$ m/s treten moderate nichtlineare Verformungen auf, die auf die dem Aufprall ausgesetzte Vorderwand beschränkt sind. Der nach dem Test verbleibende Verformungszustand ist durch eine geringfügig geneigte Position der Wände des Versuchskörpers gekennzeichnet (siehe Abbildung 11).

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Bei der 2015 erfolgten Prüfung und Bewertung der Flugzeugabsturzanalysen der Schweizer Kernkraftwerks-Betreiber waren auch Fragen zu induzierten Erschütterungen von sicherheitsrelevanten Systemen rechnerisch zu behandeln. Mit Phase 3 des Projekts IRIS wird der Stand von Wissenschaft und Technik im Hinblick auf die Zuverlässigkeit der Berechnungsmethoden für induzierte Erschütterungen von Anlagenkomponenten erweitert. Durch die Teilnahme am Projekt sind das ENSI und seine Experten in der Lage, das Know-how diesbezüglich zu pflegen und zu vertiefen sowie eine entsprechend fachlich qualifizierte Beurteilung der Flugzeugabsturzanalysen vorzunehmen. Überdies erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den weltweit führenden Experten auf dem Gebiet der Analyse von extremen Anpralllasten auf Stahlbetonstrukturen. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Zur Teilnahme am Benchmark-Projekt IRIS Phase 3 soll gemäss aktualisiertem Terminprogramm im Frühjahr 2016 eingeladen werden. Der Projektplan sieht zwei Phasen vor, die sich in blinde Vorausberechnungen im Jahr 2016 und Nachrechnungen der im Jahr 2016 geplanten Versuche im Jahr 2017 aufteilen. In beiden Jahren soll zum Jahresende ein Workshop organisiert werden.

Das ENSI wird im Jahr 2016 als Team mit den Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, und Basler & Hofmann AG, Zürich, an den Benchmark-Analysen im Rahmen des Projekts IRIS Phase 3 teilnehmen und die Tätigkeit des wissenschaftlichen Komitees weiter aktiv unterstützen.

1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten

Projektorganisation: ASME, New York

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner, Ingenieur GmbH, Bochum (D)

ENSI-Projektbegleiter: Markus Wanner

Einleitung

Versuche zu stossartigen Belastungen wurden bisher vor allem für Stahlbetontragwerke ohne Vorspannung realisiert. Es besteht ein internationales Bedürfnis, solche Experimente auch an vorgespannten Stahlbetontragwerken für kerntechnische Anlagen durchzuführen. Die ASME (American Society of Mechanical Engineers) hat deshalb 2014 ein Projekt initiiert und vorgeschlagen, Tests an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten durchzuführen. Sechs internationale Organisationen und Firmen sowie das ENSI beteiligen sich als Sponsoren an den Kosten für die Durchführung dieser Versuche, welche im Januar 2016 im amerikanischen Bundesstaat Oregon durchgeführt werden. Die Projektleitung für die Testversuche liegt bei der ASME, New York, die technische Planung und Durchführung der Versuche erfolgen durch das Ingenieurunternehmen Stone Security Engineering, Arlington (VA) und das Testunternehmen Oregon Ballistic Laboratories, Salem (OR).

Die Versuche sollen insbesondere das Verhalten und die Duktilität von vorgespannten Betonplatten aufzeigen, welche für kerntechnische Anlagen repräsentativ sind. Dazu werden acht Versuche an 270 mm starken Betonplatten mit den Abmessungen 4.880 m x 4.880 m durchgeführt, unter Variation von Vorspanngrad, Bewehrungsgehalt und Explosionslast. Diese sollen als Grundlage dazu dienen, in Regelwerken, Normen und Richtlinien

Bemessungsvorgaben für entsprechende vorgespannte Betontragwerke (z. B. Containments) unter hohen, aussergewöhnlichen stossartigen Lasten (wie z. B. Anprall, Explosion) definieren zu können. Ursprünglich im Projekt nicht vorgesehen, sind nun auch vergleichende, rechnerische Simulationen (sogenannter Benchmark) geplant, um die Berechnungsmethoden, insbesondere im Hinblick auf das Verformungsvermögen von vorgespannten Betonplatten, weiterzuentwickeln und zu validieren. Das ENSI wird mit Unterstützung der Experten Stangenberg und Partner, Bochum, am Benchmark teilnehmen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten im Berichtsjahr bestanden darin,

- die Finanzierung zu sichern und die Verträge mit den verschiedenen Sponsoren zu unterzeichnen,
- den definitiven Projekt-Plan, mit allen erforderlichen Testbedingungen, Berechnungen und Detailplänen und -spezifikationen der Betonplatten, zu erarbeiten,
- die acht Betonplatten in der erforderlichen Qualität zu erstellen, und
- die ganze Logistik für die Versuchsdurchführung auf das abgelegene Testgelände in Oregon zu bringen und zu installieren, um die Versuche Anfang 2016 durchführen zu können.

Die Versuchsplatten werden vertikal an einer massiven, stark bewehrten, kastenförmigen Rückhaltestruktur befestigt und die Sprengladungen in einem Abstand von ca. 10 m davor auf dem Boden platziert. In Vorversuchen wurde die Druckausbreitung für verschiedene Sprengstoffmengen getestet, um die für die anvisierten Plattenbelastungen korrekten Randbedingungen bestimmen zu können.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt ist eine Grundlage zur Erstellung von Bemessungsregeln in Richtlinien und Normen für vorgespannte Betonkonstruktionen unter aussergewöhnlichen, stossartigen Lasten. Es unterstützt und ergänzt die bereits laufenden Forschungsprojekte IMPACT und IRIS thematisch gut und liefert damit einen weiteren Beitrag zum Schutz der Kernanlagen vor aussergewöhnlichen Lasten wie Flugzeugabsturz oder Explosionen. Die Erkenntnisse aus den Versuchen zum Verformungsverhalten der vorgespannten Stahlbetonplatten sowie die darauf

aufzubauenden normativen Regelungen sind auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Sie können voraussichtlich direkt in der Aufsichtstätigkeit durch das ENSI und seine Experten verwendet und zur Validierung der eigenen Berechnungsmethoden genutzt werden. Zudem bietet das Projekt die Möglichkeit, das internationale Beziehungsnetz zu verstärken und insbesondere amerikanische und kanadische Normen besser kennenzulernen.

Ausblick

Das ENSI begleitet Anfang Januar 2016 die Versuche in Oregon und wird mit den Experten Stangenberg und Partner an den Benchmark-Analysen teilnehmen. Der Schlussbericht der ASME zu den acht Testversuchen wird ebenfalls im Jahr 2016 erwartet.

1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

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 Gefährdungskarten und Gefährdungsprodukte der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forscher des SED beschäftigen sich im Rahmen des Projekts 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 Forscher stehen ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und Dokumenten internationaler Organisationen (z. B. International Atomic Energy Agency IAEA, Nuclear Energy Agency NEA der OECD) dem ENSI als Experten zur Verfügung.

Im Juni 2014 ging eine vierjährige Projektperiode zu Ende. Auf Juli 2014 verlängerte das ENSI die Zusammenarbeit mit dem SED im Bereich der Erdbebenforschung um weitere vier Jahre bis Juni 2018.

Die Forschungstätigkeit berücksichtigte Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung der bestehenden Kernkraftwerke und im Zusammenhang mit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. 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 der Erdbebenskalierung;
2. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche wie auch in Tiefen unter der Erdoberfläche, welche für geologische Tiefenlager relevant sind (300–900 m);
3. Geologische Tiefenlagerung: Synthese von bisherigen Erkenntnissen und deren Umsetzung zur Präzisierung von Anforderungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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 Forschergruppe für das ENSI die neuesten Entwicklungen auf diesem Gebiet, wobei Modelle analysiert, validiert und teilweise weiterentwickelt werden. Das Swiss Stochastic Ground-Motion Prediction Model – dies ist ein Abminderungsmodell, das ausschliesslich auf dem in der Schweiz vorhandenen Datensatz basiert und damit die hiesigen geologischen Bedingungen und Beobachtungen am besten repräsentiert – erlaubt es, die auftretenden Bodenbewegungen abhängig von Prozessen am Erdbebenherd, auf dem Ausbreitungspfad der Erdbebenwellen und am Standort (Bodeneigenschaften) zu analysieren. Die Forschergruppe beim SED hat im vergangenen Jahr unter anderem die standortspezifische Abminderung an Felsstandorten untersucht. Die Ergebnisse zeigen, dass die

Ergebnisse der Modellierung der Standorteffekte (Charakterisierung der Bodenbewegungen) stark abhängig sind von den verwendeten Methoden. Die Resultate deuten darauf hin, dass zur Bestimmung des sogenannten Kappa-Wertes mehrere Methoden verwendet werden sollten, um die Unsicherheiten bei der Erdbebengefährdungsabschätzung abzubilden. Die aktive Forschung auf diesem Gebiet trägt kontinuierlich zum Verständnis der Unsicherheiten und der Sensitivitäten der Modelle bei, wobei die Ergebnisse Anwendung in der Praxis finden.

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 fokussiert die Forschergruppe auf die Modellierung von komplexen und nichtlinearen Wellenausbreitungs-Phänomenen. Im Jahr 2015 wurden in diesem Teilprojekt Simulationsprogramme weiterentwickelt und ebenfalls angewendet, zum Beispiel um nicht-lineare Bodeneigenschaften an zwei Schweizer Standorten für Starkbeben-Messgeräte zu charakterisieren. Die Anwendung von Hochleistungsrechnern erlaubt die Simulation von Seismogrammen mit einem breiten Frequenzspektrum für die Wellenausbreitung in komplexem Untergrund mit kleinräumiger Heterogenität und Topographie. Die Ergebnisse weisen darauf hin, dass die elastischen Eigenschaften von oberflächennahen Schichten der Erde einen vergleichbaren Effekt haben wie jene aufgrund der komplexen Bruchdynamik am Erdbebenherd. Die Modellierung von Szenarien bestätigt ebenfalls die Bedeutung von möglichst präzisen 3D-Geschwindigkeitsmodellen für die akkurate Modellierung von Erdbebenszenarien. Die aus diesem Teilprojekt resultierenden Erkenntnisse dienen der Verbesserung von simulationsbasierten 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.

Mit dem Teilprojekt «Induzierte Seismizität und Anwendung für Geologische Tiefenlager» widmet sich die Erdbebenforschung am SED konkreteren Fragestellungen zur geologischen Tiefenlagerung. In einem ersten Schritt werden dazu geomechanische Modelle, welche für geologische Tiefenlager von Relevanz sind, entwickelt. Dabei kommen fortgeschrittene Modelle, welche für die Modellierung von geophysikalischen Prozessen für geothermale Systeme oder bei der CO₂-Sequestrierung Anwen-

Abbildung 12:
Hebung des Untergrunds als Folge des Erdbebens von Faido mit der Magnitude 2.4 am 25. März 2006.
Quelle:
Dr. Thomas Eppler.



derung finden, zum Einsatz oder werden für die vorliegenden Fragestellungen angepasst. Des Weiteren wurden basierend auf den Erfahrungen mit bauinduzierten Erdbeben beim Bau des Gotthard-Basistunnels (Abbildung 12) erste standortunabhängige Berechnungen zu geomechanischen Aspekten für den Tunnelvortrieb durchgeführt, wobei eine existierende Bruchzone berücksichtigt wurde. Das ENSI nutzt die Ergebnisse dieses und anderer Teilprojekte, um die Gefährdungsbilder für geologische Tiefenlager zu definieren und um anschließend die Anforderungen für die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlage an zukünftigen Standorten geologischer Tiefenlager zu präzisieren.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ergebnisse der Forschergruppe fließen jeweils in die aktuellen Produkte wie Gefährdungskarten, Datenbanken oder Messnetze (Starkbebennetzwerk des SED oder Schwachbebennetz der Nagra in der Nordschweiz) ein. Die Forschungszusammenarbeit mit dem SED erlaubt einerseits, wichtige Grundlagen für die Einschätzung der Erdbebengefährdung zu verbessern und zu entwickeln und andererseits frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen.

Ausblick

Im Sommer 2014 wurde die Forschungszusammenarbeit mit dem SED nahtlos um weitere vier Jahre verlängert. Dabei wurden die Forschungsinhalte an die bestehenden Bedürfnisse angepasst. Im Rahmen des weiteren Projektverlaufes wird der Effekt von nicht-linearem Materialverhalten auf GMPEs analysiert. Zudem wird die Zusammenarbeit zwischen den Teilprojekten weiter vertieft, indem für die Berechnung der GMPEs die Ergebnisse aus dem Teilprojekt 2 einbezogen werden sollen. Nächste Schritte im Teilprojekt beinhalten unter anderem die Berücksichtigung von verbesserten 3D-Geschwindigkeitsmodellen bei der Simulation der Wellenausbreitung. Im Bereich des Teilprojektes 3 erfolgt die Teilnahme an der Auswertung der Daten

aus dem FS-Experiment im Felslabor Mont Terri (siehe Kapitel 1.7.5).

Mit der Weiterführung der Forschungsaktivität in diesem Bereich legt das ENSI eine langfristige Grundlage zur Verbesserung der Gefährdungs-Analysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager hinsichtlich der Naturgefahr Erdbeben.

1.3.5 OECD CASH – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland und Basler & Hofmann AG (B&H), Ingenieure, Planer und Berater, Zürich, Schweiz
ENSI-Projektbegleiter: Urs Bumann
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das internationale Projekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic **CA**capacity of Reinforced Concrete **SH**ear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (Numerical Engineering and Consulting Services als Organisator) durchgeführt. Das Projekt hat das Ziel, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von Stahlbetonschubwänden unter Erdbebeneinwirkungen, die über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen, zu bewerten.

Die Bearbeitung erfolgt in zwei Phasen. Die erste Phase, die bis Mitte Juli 2015 bearbeitet wurde, diente der Kalibrierung der Berechnungsprogramme. Grundlage dazu sind Messdaten, die im Zuge des Versuchsprogramms SAFE (Structures Armées Faiblement Elancées) aufgezeichnet wurden. Die Versuche fanden in den Jahren 1997 bis 1998 am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) statt. Bei den dort an 10 Stahlbetonschubwänden durchgeführten Tests wurde ein pseudo-dynamisches Verfahren eingesetzt. Dieses Verfahren kombiniert statische Versuche, bei denen die Reaktionskräfte gemessen werden, mit numerischen Methoden zur Lösung der Bewegungsgleichung, woraus sich die neu aufzubringende Verschiebung ergibt. Die Verschiebungen werden über hydraulische Aktuatoren auf die Wand aufgebracht. Die Tests wurden so konzipiert, dass einer Versuchswand unterschiedliche Eigenfrequenzen durch virtuelle horizontale Massen, die nur numerisch erfasst wurden, zugeordnet wer-

den konnten. Bei den Tests wurde ein einziger Beschleunigungszeitverlauf verwendet, der über Faktoren für die verschiedenen Testwände so angepasst wurde, dass das Bemessungsniveau erreicht wird. Anschließend wurde die Beanspruchung bis zur Versagensgrenze gesteigert.

Die durchzuführenden Berechnungen der Phase 1 gliedern sich in 3 Teilaufgaben. Die erste Aufgabe war, so genannte Pushover-Berechnungen (nicht-lineare statische Berechnungen unter monoton wachsender Verformung) für zwei Testwände durchzuführen, wobei auch eine Variation der Netzfeinheit in der Modellierung erfolgte. Für diese zwei Testwände wurden dann in Aufgabe 2 statisch-zyklische Berechnungen durchgeführt. Die dritte Aufgabe beinhaltet die Nachrechnung von pseudo-dynamischen Versuchen an vier Testwänden. Eingangsdaten zur Modellerstellung sowie Messdaten des SAFE-Programms wurden den 14 am CASH-Programm teilnehmenden internationalen Teams zur Verfügung gestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Bearbeitung der Phase 1 des Benchmarkprojekts CASH wurde bis Mitte Juli 2015 mit der Übergabe der gewünschten Ergebnisse an die Organisatoren abgeschlossen. Mit Beginn im Mai 2015 wurden zunächst für die Bearbeitung der 1. Teilaufgabe (Durchführung der Pushover-Berechnungen) Berechnungsmodelle nach Vorgabe der von NECS zur Verfügung gestellten Unterlagen mit den Programmsystemen SOFISTiK (SPI) und LS-DYNA (B&H) erstellt (siehe Abbildung 13). SPI erstellt die FE-Modelle (Finite Elemente) mit nichtlinearen mehrschichtigen Schalenelementen. B&H erstellt die FE-Modelle mit Volumenelementen und Balkenelementen für den Bewehrungsstahl. Mit dem Ziel der Untersuchung des Einflusses der Netzfeinheit bei Finite-Elemente-Berechnungen wurden für die Pushover-Berechnungen der Versuchswand T6 drei Berechnungsmodelle mit Elementgrößen von 20 cm (84 FE-Elemente), 10 cm (336 FE-Elemente) und 5 cm (1344 FE-Elemente) aufbereitet. Die Materialgesetze für Stahl und Beton wurden entsprechend den gemessenen Festigkeiten und Grenzdehnungen in die nichtlinearen Berechnungen eingebracht. Die in Abbildung 14 dargestellten Ergebnisse zeigen eine deutliche Abhängigkeit von der Netzfeinheit. Für die Pushover-Berechnungen gab es keine Vergleichsdaten aus Messungen. Basierend auf den Berechnungsergebnissen sollten die Teilnehmer für die weiteren Berechnungen

eines der untersuchten FE-Netze auswählen. Zwecks Begrenzung von Rechenzeit, Speicherkapazität und Auswertungsaufwand haben sich die Autoren SPI und B&H dazu entschieden, für die weiteren Berechnungen das in Abbildung 1 zu sehende Netz mit mittlerer Feinheit zu verwenden. Die 2. Teilaufgabe bestand darin, statisch-zyklische Berechnungen für die Berechnungsmodelle der Versuchswände T6 und T8 durchzuführen. Konkret war hier eine Folge von statischen Lastfällen zu berechnen, wobei als Belastung ein Verschiebungsverlauf aus den zugehörigen Messungen der pseudo-dynamischen Versuche am oberen Rand der

Versuchswand aufgebracht wurde. Ziel dieser Berechnungen war die Untersuchung der Simulation des nichtlinearen Stahlbeton-Materialverhaltens bei Lastwechseln mit den verwendeten Berechnungsprogrammen (hier: SOFiStiK und LS-DYNA). Als 3. Teilaufgabe in der Phase 1 waren für die vier Versuchswände T6 bis T9 aus dem SAFE-Programm Nachrechnungen der pseudo-dynamischen Tests mittels dynamischer Analysen durchzuführen. Lastvorgaben waren Erdbebenbeschleunigungs-Zeitverläufe, die den jeweiligen Versuchsdatenbanken entnommen und als Grundbeschleunigung am Modell aufgebracht wurden. Ausgehend von

Abbildung 13:
Versuchsaufbau T6 (links), Berechnungsmodelle SPI mit SOFiStiK (rechts oben) und B&H mit LS-DYNA (rechts unten).
Quelle: NECS (links), SPI (rechts oben) und B&H (rechts unten).

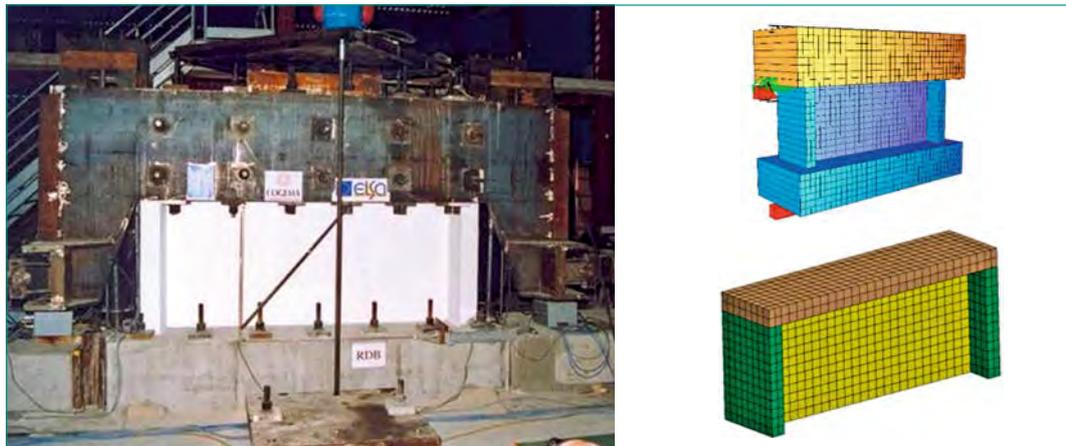


Abbildung 14:
Berechnungsergebnisse der Pushover-Berechnungen für Wand T6.
Quelle: SPI (links) und B&H (rechts).

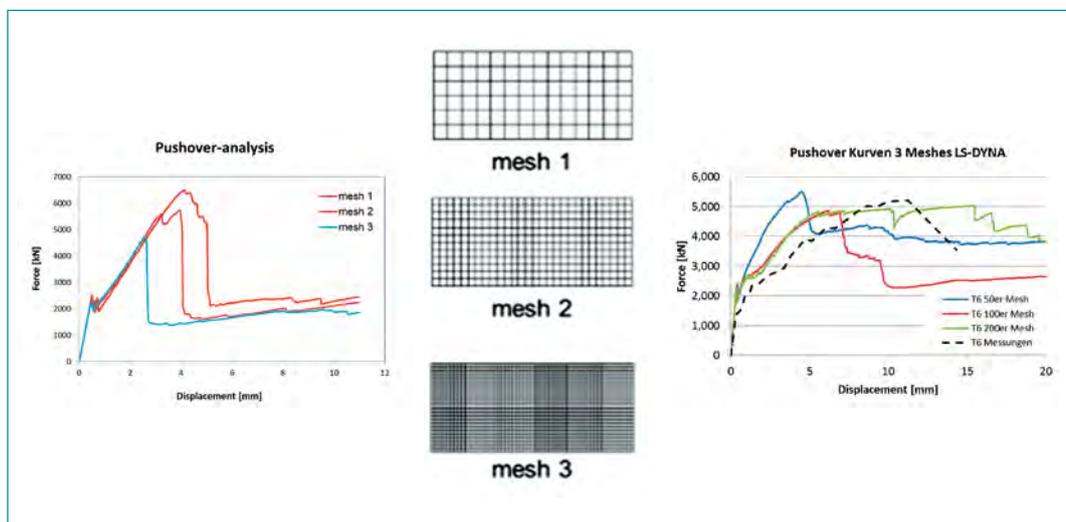
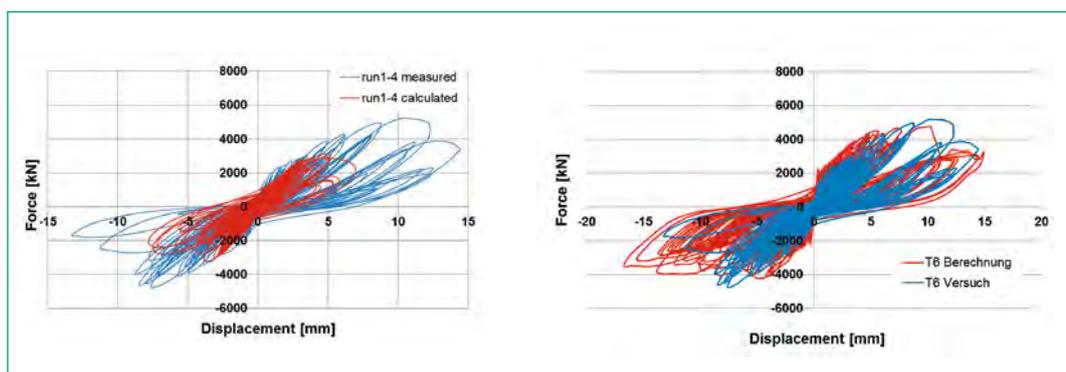


Abbildung 15:
Berechnungsergebnisse für Wand T6 bei (pseudo-)dynamischer Belastung.
Quelle: SPI (links), B&H (rechts).



einem qualitativ immer gleichen Beschleunigungszeitverlauf über ca. 18 s mit Zeitschrittweiten von 0,01 s, wurden je Versuchswand vier Rechenläufe (hier als Run1 bis Run4 bezeichnet) mit unterschiedlichen Steigerungsfaktoren für die einzelnen Beschleunigungsverläufe durchgeführt. Zwischen den einzelnen Läufen gab es jeweils eine Phase von ca. 2 s ohne Belastung. Die vier untersuchten Versuchswände haben übereinstimmende Abmessungen. Sie unterscheiden sich hinsichtlich der Betonstahl-Bewehrung, der eine zusätzliche Vertikalbeanspruchung bewirkenden Auflast, der nur numerisch erfassten, in horizontaler Richtung wirkenden virtuellen Masse und der damit einhergehenden unterschiedlichen 1. Eigenfrequenz. Die in den Versuchen aufgebrachten Erdbebenlasten wurden so bestimmt, dass durch die Belastung im ersten Lauf das Bemessungsniveau erreicht wird und in den nachfolgenden Läufen die Belastung bis zum Versagen der Wände gesteigert wird. Die Ergebnisse (Zeitverläufe der Verschiebungen des oberen Wandrandes und der Gesamtreaktionskräfte) der für die vier Versuche durchgeführten Nachrechnungen wurden den Versuchsergebnissen gegenübergestellt. In Abbildung 15 sind die Verschiebungen und Kräfte im Versuch T6 zueinander in Beziehung gesetzt. Der Vergleich von Mess- und Rechenwerten zeigte ein uneinheitliches Ergebnis. Zum Teil resultierten aus den Berechnungen mit dem Programm SOFiSTiK aufgrund einer wesentlich höheren Modellsteifigkeit ohne vergleichbar starke Ausbildung nichtlinearen Materialverhaltens deutlich kleinere Verformungen. B&H erzielt mit LS-DYNA im expliziten Rechenmodus Ergebnisse, die die Größenordnung der Verschiebungen und Reaktionskräfte sowie das Wandverhalten aus den Versuchsergebnissen adäquat abbilden. Da die Versuche an den Schubwänden im Zuge des Versuchsprogramms SAFE mit der pseudo-dynamischen Methode durchgeführt wurden, sollten die mit den FE-Modellen berechneten Kraft-Verschiebungs-Hysteresen für die quasi-statischen, statisch-zyklischen und dynamischen Berechnungen mit Erdbebenbeschleunigungszeitverläufen theoretisch gleiche Ergebnisse liefern.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Benchmarkprojekt CASH gibt einen Überblick über die aktuellen Methoden zur Simulation des mechanischen Verhaltens von Schubwänden, wie sie in Kernkraftwerken typisch sind. Mit der Teilnahme an diesem Projekt wird angestrebt, durch die Validie-

rung der verwendeten Berechnungsprogramme anhand von Versuchsdaten deren Aussagegenauigkeit zu verbessern, um mögliche Tragreserven von Schubwänden bei Erdbebenbeanspruchungen zuverlässiger abschätzen zu können.

Ausblick

Die Ergebnisse der Phase 1 des Benchmarkprojekts CASH wurden von den Organisatoren und Teilnehmern auf einem Workshop im Dezember 2015 in Paris ausführlich und offen diskutiert. Es hat sich gezeigt, dass bei allen teilnehmenden Teams eine Verfeinerung und Kalibrierung der Berechnungsmethoden bzw. der benutzten Modellierung nötig wäre, um die mehrgeschossige Schubwand in der zweiten Phase des Benchmarks zu untersuchen. Aus diesem Grund wurde den Teilnehmern ein Zwischenschritt (Phase 1a) vorgeschlagen. In der Phase 1a wird der Fokus auf nur zwei (Wände T6 und T7) der vier Schubwände gelegt. Im Rahmen des Workshops wurde ausserdem die Phase 2 des Projektes besprochen, deren Bearbeitung 2016 vorgesehen ist und die ebenfalls mit einem Workshop zum Jahresende abgeschlossen werden soll. Für die Phase 2 ist eine Untersuchung der seismischen Belastbarkeit einer mehrgeschossigen Schubwand geplant, die für ein Kernkraftwerksgebäude repräsentativ ist. Die Experten SPI und B&H sind zuversichtlich, dass die aus der Phase 1 des Benchmarkprojekts und aus dem Workshop gewonnenen Erkenntnisse eine gute Grundlage für die Phase 2 darstellen. Seitens SPI ist beabsichtigt, mit dem Softwareanbieter SOFiSTiK wegen der festgestellten Abweichungen von den Versuchsergebnissen Kontakt aufzunehmen und Verbesserungsmöglichkeiten in der Simulation des nichtlinearen Strukturverhaltens bei zyklischen Scheibenbeanspruchungen zu erörtern.

1.3.6 OECD MECOS Benchmark: Beyond Seismic Design Capacity of Safety Class Piping Systems

Auftragnehmer: OECD/NEA

Basler & Hoffmann B&H

ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring

Einleitung

Das Vorhaben dient der Bestimmung vorhandener Sicherheitsmargen und der rechnerischen Evaluierung des realen Versagensmechanismus von Rohrleitungen unter seismischer Beanspruchung. Dazu wurden Versuche bis zum Bauteilversagen durchgeführt. Im Rahmen vergleichender Simulationen (Benchmark) werden diese Versuche nachgerech-

net und daraus praxistaugliche Bewertungskriterien für den Versagensmechanismus abgeleitet. In den derzeitigen Richtlinien und Bauvorschriften ist dieser Schadensmechanismus im Zusammenhang mit Erdbebenbelastung bisher nicht bzw. ungenügend behandelt.

Das Projekt wird in Form eines internationalen Benchmarks der OECD NEA (WG IAGE) durchgeführt. Dafür haben sich insgesamt 35 Teamteams aus 13 Ländern registriert. Die Teilnehmer sind Aufsichtsbehörden, Gutachterorganisationen, Betreiber, Dienstleister, Hersteller und Forschungseinrichtungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Benchmark wurde Anfang 2015 initiiert. Zu Beginn des 2. Quartals des Jahres wurden erste Daten, Randbedingungen und Versuchsergebnisse bekannt gegeben. Später wurden noch weitere, u.a. aus Rückfragen von Teilnehmern resultierende, Informationen nachgeliefert. Die experimentellen Ergebnisse stammen vom Bhabha Atomic Research Centre (BARC) in Mumbai, Indien. Die Aufgabenstellung beinhaltet zwei Teilprojekte.

Im Teilprojekt 1 wurden wegkontrollierte Versuche (wechselnde Zug-/Druckbeanspruchung) an 90°-Rohrbögen aus austenitischem Stahl durchgeführt, die zusätzlich mit konstantem Innendruck beaufschlagt wurden. Die Beanspruchungen sind so gewählt, dass plastische Deformationen auftreten und das Bauteil nach einer Größenordnung von ca. 100 Lastspielen versagt. Die dabei wirkenden Schädigungsmechanismen sind LCF (Low Cycle Fatigue), ein Ermüdungsprozess infolge der wechselnden plastischen Deformationen und dem sogenannten Ratcheting. Ratcheting ist eine Akkumulation von plastischen Dehnungsanteilen, die zu einer stetig anwachsenden Gesamtdehnung führt. Am Rohrbogen macht sich das durch einen ständig wachsenden Umfang der Rohrleitung bemerkbar. Das Versagen tritt stets an der seitlichen Position auf (Abbildung 16).

Für das Teilprojekt 1 wurde sowohl am ENSI ein Modell mit dem Rechenprogramm ANSYS als auch von B&H ein Modell mit dem Programm LS-DYNA erstellt. Für den Benchmark wurden die Ergebnisse des ANSYS-Modells verwendet, da dieses konsistentere Resultate geliefert hatte. Das LS-DYNA-Modell lieferte einige Teilergebnisse, die bisher noch nicht erklärbar sind.

Das ANSYS-Modell macht sich die zweifache Symmetrie des Rohrbogens zu Nutze und wurde mit Volumenelementen realisiert. Die Wanddickenverteilung

sowie eine anfängliche Ovalisierung des Querschnitts lassen sich vorgeben. Es wurden verschiedene Berechnungen zur Ermittlung des Einflusses von Geometrie, Netzfeinheit und Materialmodell durchgeführt. Die Ergebnisse wurden Anfang November 2015 bei der OECD vorgestellt und diskutiert.

Von allen teilnehmenden Teams wurden lediglich in sieben Fällen konsistente und plausible Resultate abgeliefert, darunter waren die Berechnungsergebnisse des ENSI. Alle Teams, die akzeptable Ergebnisse erzielt haben, griffen auf eine Variante des Materialmodells von Chaboche zurück. Im Rahmen der verwendeten Finite-Elemente-Programme ist dieses Modell das einzige, das Ratcheting annähernd beschreiben kann. Die vom ENSI erzielten Ergebnisse finden sich im Spektrum der anderen Ergebnisse wieder. Bei einigen Ergebnissen konnte gute Übereinstimmung zum experimentellen Verhalten erzielt werden.

Quantitative Abweichungen und grössere Streuungen traten erwartungsgemäss vor allem bei den berechneten Ratchetingdehnungen auf. Die Ursachen hierfür sind zum einen die relativ bescheidene Datenbasis für die Ermittlung der Modellparameter, die das Ratchetingverhalten des Modells beeinflussen, und andererseits die limitierten Möglichkeiten des Chaboche-Modells selbst. Weiterentwickelte Materialmodelle sind aus der einschlägigen Fachliteratur bekannt, jedoch in kommerzieller Software nicht verfügbar. Es besteht die Möglichkeit, solche Modelle über Nutzerschnittstellen verfügbar zu machen, was jedoch aus Zeitgründen in Folge der recht eng vorgegebenen Termine nicht verfolgt werden konnte.

Aus den Ergebnissen wurde folgendes vorläufiges Zwischenfazit gezogen: Bei der quantitativen Beschreibung des Ratcheting können deutliche Abweichungen auftreten. Andererseits scheint das Versagensverhalten vor allem durch LCF dominiert zu werden. Die hierfür verantwortlichen Dehnungsamplituden konnten mit zufriedenstellender Genauigkeit reproduziert werden (siehe Abbildung 17). Die aus den Berechnungsergebnissen und den Ermüdungs-Auslegungs-Kurven der American Society of Mechanical Engineers ASME abgeschätzten Versagens-Lastspielzahlen lassen sich mit den experimentellen Befunden bezüglich Versagensort und Anzahl der Beanspruchungszyklen in Einklang bringen. Es drängt sich deshalb der Gedanke auf, bei der Auslegung LCF-Beanspruchungen aus seismischen Belastungen mit zu berücksichtigen. Momentan wird das weder vom entsprechenden Standard der ASME (ASME Boiler and Pressure Vessel

Code BPVC, Section III) noch vom deutschen Kerntechnischen Ausschuss KTA bei der Auslegung gegen ein Sicherheitserdbeben (Safe Shutdown Earthquake SSE) gefordert, da die Berücksichtigung von Ermüdung in den Beanspruchungsstufen C und D nicht vorgesehen ist. Im japanischen Regelwerk (JEAG 4601-1984, JEAC 4601-2008) wird dies jedoch einbezogen.

Für das Teilprojekt 2 wurde ein komplettes Rohrleitungssystem (Abbildung 18) auf einem Rütteltisch getestet. Der Werkstoff entsprach dem aus Teilprojekt 1. Das Rohrleitungssystem wurde zur Messung lokaler Beanspruchungen mit Beschleunigungssensoren und Dehnmessstreifen instrumentiert.

In diesem Teilprojekt wurde durch B & H ein Modell mit LS-DYNA unter Anwendung von Schalenelementen realisiert. Beim Rohrleitungssystem war der Rücklauf an Berechnungsergebnissen noch geringer als im Teilprojekt 1. Das lag zum einen am hohen numerischen Aufwand für die transienten nichtlinearen Analysen und zum anderen an extrem eng bemessenen Zeitvorgaben. Ein überwiegend positives Bild zeigte sich bei den Modalanalysen (Eigenfrequenzen und -schwingformen), wo zehn Teams Resultate abliefern. Die Ergebnisse der meisten Teams lagen relativ eng beieinander und stimmten bei den einfachen Eigenformen gut mit dem Versuch überein.

Zeitverlaufsberechnungen konnten nur von vier Teams vorgelegt werden, wobei lediglich die ersten Durchläufe und nicht der gesamte Zeitverlauf berücksichtigt werden konnten. Für weitergehende Empfehlungen lagen noch nicht genügend Ergebnisse vor.

Das Teilprojekt 1 wurde innerhalb des Zeitplanes fertiggestellt. Beim Teilprojekt 2 konnten nur wenige Teams Teilergebnisse liefern. Die Erkenntnis, dass die Zeitvorgaben zu knapp bemessen waren, soll in der Planung für die anschließende Projektphase MECOS2 Berücksichtigung finden.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Erdbebenberechnungen und Margenabschätzungen werden für das ENSI in den kommenden Jahren eine hohe Priorität haben. Seit dem Unfall von Fukushima ist die Thematik der seismischen Auslegung und Sicherheitsmargen nochmals stärker in den Vordergrund gerückt. Der untersuchte Versagensmechanismus wird vom derzeitigen Regelwerk noch ungenügend abgedeckt. Es wird erwartet, dass die Erkenntnisse zum Beispiel in die Bewertung der anstehenden Sicherheitsnachweise

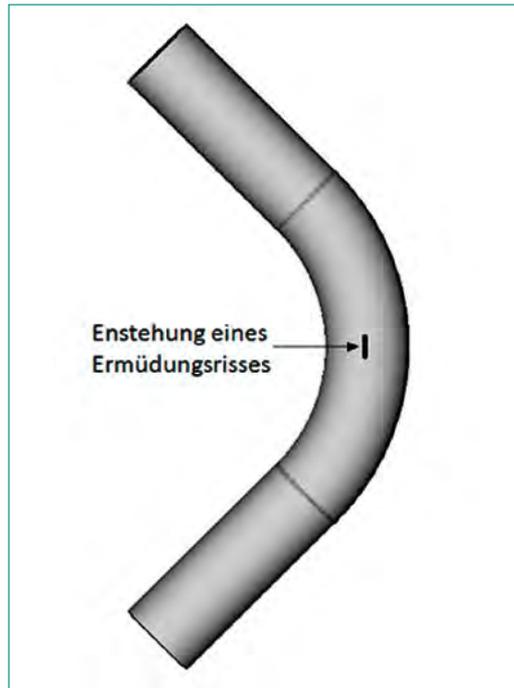


Abbildung 16: Typischer Versagensort durch LCF/Ratcheting in Folge zyklischer Beanspruchungen an einem Rohrbogen.

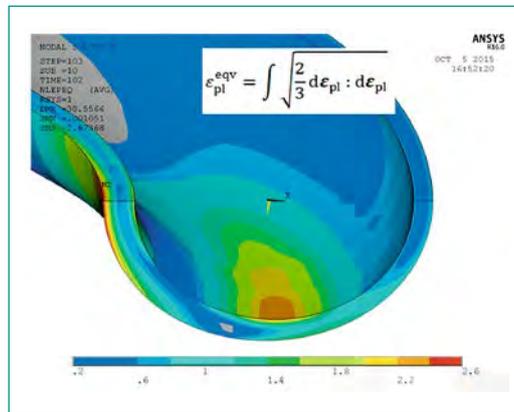


Abbildung 17: Ergebnisse am Rohrbogen (hier akkumulierte plastische Vergleichsdehnung nach 50 Lastwechseln) mit ANSYS-Model berechnet, Quelle: Präsentation ENSI/B&H beim OECD-Workshop am 02.11.2015.

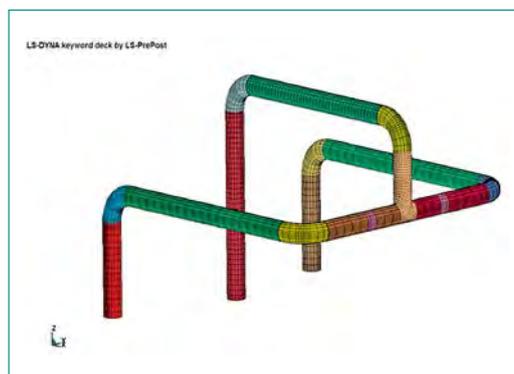


Abbildung 18: Geometrie und Modellierung des Rohrleitungssystems, Quelle: Präsentation ENSI/B&H beim OECD-Workshop am 02.11.2015.

der Schweizer Kernkraftwerke zu Erdbeben einfließen können. Deshalb besteht eine hohe Relevanz dieser internationalen Benchmark-Studie für die seismische Komponentenbewertung.

Ausblick

Im Jahr 2016 wird das Projekt als MECOS 2 seine Fortsetzung finden. Dazu sollen analog der bisherigen Arbeiten Blindberechnungen an Rohrbögen und Rohrleitungssystem, die jedoch diesmal aus einem ferritischen Material bestehen, durchgeführt werden. Aus den Ergebnissen von MECOS1 und 2 sollen konkrete Vorschläge abgeleitet werden, wie die Erkenntnisse in Auslegungspraxis und Regelwerken Berücksichtigung finden können.

1.3.7 Gefahrengrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein (EXAR)

Koordination: Gruppe Schweizer Bundesämter unter Federführung des BAFU
ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

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. Dazu wird eine umfassende Studie zur Bereitstellung gemeinsamer Grundlagen für die Beurteilung der Hochwassergefährdung an Aare und Rhein durchgeführt (EXAR).

Erreichte Ziele 2015 und weiteres Vorgehen

Das übergeordnete Ziel des Projekts EXAR ist es, die bisher verwendeten Grundlagen für die Beurteilung der Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse an der Aare (und, in einer zweiten Etappe, am Rhein unterhalb des Zusammenflusses der beiden Flüsse) zu überprüfen, allfällige Lücken zu identifizieren und zu schliessen sowie die Gefährdungsbeurteilung zu harmonisieren. Projektauftraggeber sind BAFU, BFE, ENSI, BABS und MeteoSchweiz, wobei die Projektleitung und Zuständigkeit für die Kommunikation beim BAFU liegt (siehe auch <http://www.bafu.admin.ch/naturgefahren>).

Die Vorgehensweise des EXAR-Projekts wurde in eine Vorstudie (2013–2015) und eine Hauptstudie (2016–2018) aufgeteilt. In der Vorstudie wurden

die bisherigen Grundlagen und Studien zum Thema inventarisiert und zusammengetragen sowie historische Hochwasserabflüsse an der Aare erfasst. Zudem wurde die Methodologie der Hauptstudie sowie die Spezifikationen für die einzelnen Arbeitspakete der Hauptstudie erarbeitet. Die Mandate für die einzelnen Arbeitspakete der Hauptstudie wurden im Herbst 2015 vergeben. Die Hauptstudie beginnt im Januar 2016. Verschiedene Vorbereitungsarbeiten für die Hauptstudie wurden bereits abgeschlossen, z.B. Ergänzung der Grundlagedaten für zukünftige Simulationen (mit einem digitalen Geländemodell DTM und einem Verzeichnis der Schutzbauwerke). Parallel zu diesen Arbeiten wird eine Doktorarbeit an der Universität Bern gefördert, welche die Betrachtung der Extremhochwasser des 14. Jahrhunderts beinhaltet.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Aus Sicht des ENSI wurde im internationalen Vergleich bereits ein hoher Stand der Technik bei der Analyse der Hochwassergefährdung der schweizerischen Kernkraftwerke erreicht. Im ENSI-Projekt ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen) zeigten die Kernkraftwerke, dass sie beträchtliche Sicherheitsmargen gegenüber diesen Hochwassergefährdungen haben. Verfeinerungen der Analysen zur Hochwassergefährdung sind möglich, bedingen aber weitere detaillierte Untersuchungen, wie sie das Projekt EXAR liefern soll. Ein verbesserter Kenntnisstand ermöglicht generell eine genauere Abschätzung der Sicherheitsreserven gegen Überflutung. Ziel des vorliegenden EXAR-Projektes ist, die Hochwassergefährdung für verschiedene Beurteilungsparameter zu erfassen. In dieser Studie werden jedoch nicht die Risikoabschätzungen für diese Beurteilungsparameter vorgenommen. Diese werden – sofern notwendig – in Folgeprojekten für jeden Beurteilungsparameter separat untersucht.

Ausblick

Über neue Ergebnisse der EXAR-Hauptstudie wird das BAFU zu gegebener Zeit informieren.



1.4 Menschliche Faktoren

Übergeordnetes Ziel in diesem Bereich ist insbesondere 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 das Operateurverhalten unter verschiedenen Bedingungen untersucht. 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 sowie Mensch-Technik-Organisation. Allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.1 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

Die Forschungsarbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation (MTO) umfassen hauptsächlich Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit und Leis-

tungsfähigkeit (Human Reliability Analysis HRA), 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. Dafür stehen in Halden ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Halden Man-Machine Laboratory HAMMLAB) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, siehe Abbildung 19; FutureLab) zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die folgenden Arbeiten des Jahres 2015 waren besonders erwähnenswert:

Die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen, insbesondere bei Störfällen, wird unter anderem durch Tests von Operateurgruppen in Simulatoren ermittelt. Die dabei gewonnenen Daten können zur Verbesserung von probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet werden (im Rahmen der sogenannten Human Reliability Analysis, siehe auch das Projekt ROES in Kap. 1.4.2). Je nach Störfall-Szenario und Auswertungsmethode sind Versuchsergebnisse aber teilweise schwer vergleichbar. Während im Vorjahr die Methodik für die Planung und Auswertung von Simulatorstudien im Vordergrund stand, befassten sich die Forscher im Jahre 2015 mit einer damit zusammenhängenden Frage, nämlich der Verfügbarkeit der Ergebnisse solcher Studien in Datenbanken. Diese

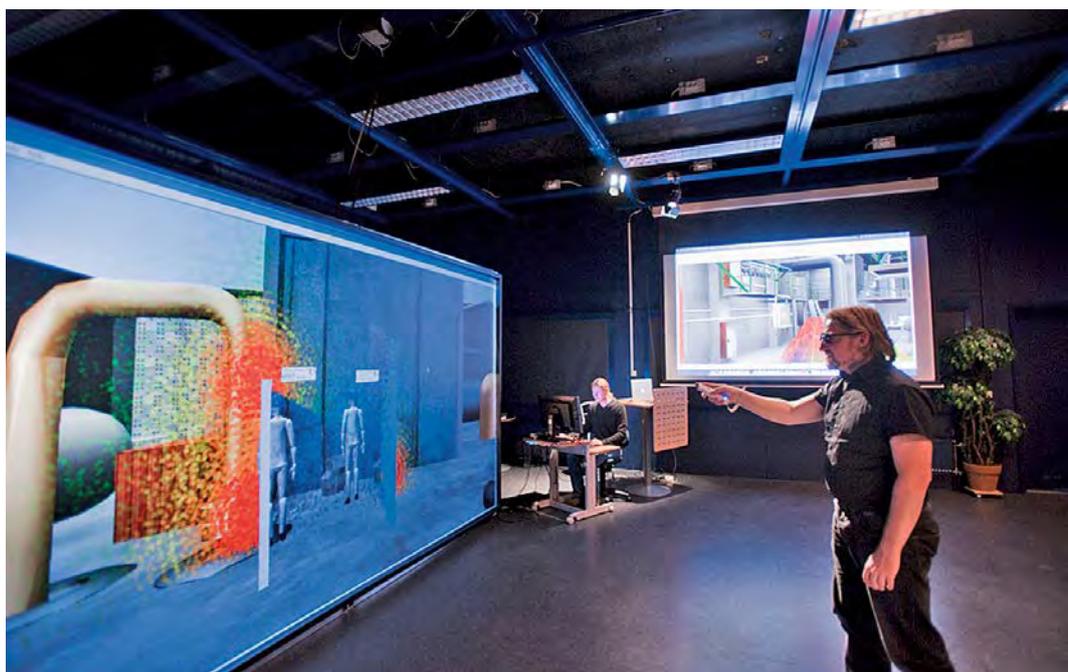
Frage ist mit der zunehmenden Datenmenge, welche bei Simulatorstudien erfasst wird, immer wichtiger geworden. So kamen in den vergangenen Jahren innovative Messmethoden zum Einsatz, wie die Ermittlung der Augenbewegungen der Operateure (Abbildung 20) oder die Messung von physiologischen Parametern. Die Daten sollen mittels einer neu entwickelten «micro-task database» effizient nutzbar gemacht werden. Dieses Hilfsmittel hebt vor allem auf Tests ab, mit denen die Leistung von Operateuren bei verschiedenen Mensch-Maschine-Schnittstellen (meist alte und neue Systeme) verglichen werden, wobei zum Beispiel die Geschwindigkeit ermittelt wird, mit denen bestimmte Aktionen korrekt ausgeführt werden. Ein Knackpunkt bei der Datenbank ist, Daten aus verschiedenen Studien zusammenzuführen, um sie in vergleichbarer Weise auswerten zu können. Zugleich müssen ganz verschiedene Arten von Daten integrierbar sein. Um die neue Methodik zu testen, wurde im Dezember 2015 eine weitere Simulatorstudie an einem Kernkraftwerk in den USA durchgeführt. Zur besseren Vergleichbarkeit der Ergebnisse wurden dieselben Störfall-Szenarien verwendet wie in der letztjährigen Studie (Resilienz in unvorhergesehenen Situationen). Die Ergebnisse werden im Jahre 2016 ausgewertet.

Ebenfalls mit dem Operateurverhalten beschäftigte sich ein im Mai 2015 in Halden durchgeführter Workshop. Ziel war, entscheidende Faktoren für die menschliche Leistungsfähigkeit zu identifizieren, um die kommenden Forschungsaktivitäten in

diesem Bereich auf diese ausrichten zu können. Eine wesentliche Erkenntnis war, dass es schwierig ist, allgemeine Aussagen zur Problemlösungskompetenz (teamwork competence) einer Operateurguppe zu machen. Es stellte sich nämlich heraus, dass sich die Anforderungen an diese Fähigkeiten für verschiedene Betriebszustände der Anlage (Normalbetrieb, Störfall, Revision) unterscheiden. Dieser Punkt ist speziell für das Training der Operateure relevant.

Bei der Einführung neuer Systeme für Kontrollräume stellt sich die Frage von deren Sicherheitsnachweis, sei dies bei neuen Anlagen, sei dies bei der auch in der Schweiz bereits teilweise erfolgten Umstellung von älteren (analogen) auf neue (digitale) Systeme. Die gängigen Methoden zur Systemvalidierung beruhen hauptsächlich auf dem Vergleich von Systemen, wobei im Falle von Nachrüstungen meist der bisherige dem neuen Kontrollraum gegenübergestellt wird. Allgemeingültige Aussagen zum Sicherheitsniveau sind damit jedoch schwierig. Das HRP will daher eine neue Validierungsmethode (Integrated System Validation ISV) erarbeiten. Als ein Element davon wurde vom HRP in Zusammenarbeit mit dem spanischen Forschungszentrum CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas) ein neues Hilfsmittel entwickelt und getestet: Supervisory Control and Resilience Evaluation (SCORE). SCORE integriert Messungen zur Leistung bei der Abarbeitung von Aufgaben, zum Situationsverständnis und zur Zusammenarbeit in der Gruppe. Ziel ist, auf dieser Basis generische Aussa-

Abbildung 19:
Visualisierung von
Arbeitssituationen in
einem Kernkraftwerk
im Virtual Reality
Centre.
Quelle: HRP.



gen zur menschlichen Leistungsfähigkeit als Folge von bestimmten Kontrollraum-Gestaltungen machen zu können.

Seit der laufenden Projektperiode befasst sich das HRP auch verstärkt mit dem Thema Rückbau, das mit vermehrter Stilllegung von Kernkraftwerken für eine ganze Reihe von Teilnehmer-Ländern stärker ins Zentrum rückt. Beim Rückbau spielt die Charakterisierung und Visualisierung von Kontaminationen und Strahlenfeldern eine wesentliche Rolle für die Arbeitsplanung. Zugleich beschäftigt sich das HRP seit längerem mit mobilen Geräten für den Einsatz in Kernkraftwerken. Im Jahr 2015 wurde vom HRP ein Prototyp einer Software für mobile Geräte fertig gestellt, mit der die Registrierung radiologischer Messdaten vor Ort unterstützt wird. Dieses Hilfsmittel soll auf der Basis von Rückmeldungen aus der Praxis, zu der eine Umfrage gestartet wurde, weiter entwickelt werden.

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 zur Verbesserung der Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke genutzt.

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

Ausblick

Auch im Bereich MTO gehen die Arbeiten des Projekts gut voran. Mit dem Jahr 2016 beginnt bereits die Planung für die Projektphase 2018–2020. Das HRP erstellt dazu einen Programmvorschlag auf der Basis der Diskussionen in der Halden Programme Group. Dieser wird dann durch alle Projektpartner beurteilt, und auf dieser Basis wird das HRP im Laufe des Jahres 2017 das endgültige Programm für die kommende Projektphase zusammenstellen.

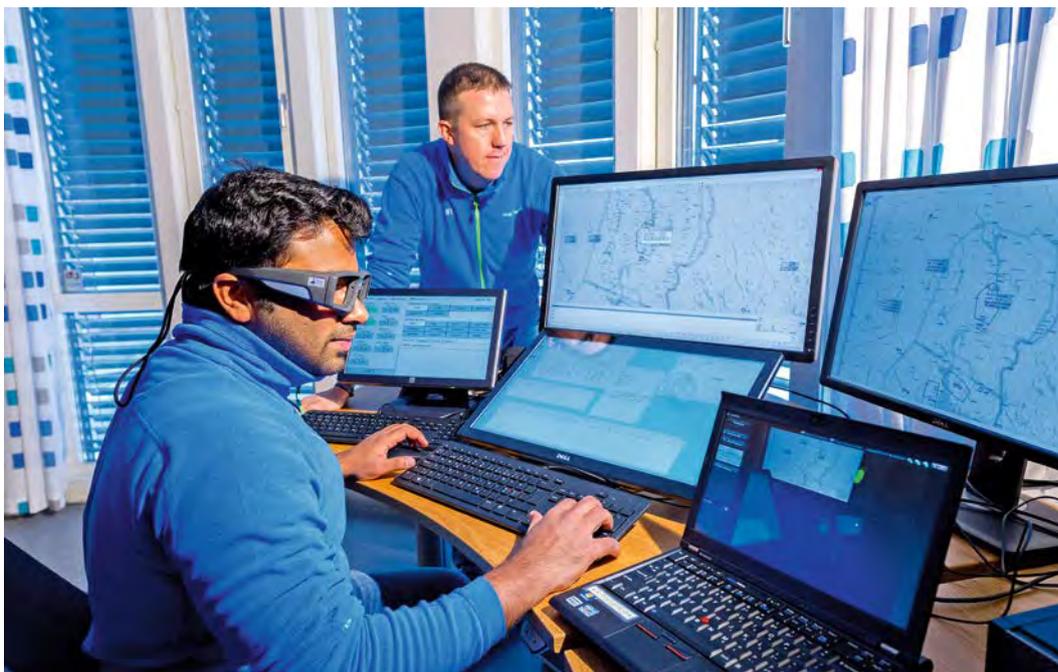


Abbildung 20:
*Test der Messmethodik zur Ermittlung der Augenbewegungen der Operateure.
Quelle: HRP.*

1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

- *Errors of Commission (EOC)*: Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber nicht gemäss der für sie definierten Erfolgskriterien durchgeführt werden. Diese Nichtdurchführung wird als Error of Omission (EOO) bezeichnet. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC. In diesem Zusammenhang sollen für die vom PSI bereits entwickelte Methode («Commission Errors Search and Assessment», CESA) weitere Anwendungen erfolgen; zum einen für ein weiteres Schweizer Kernkraftwerk und zum anderen für interne (z.B. Brand) und externe (z.B. Überflutung) Ereignisse mit systemübergreifendem Einfluss. Weiter soll das Quantifizierungsmodul (CESA-Q) der CESA-Methode, in dem bereits mehrere funktionale Zusammenhänge zwischen Einflussfaktoren und EOC-Wahrscheinlichkeiten quantitativ dargestellt sind, verbessert werden.
- *Anwendung von Simulatorstudien*: Es sollen Daten aus Simulatorstudien für die HRA hinsichtlich der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten genutzt werden.

- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit*: Diesbezüglich sollen die internationale Erfahrung systematisch erfasst und sachdienliche Betriebserfahrungen ausgewertet werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2015 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- *EOC*: Die im Rahmen eines Vorgängerprojektes entwickelte CESA-Methode wurde bereits für drei Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen von Pilotstudien angewendet. Hinsichtlich EOC-Auswahl für weitergehende Analysen (Screening) in Brandszenarien wurden die Unterschiede zwischen einem in den USA (von EPRI und NRC) entwickelten Verfahren (NUREG-1921) und der CESA-Methode herausgearbeitet und bewertet. Dabei zeigten sich Vorteile der CESA-Methode. Die Faktoren (irreführende Anzeigen, Abweichungen von normalerweise zu erwartenden Bedingungen, Ablenkung), welche gemäss CESA für die weitergehende Analyse zu berücksichtigen sind, scheinen zudem den Besonderheiten von Brandereignissen gerecht zu werden. Zur Erweiterung von CESA-Q wurde auf dem Gebiet der Bayesian Belief Networks (BBN), welche aus einer graphischen Darstellung von Zusammenhängen zwischen stochastischen Variablen bestehen, eine Literaturstudie durchgeführt. Es wurde geprüft, inwieweit sich Methoden, mit denen sich BBN auch bei unvollständiger Information über die Funktionsgleichungen der vorliegenden Zusammenhänge quantifizieren lassen, für HRA-Zwecke eignen. Die Nutzung dieser Methoden, zwecks Erweiterung von CESA-Q, würde zwar den Aufwand an Expertenschätzung und die damit zusammenhängende Subjektivität reduzieren, ginge jedoch einher mit einem Verlust an Flexibilität hinsichtlich der Einbeziehung von Interaktionen zwischen den Einflussfaktoren. In der angemessenen Erreichung beider Ziele (Subjektivitätsreduzierung und Flexibilität) besteht eine Forschungslücke.
- *Simulatorstudien*: Für hypothetische Fallbeispiele wurde eine Reihe von Rechnungen mit der Bayes'schen Methode durchgeführt. Hierzu wurde die aus einer HRA für eine Operateurhandlung bestimmte Fehlerwahrscheinlichkeit

als Vorinformation von relativen Fehlerhäufigkeiten bei Simulatorversuchen zu dieser Handlung interpretiert. Die quantitative Interpretation der für Simulatorversuche typischen kleinen Anzahl von Beobachtungen zu einer Operateurhandlung wurde dabei als wichtige Fragestellung herausgestellt.

- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit:* Für die WGRISK-Arbeitsgruppe der OECD-NEA zu dieser Thematik wurde ein Fragebogen entworfen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der EOC-Einfluss 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. 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. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potentielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern und weitere Erkenntnisse aus werksspezifischen Anwendungen zu gewinnen, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

In den Studien werden spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potential zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde. Sie rechtfertigen daher weitere Forschung zur Ermittlung belastbarer EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die erfolgten methodischen Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung von CESA-Q und die geplante EOC-Pilot-Studie für ein viertes schweizerisches Kernkraftwerk werden deshalb als sehr positiv bewertet. Die quantitative Nutzung von Simulatorstudien sowie die Erstellung einer Wissensbasis über die 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.

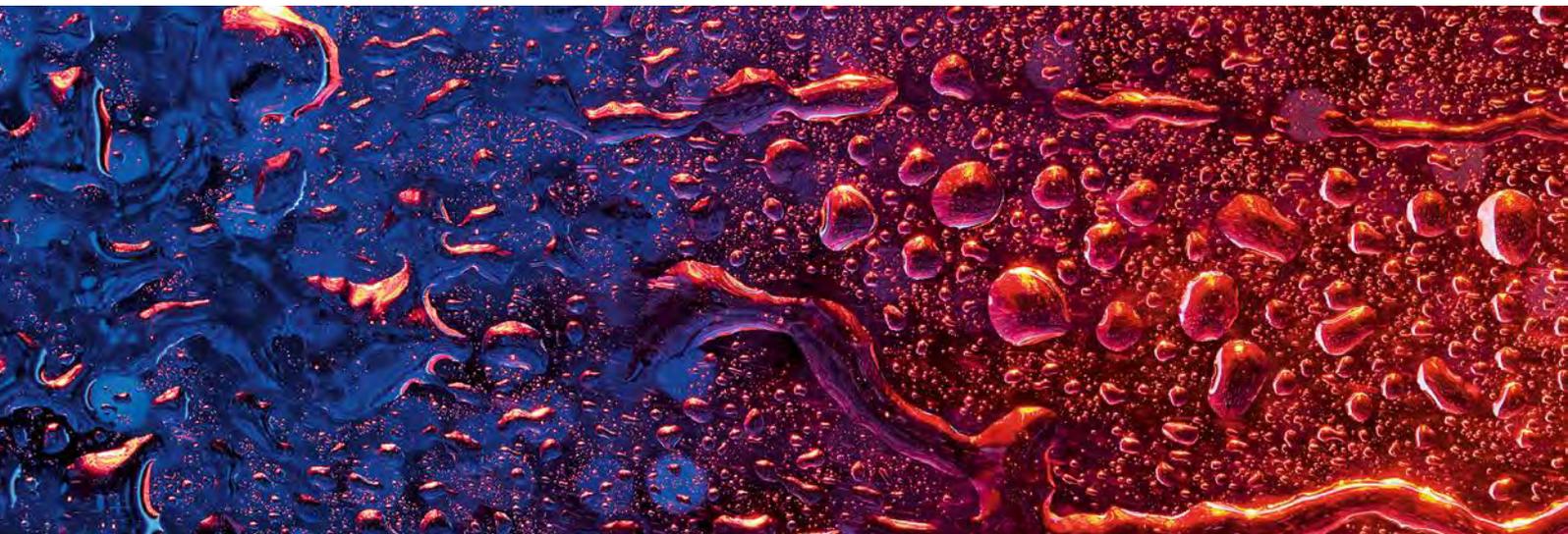
Das im HRA-Projekt erarbeitete Wissen steht dem ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit zur Ver-

fügung. Seit 1999 liefern die PSI-Forscher Expertisen zur Überprüfung von HRA-Studien der Schweizer Kernkraftwerke.

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2016 umfassen hauptsächlich:

- Beginn mit der EOC-Pilot-Studie;
- Pilotstudie für die Simulatordaten-Auswertung;
- Analyse von Ereignissen mit Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit.



1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Änderungen des Reaktorverhaltens, die bei Störfällen in kurzer Zeit ablaufen können, bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für so genannte deterministische Sicherheitsanalysen werden Computermodelle 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 Winterle
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 auslegungüberschreitenden Störfällen ein.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung des Brennstabprogramms FALCON stand im Zentrum. Es wird unter anderem für die Auslegung und Auswertung von Versuchen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) verwendet. Mehrere sogenannte «Lift-off»-Experimente wurden analysiert. Bei diesen kommt es durch einen sehr grossen Brennstab-Innendruck zur plastischen Dehnung des Hüllrohrs, als Folge davon löst sich das Hüllrohr von den Brennstoff-Tabletten. Durch die wesentlich grossflächigere Bindungsschicht zwischen Brennstoff und Hüllrohr bei den Druckwasserreaktor-Brennstabsegmenten waren diese deutlich resistenter gegenüber dem Lift-off als die Siedewasserreaktor-Brennstabsegmente. Des Weiteren wurde ein Modell entwickelt, das den Einfluss der Abbrandasymmetrie in Brennstäben von Siedewasserreaktoren auf die Spaltgasfreisetzung berücksichtigt. Durch diese Asymmetrie, die am Brennelementrand und im Brennelementzentrum am grössten ist, wird ein Teil des freigesetzten Spaltgases in der Bindungsschicht zwischen Brennstoff und Hüllrohr festgesetzt. Dieses gebundene Spaltgas kann in bestimmten Störfallszenarien wieder freigesetzt werden und so den Störfallablauf beeinflussen. Spaltgasmessungen konnten durch das verbesserte Modell deutlich exakter wiedergegeben werden.

Reaktorkern

Die Analyse der stationären Reaktorauslegung wurde erweitert durch die Implementierung von Siedeübergangskorrelationen, die Einführung weiterentwickelter Programme und die Integration von Unsicher-

heitsanalysen in das bestehende Programmpaket. Die Validierung von SIMULATE-3K, einem Programm zur dynamischen Reaktorauslegung, wurde anhand von Experimenten zu Reaktivitätsexkursionen fortgesetzt. Die unterschiedlichen Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken üben dabei einen signifikanten Einfluss aus. Ergänzend zu den Standardprogrammen der Reaktorauslegung werden feiner aufgelöste und daher sehr rechenintensive Analysemöglichkeiten entwickelt. Erste Vergleiche mit SIMULATE-5 lieferten zufriedenstellende Ergebnisse. Die Fortpflanzung von Unsicherheiten der nuklearen Daten wurde weiter untersucht. Es zeigte sich, dass durch die Einführung von Monte-Carlo-Methoden die resultierenden Unsicherheiten von Parametern des Reaktors verringert werden können. Die nuklear-thermohydraulische Stabilitätsanalyse von Siedewasserreaktoren mit dem Programm SIMULATE-3K wurde durch die Kopplung mit dem Systemprogramm TRACE erweitert. Das gekoppelte System erwies sich dabei als geeignet, das in Stabilitätsmessungen aufgetretene Schwingungsverhalten des Neutronenflusses gut wiederzugeben, wobei es sehr sensitiv bezüglich des Pumpenkennfelds reagiert.

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. Die Validierung von TRACE wurde sowohl mit gemessenen Daten aus integralen Experimenten, die das Systemverhalten weitgehend berücksichtigen, als auch von einzelnen thermo-hydraulischen Effekten, darunter insbesondere dem Wärmefluss bei komplexen Zweiphasenströmungen, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE bei Störfallanalysen.

Um einen möglichen Austrag von hochabgebranntem Brennstoff ins Kühlmittel abzuschätzen, wurden für verschiedenen Szenarien von Kühlmittelverlust-Störfällen umfassende Analysen für einen BWR/6-Siedewasserreaktor von General Electric durchgeführt. Dies erforderte umfangreiche Programmierarbeiten, da Kopplungen zwischen der System-Thermohydraulik, dem dynamischen Reaktorverhalten und den thermomechanischen Brennstabeigenschaften nötig waren. Die Ergebnisse werden im Moment noch analysiert.

Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD), Unterkanalanalysen und Unsicherheitsanalysen wurden mit

der Zielrichtung auf reale reaktortechnische Anwendungen fortgeführt. Insbesondere wurde mit dem CFD-Code STAR-CCM+ das Mischungsverhalten und die Verteilung von Bor im Vergleich zu gemessenen Daten (Juliette, ROCOM) aus internationalen Benchmark-Projekten analysiert. Die Anwendungen des Unterkanalcodes COBRA-TF wurden erweitert. Beides ist nützlich bei der feineren Analyse von lokalen sicherheitsrelevanten Effekten in den Kernanlagen.

Sicherheitsanalysen

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der Freigabeverfahren zur neuen Reaktorbeladung der schweizerischen Kernkraftwerke verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltsicherheit, lineare Stabileistung, Druckverluste, lokaler Stabbrand) berechnet. Die Berechnungen bestätigten, dass die sicherheitstechnischen Kriterien durch die neuen Reaktorauslegungen erfüllt sind. Ausserdem wurden unabhängige Analysen für neue Brennstab-Auslegungsprogramme und zum Thema Abschaltsicherheit durchgeführt.

Ferner wurde das Verhalten des Kernkraftwerks Leibstadt beim postulierten Störfall «schnelles Hochlaufen der Umwälzpumpen» weiter untersucht. Hierbei wie bei den Validierungsrechnungen für Stabilitätsuntersuchungen wurde die Verwendung von modernen gekoppelten Methoden (thermohydraulisch und neutronenphysikalisch) mit einer detaillierten Darstellung des Kernverhaltens vorangetrieben (Abbildung 21). Der postulierte Störfall «Dampferzeuger-Heizrohrbruch» wurde sowohl für das Kernkraftwerk Gösgen als auch Beznau analysiert. In diesem Rahmen wurden die Anlagenmodelle räumlich verfeinert und die Modellierung der Regelungssysteme weiterentwickelt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die STARS-Gruppe am PSI stellt mit ihren Methoden und ihrem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Sie 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 STARS-Gruppe 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 Sicherheitskon-

zepts 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 Rechnungen im Bereich Anlageverhalten betrifft direkt die Aufsichtstätigkeit des ENSI. Dies gilt genauso für die Reaktor- und Brennstoffauslegung. Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Randbedingungen sieht das ENSI als wichtig an, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen bewerten zu können.

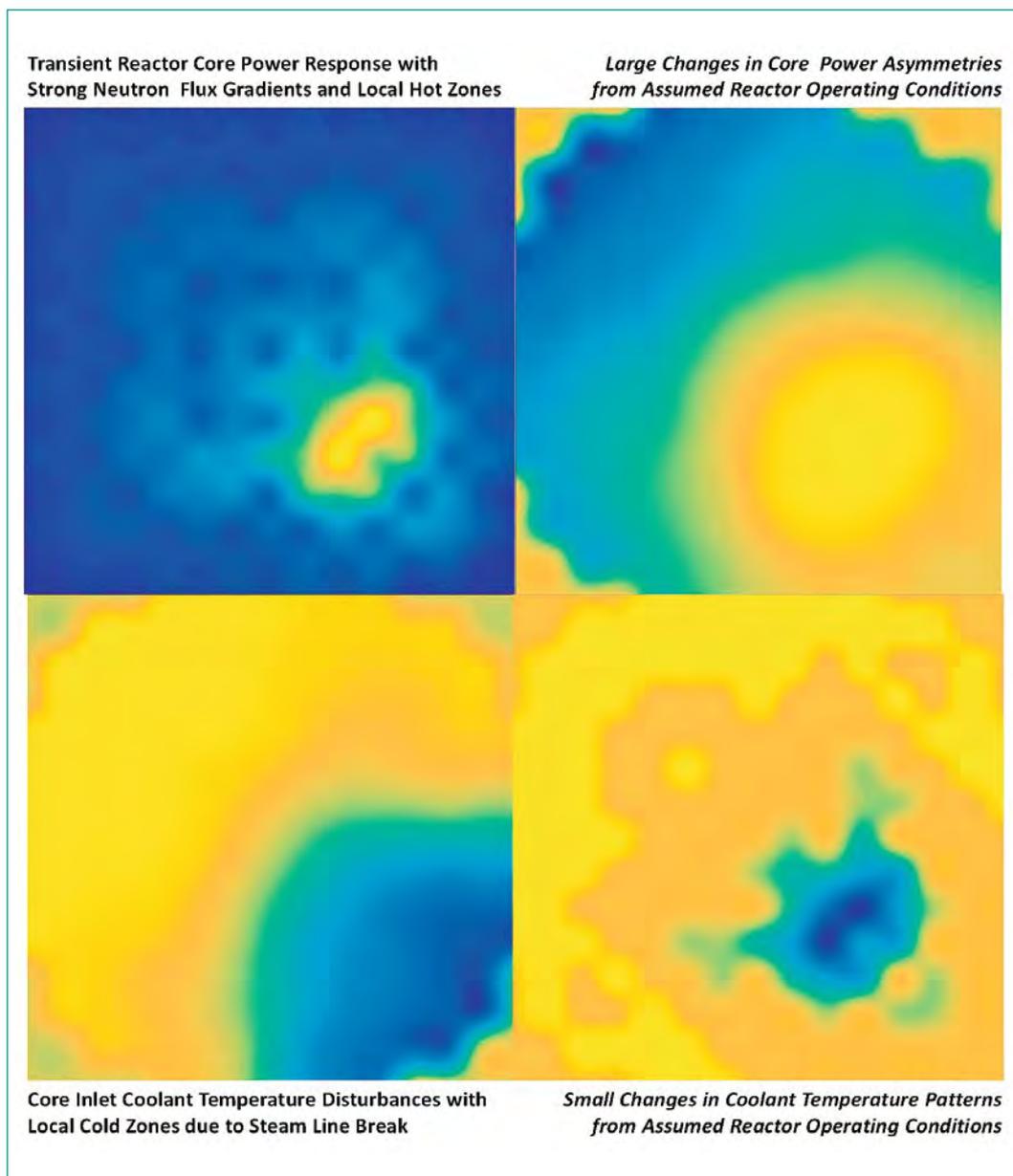


Abbildung 21: Die Abbildung zeigt in einem horizontalen Schnitt durch einen Reaktor die radiale Variation der Leistung (oben links) und der Kerneinlasstemperatur (unten links) für einen angenommenen Störfall «Frischdampfleitungsbruch» mit der bisherigen Berechnungsmethode. Der Farbcode auf der linken Seite verläuft von dunkelblau (niedrigere Leistung oder Temperatur) bis gelb (höhere Leistung oder Temperatur). Mit der neuen, verbesserten Berechnungsmethode ergeben sich grössere Änderungen in der Reaktorleistung (oben rechts), während sich das Profil der Kerneinlasstemperatur (unten rechts) nur unwesentlich verändert. Erhöhte Werte sind in Gelb dargestellt und verringerte Werte in Blau. Quelle: PSI.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind weitere Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch die Teilnahme an internationalen Forschungsprogrammen und die Mitarbeit in internationalen Expertengruppen unerlässlich. Die Analysen neuer Reaktorauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2015 – sukzessive erweitert werden.

1.5.2 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 (Platte) in einer Wasserdampf-atmosphäre untersucht. Darüber hinaus werden die Auswirkungen des räumlich und zeitlich veränderlichen Flüssigkeitsfilms auf die Effizienz des Wärmeübergangs betrachtet. Dazu werden Versuche 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In diesem Jahr wurde die Hauptmesskampagne im Druckbehälter LINX am PSI durchgeführt und abgeschlossen. Diese umfasst die Datenverarbeitung mit der Synchronisation der gekoppelten zwei-

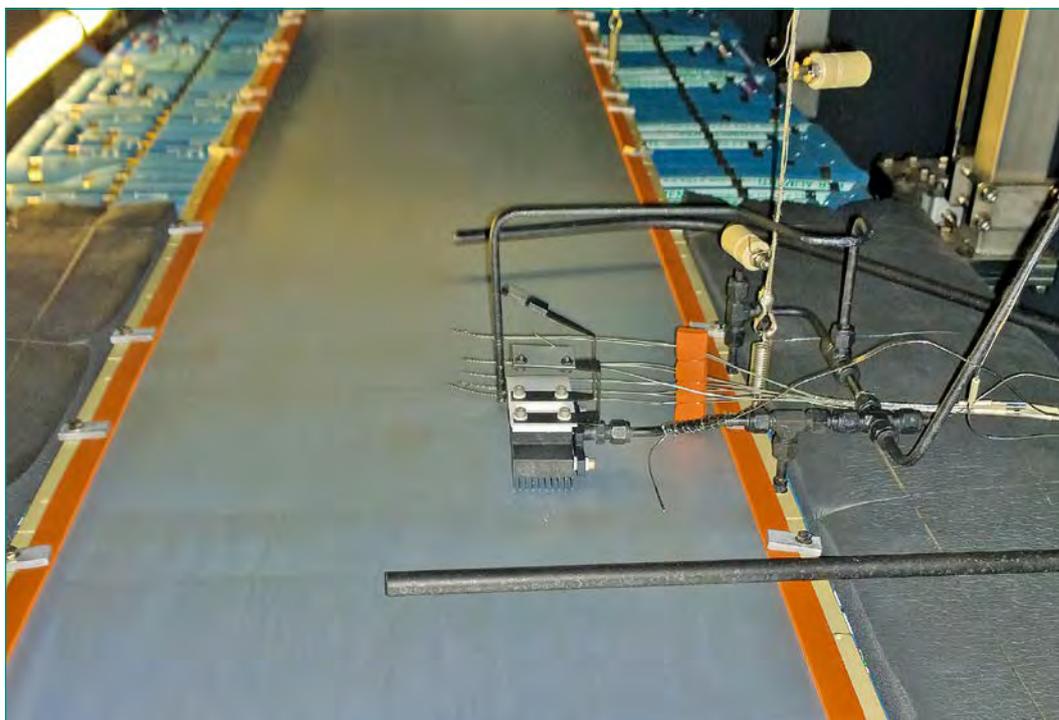


Abbildung 22: Temperaturregulierte Platte mit Messeinrichtungen. Im Zentrum des Bildes befinden sich Kapillaren zur detaillierten, lokalen Messung der Gaskonzentrationen im Behälter. Direkt dabei befindet sich ein Target zur genauen Kalibrierung der Infrarotmessungen der Temperatur und der Dicke der Flüssigkeitsschicht auf der Platte. Quelle: PSI.

dimensionalen optischen Messung von Schichtdicke und Oberflächentemperatur. Die Messtechnik wurde durch eine robuste Kalibrierung der optischen Messungen weiterentwickelt. In der ersten der drei Messreihen wurde die Dynamik eines vertikal abfließenden Flüssigkeitsfilms für verschiedene Strömungsraten in einer Luft-Atmosphäre untersucht. Danach wurde der Flüssigkeitsfilm unter der Berücksichtigung von Kondensationseffekten in einer Luft/Dampf-Atmosphäre höherer Temperatur als die vertikale Platte charakterisiert. In der dritten Messreihe wurde zusätzlich der Effekt der Wiederverdampfung analysiert. Hierzu wurde die vertikale Platte (Abbildung 22), mit dem Flüssigkeitsfilm kontrolliert in einen Bereich höherer Temperatur am oberen Ende der Platte und tieferer Temperatur am unteren Ende der Platte unterteilt. Die Messkampagne zeigte abhängig von den Bedingungen für die drei Messreihen Rinnsale (rivulets), wellenförmig turbulente Flüssigkeitsoberflächen, hängende Filme, Mikrotropfen oder Fronten von Mikrotropfen. Die simultane Messung von lokaler Temperatur und Dicke der Flüssigkeitsschicht mit hoher Auflösung trägt zu einem detaillierten Verständnis der Kondensations- und Verdampfungsphänomene bei.

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. Diese Parameter sind entscheidend für die Integrität des Containments und eine allfällige Freisetzung von radioaktiven Stoffen (Quellterm).

Das Hauptziel dieses Projektes ist ein verbessertes Verständnis der raum-zeitlichen Dynamik eines Flüssigkeitsfilmes. 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.

Derzeit sind die im Projekt LINX untersuchten Prozesse in den meisten 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.

Die Projektzusammenarbeit trägt zur internationalen Vernetzung des PSI und des ENSI bei. Ein wesentlicher Aspekt bei diesem Projekt ist zudem die Ausbildungsförderung.

Ausblick

Zurzeit werden die Forschungsergebnisse in einer Doktorarbeit abschliessend festgehalten. Die Messergebnisse stehen damit für zukünftige Weiterentwicklungen von Thermohydraulik-Codes des Containments zur Verfügung.

1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Yann Stempfeli
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 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. 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-basierten Hüllrohren unter verschiedenen Sauerstoff-/Stickstoff-Dampf-

gemischen 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

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

Die Tests, die zwischen November und Dezember 2014 am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) stattgefunden hatten, wurden 2015 analysiert. Um verschiedene Hypothesen bezüglich der Stickstoffreaktionen mit Brennstoff-Hüllrohren unter Luft oder Dampf Atmosphäre zu überprüfen, wurde beschlossen, Daten aus einer zweiten Reihe von Ex-

perimenten, welche zwischen August und September 2015 durchgeführt wurden, zu gewinnen. Damit liegen insgesamt Daten von 72 Experimenten vor. Die detaillierte Analyse dieser Versuche wird 2016 erfolgen.

Aus der Literatur geht hervor, dass die Anwesenheit von so genannten Oxynitrid-Phasen zu einer zunehmenden Schädigung der Hüllrohre beitragen könnte. Deshalb wurde 2015 mittels Raman-Spektroskopie auch untersucht, ob die analysierten Proben Oxynitrid-Phasen (siehe Abbildung 23) beinhalten. Verschiedene Anzeigen weisen darauf hin, dass solche Phasen in den Proben vorhanden sind (siehe Abbildung 24). Jedoch sind weitere Analysen nötig, um zu einer abschliessenden Beurteilung zu kommen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren bei Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter, im Brenn-

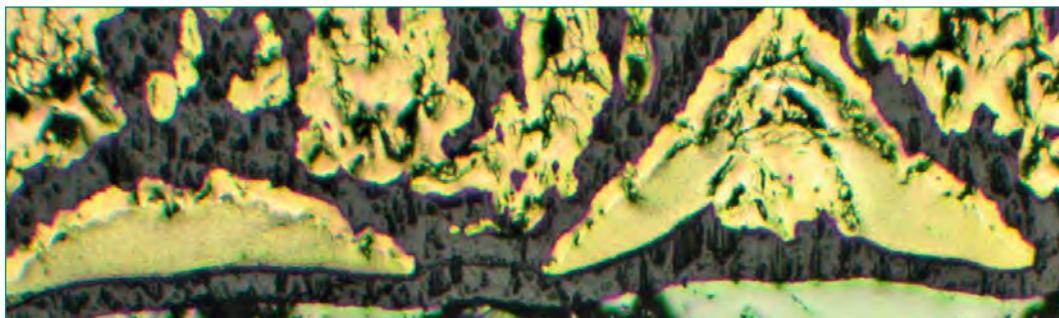


Abbildung 23: Probe verwendet für Raman Analyse: Pre-oxidation 10 s, nitriding 30 min bei 1200°C. Quelle: Forschungsbericht PSI

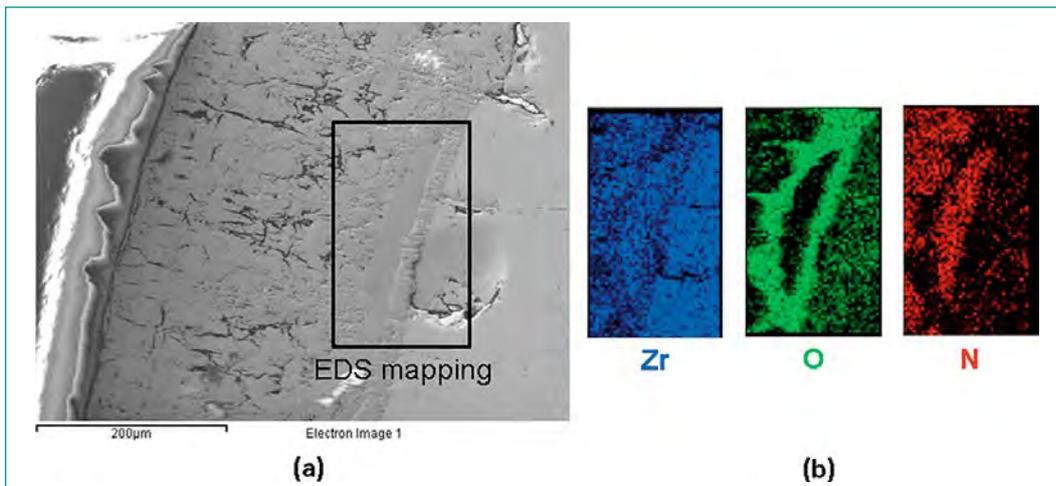


Abbildung 24: Analytische Techniken werden benutzt, um die Existenz von Oxy-Nitriden in einer voroxidierten Zry-4 Probe mit anschließender Nitrierung zu beweisen. In dem Bild werden ein SEM-Bild (a) und die entsprechenden Elementbestimmungen der untersuchten Region mittels EDS (b) verglichen. Die untersuchte Region wurde mit einem Elektronenmikroskop gescannt (SEM) und gleichzeitig mit Energie dispersiver Röntgenstrahlung (EDS) untersucht. Das kombinierte Messgerät (ZEISS Nvision 40) erlaubt simultane Element-Analysen und Bild Darstellungen der Probe. Quelle: PSI

element-Lagerbecken oder im Transportbehälter betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung zur Simulation solcher Vorgänge verbessert die Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA). 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

Aufgrund der zusätzlichen Experimente und Analysen konnte das Ziel, 2015 ein vorläufiges Modell zu entwickeln, nicht eingehalten werden. Der Endtermin des Projekts (Mitte 2017) ist jedoch nicht gefährdet.

2016 sollen die Ergebnisse der Experimente von September 2015 ausgewertet und ein vereinfachtes Modell, das die identifizierten Oxidationsmechanismen beinhaltet, erstellt werden.

1.5.4 OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Nach den schweren Reaktorunfällen in Fukushima startete die Nuclear Energy Agency NEA der OECD dieses Projekt. Es verfolgt die Ziele, die Unfallabläufe in den einzelnen Reaktoren zu rekonstruieren und die Endzustände der Reaktoren und vor allem der Reaktorkerne zu bestimmen. Für Phase 2 dieses Projekts wurden die Ziele erweitert und beinhalten nun zusätzlich die Wasserstoffproduktion und die Bestimmung der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten. Neben den bisherigen elf Organisationen aus acht Ländern sind in Phase 2 Organisationen aus drei weiteren Ländern vertreten.

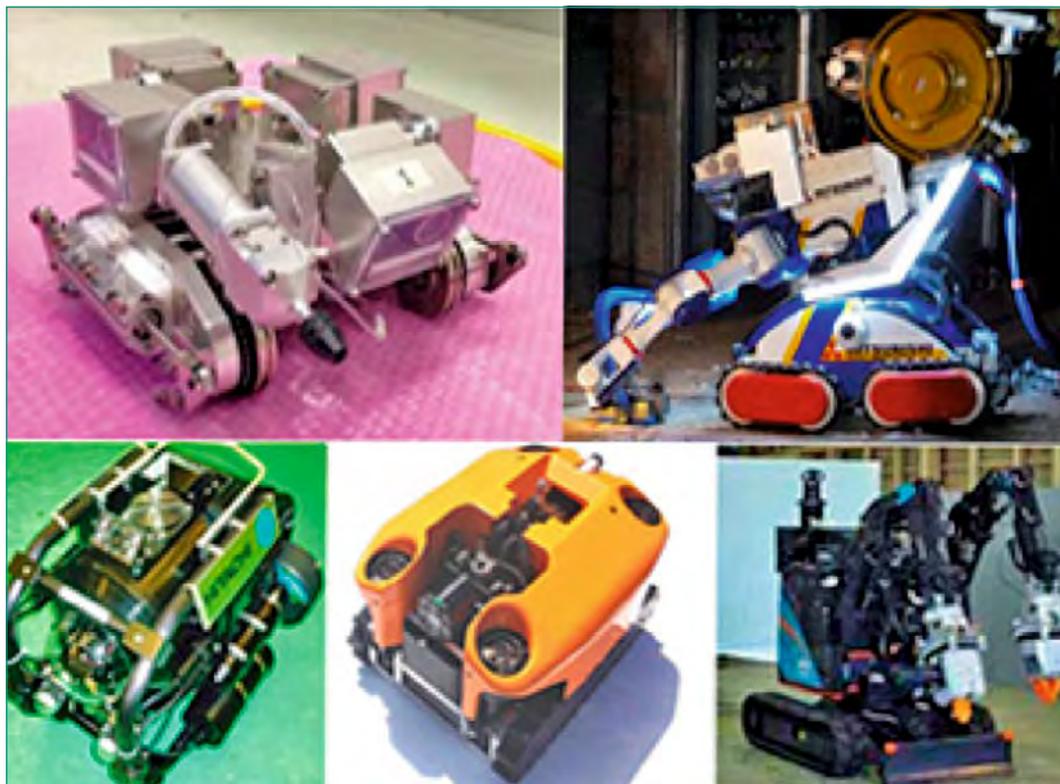
Mithilfe dieser Analysen soll die Planung der weiteren Untersuchungen, der Dekontamination und des Rückbaus unterstützt werden (Abbildung 25). Ein weiteres Ziel ist die Ausweitung der Beurteilungsbasis für Simulationsprogramme für schwere Reaktorunfälle. Da bei Experimenten zur Erforschung von schweren Reaktorstörfällen meist nur einzelne Phänomene (häufig auch in kleinerem

Abbildung 25:

Roboter, welche für Messungen innerhalb der Reaktorgebäude von Fukushima Daiichi verwendet werden.

Quelle:

<http://www.tepco.co.jp/en/decommission/principles/robot/index-e.html>



Masstab und mit nicht-radioaktivem Material) untersucht werden, sollen die Unfälle von Fukushima in integraler Form ausgewertet werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das PSI konzentrierte sich bei seinen Arbeiten auf den Reaktorblock 3 von Fukushima Daiichi. Es verwendete das Simulationsprogramm MELCOR, welches auch 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 verwendete das PSI hauptsächlich den Zeitpunkt der Wasserstoffexplosion, die Druckverläufe im oberen und unteren Teil des Containments (Drywell und Wetwell), die Einspeisezeiten und Einspeiseraten der Feuerwehrpumpen und die Zeitangaben der ungefilterten Containment-Druckentlastung (Venting). 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.

Im Berichtsjahr wurden die relevantesten Versagensarten des Reaktordruckbehälters und des Containments bestimmt. Die Eingabedaten für MELCOR (Input Deck) wurden entsprechend angepasst. Da MELCOR sehr sensitiv auf kleine Änderungen des Input Decks reagiert, mussten noch kleinere Anpassungen bei der Modellierung verschiedener Systeme zur Einspeisung von Wasser in den Reaktordruckbehälter vorgenommen werden. Die mit dem neuen Input Deck berechneten Resultate sind vergleichbar mit den vorherigen Resultaten und stimmen gut mit dem Unfallablauf überein.

Es wurde eine erste Studie zur Spaltprodukt-Freisetzung durchgeführt. Dazu wurden verschiedene Szenarien verwendet, welche neben dem Venting über den Kamin, dem Versagen an der Drywell-Deckeldichtung und dem Durchdringungsversagen des Reaktordruckbehälters eine zusätzliche Leckage der Frischdampfleitung sowie eine verstärkte Schmelze-Beton-Wechselwirkung beinhalten. Die Resultate dieser Szenarien betreffend Druck im Containment und Wasserstoffproduktion sind sehr ähnlich. Es lässt sich daraus also noch keines dieser Szenarien ausschliessen. Die Szenarien mit der Leckage an der Frischdampfleitung führen zu höheren Tempera-

turen im oberen Bereich des Drywells. Dies könnte zu einer Schwächung bei der Drywell-Deckeldichtung geführt haben und so zu einer erhöhten Wahrscheinlichkeit einer Leckage an dieser Stelle.

Das PSI ist mit den Projektarbeiten im Zeitplan. Es werden Verzögerungen erwartet, da verschiedene erforderliche Daten von der Projektleitung noch nicht zur Verfügung gestellt werden konnten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt ist von 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 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

Eine detaillierte Studie zur Freisetzung der Spaltprodukte wird durchgeführt werden. Der Vergleich dieser Resultate mit den verfügbaren Messungen wird einen gut fundierten Hinweis geben, über welche Pfade die Spaltprodukte in die Umgebung gelangt sind. Ferner wird eine Sensitivitätsanalyse zur Modellierung der Cäsiumausbreitung in MELCOR durchgeführt werden.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

(SSM), schwedische Kernkraftwerksbetreiber, das Nordic Nuclear Safety Research Program (NKS) sowie die EU die Projektarbeiten. Aufgrund der Teilnahme am Programm 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

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. Dazu wurde eine Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM+) entwickelt, die mit den Schadenszuständen im Verlauf eines Unfalls (Plant Damage States) arbeitet, welche probabilistischen Sicherheitsanalysen (Stufe 1) entnommen werden können. Auf dieser Basis werden das Schmelzen und Verlagern des Kerns ins untere Plenum des RDB, die dortige Partikelbildung und allfällige Wiederaufschmelzung, die RDB-Versagensart und der Austritt der Kernschmelze aus dem RDB, die Schüttbettbildung und dessen Kühlbarkeit in einer Wasservorlage ausserhalb des RDBs sowie Dampfexplosionen modelliert. Für alle einzelnen Prozesse werden zuerst detaillierte Modelle entwickelt und durchgerechnet. Da diese viel Rechenzeit benötigen, werden darauf aufbauend einfachere Ersatzmodelle entwickelt, mit denen anschliessend die erforderliche Anzahl von Simulationen durchgeführt werden können. Im Berichtsjahr wurden die vorhandenen Modelle weiter entwickelt und teilweise bereits miteinander gekoppelt.

MEM (Melt Ejection Modes)

Wenn bei einem schweren Reaktorunfall der Kern nicht gekühlt wird, fängt er an zu schmelzen und verlagert sich dann zur unteren Kernplatte. Diese versagt nach gewisser Zeit und die Schmelze fällt in die Bodenkalotte. Mit grosser Wahrscheinlichkeit wird die Kernschmelze durch in der Bodenkalotte vorhandenes Wasser gekühlt und es bildet sich ein Schüttbett. Wenn die Schmelze weiterhin nicht gekühlt werden kann, beginnt das Schüttbett wieder aufzuschmelzen und der RDB versagt. Für die Bestimmung des RDB-Versagens werden gekoppelte Finite Elemente Modelle verwendet. Diese berechnen den Wärmetransfer im Schüttbett, das Wiederaufschmelzen des Schüttbetts, die Wärmebelastung der RDB-Wand sowie die Deformationen und das Kriechen der RDB-Wand. Die Untersuchungen zeigen, dass die Konfiguration der Schmelze im RDB einen signifikanten Einfluss auf Versagensart und -zeitpunkt des RDB haben. Ist das Schüttbett im RDB horizontal geschichtet, so ist beispielsweise die wieder aufgeschmolzene Masse wesentlich grösser, als wenn die Schichtung konkav ist (also parallel zur Krümmung des RDB-Bodens).

DECO (Debris Coolability Map)

Tritt die Kernschmelze aus dem RDB aus und gelangt in eine Wasservorlage, so kann sie fragmentiert und gegebenenfalls gekühlt werden. Mittels Experimenten wird untersucht, welcher Anteil der Schmelze agglomeriert, also zusammenhängende Klumpen bildet, und so die Kühlbarkeit des Schüttbetts behindert. Basierend auf den durchgeführten Experimenten wurde ein detailliertes Modell sowie das vereinfachte Ersatzmodell entwickelt. Im Schüttbett wird das Wasser durch die Nachzerfallswärme erhitzt und teilweise verdampft. Dadurch bildet sich eine Zweiphasenströmung, welche zu einer Ausnivellierung des Schüttbetts führt. Experimente zu diesen Prozessen wurden durchgeführt und die entsprechenden Computermodelle dafür entwickelt. Die zu Grunde liegenden Gleichungen konnten soweit verallgemeinert werden, dass unterschiedliche Anfangsformen des Schüttbetts modelliert werden können.

SEIM (Steam Explosion Impact Map)

In der Struktur von ROAAM+ werden Dampfexplosionen ausserhalb des RDB mithilfe des Codes TEXAS-V simuliert. Dieser Code berechnet den Impuls der Dampfexplosion. Für die Ausbreitung dieses Impulses wird die für TNT-Äquivalente entwickelte Methode verwendet. Die Gültigkeit dieser Methode

für Dampfexplosionen wird noch verifiziert werden. Das Ersatzmodell für Dampfexplosionen ausserhalb des RDB wurde entwickelt und zeigt eine gute Übereinstimmung mit den Resultaten von TEXAS-V. Für die Auswirkungen der Dampfexplosionen ist der Durchmesser des Schmelzestrahls (Jet) beim Austritt aus dem RDB der wichtigste Parameter. Für erste Rechnungen wurden die im Rahmen von ROAAM+ entwickelten Ersatzmodelle (Modelle für Kernverlagerung, Schüttbettbildung und dessen Wiederaufschmelzen in der Bodenkalotte des RDBs, RDB-Versagensmodus) bereits miteinander gekoppelt. Betreffend Dampfexplosion zeigt sich, dass der RDB-Versagensmodus eine zentrale Rolle spielt, da dadurch die Jet-Durchmesser und auch die Temperatur der Schmelze bestimmt werden.

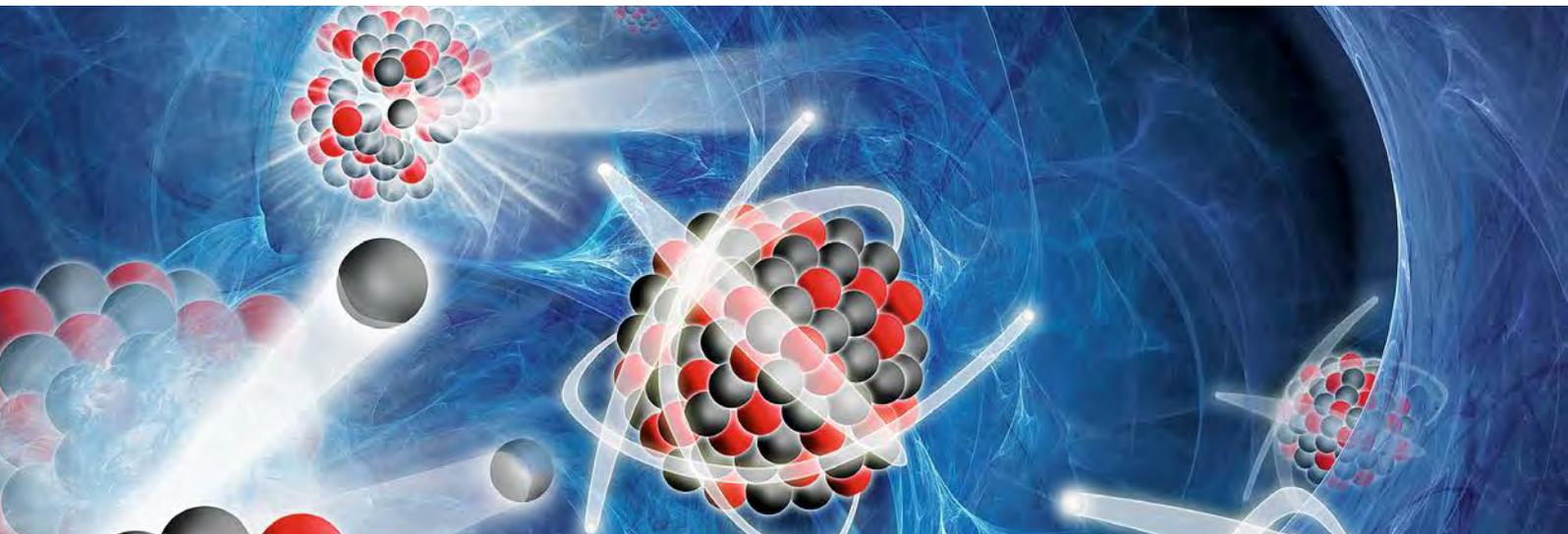
Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt MWSI liefert Erkenntnisse zu den komplexen Abläufen bei schweren Reaktorunfällen. Je umfassender das Verständnis der Unfallphänomene ist, desto präziser können diese modelliert werden. So liefern die Forschungsergebnisse beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des RDB gekühlt werden kann. Dadurch wird eine belastbarere Risikoquantifizierung in der Stufe 2 von probabilistischen Sicherheitsanalysen ermöglicht. 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 Forschungsarbeiten an der KTH sind auf sehr hohem Niveau. Verzögerungen sind bei der Erforschung komplexer Phänomene nicht auszuschliessen. Ein Schwerpunkt der Arbeiten im nächsten Jahr ist die weitere Integration der entwickelten Modelle in die ROAAM-Struktur.



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 Men-

schen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Freigabe von Materialien aus kontrollierten Zonen und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung.

In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radionuklidhaltigen Proben durchgeführt. Die Radioanalytik hat im Strahlenschutz einen hohen Stand erreicht. Dennoch ergeben sich immer neue Anforderungen aus der Praxis, denen mit Neuentwicklungen von Messmethoden und mit neuen Lösungsansätzen begegnet werden muss. Beispiele sind Freigabemessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung der Inkorporation.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeiten je ein Vertreter des PSI in den Arbeitsgruppen WG14 und WG17 der International Organization for Standardization ISO aktiv mit. Die WG 17 arbeitet an einer Revision der ISO 7503,

einer Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen. Der Normentwurf erreichte im Berichtsjahr den Status «Final Draft International Standard» (FDIS). Dasselbe gilt für den von der WG14 erarbeiteten Normentwurf ISO 16639, in dem die Anforderungen an die Raumluftüberwachung von Arbeitsplätzen festgelegt sind. Zusätzlich ist die Sektion Messwesen in zwei Arbeitsgruppen von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) vertreten, welche die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der ionisierenden Strahlung im europäischen Raum fördert.

Die Sektion Messwesen etablierte im Berichtsjahr ein schnelles und sequentielles Trennverfahren für die Bestimmung von Strontium-, Thorium-, Uran-, Plutonium- und Americium-Isotopen in Rückbaumaterialien.

Auch wurde die Anwendung von Software-Kalibriermöglichkeiten für die Gamma-Spektrometrie zur in-situ Charakterisierung von Komponenten weiter validiert. Insbesondere wurde an einer internationalen Vergleichsmessung an der Universität Regensburg teilgenommen.

Das Verfahren zur gleichzeitigen Bestimmung von Tritium und Kohlenstoff-14 in Wasser mittels Flüssig-Szintillations-Messungen wurde weiter optimiert. Dabei zeigte sich, dass ab einem Tritium/Kohlenstoff-14-Aktivitätsverhältnis kleiner als 0.01 die Messmethode unbrauchbar ist. In diesem Fall muss der Kohlenstoff-14 im alkalischen Milieu und via Zentrifugation von der wässrigen Phase getrennt werden.

Erste Versuche zur Trennung von Aktiniden aus Abwässern über ein mit einem speziellen Harz (Actinide-Resin) imprägniertes Filtermaterial wurden erfolgreich durchgeführt.

Im Berichtsjahr wurde eine Masterarbeit über die radioanalytische Separation und Messtechnik für Uran in Umweltproben erfolgreich durchgeführt. Zusätzlich wurden durch die Sektion Messwesen vier Studien-Praktika betreut. Im Rahmen der Praktika wurde die Leistungsfähigkeit moderner tragbarer Gammaskpektrometer für den Einsatz zur Nuklididentifikation bei Fahrzeugkontrollen und zur schnellen Messung der Inkorporation von Radionukliden bei radiologischen Störfällen untersucht. Bei der jährlichen Aeroradiometrieübung wurden das Routinemessgebiet um die Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg überflogen und ausgemessen. Die Auswertung der Daten zeigten keine ungewöhnlichen Werte. Zusätzlich nahm die Schweiz an einer internationalen Übung in Deutschland teil. Die Übung fand in dem ehema-

ligen Uran-Abbaugbiet Chemnitz statt. Es wurden die Aktivitätskonzentrationen natürlicher Radionuklide in einem Referenzgebiet durch alle Teams gemessen und die Ergebnisse verglichen. Zusätzlich wurde ein Gebiet von 2000 Quadratkilometern ausgemessen, indem Teilgebiete definiert und diese von jeweils einem Teilnehmer ausgemessen wurden.

Neben der Charakterisierung von unterschiedlichen Messmitteln hinsichtlich ihrer radiologischen Eigenschaften wurde auch das neue am PSI vorgesehene Personendosimetriesystem durch die Eichstelle des PSI und des IRA hinsichtlich der Erfüllung der Anforderungen der Schweizer Dosimetrieordnung erfolgreich untersucht. Im letzten Quartal wurde das neue Personendosimeter von einem ausgewählten Personenkreis als Praxistest parallel zum alten getragen.

Im Berichtsjahr hat die Eichstelle des PSI im Auftrag des ENSI eine nationale Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie erfolgreich durchgeführt. Es haben 13 durch das ENSI und BAG anerkannte Dosimetriestellen teilgenommen.

Im Jahr 2015 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen, bei denen die Ergebnisse zum jetzigen Zeitpunkt vorliegen, 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 harmonisierten Erhebung und Beurteilung von Messwerten bei.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Ein wesentlicher Gewinn ist die Umsetzung des Stands der Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in der Radioanalytik und die nationale Zusammenarbeit in diesem Spezialgebiet.

Bedeutend ist auch die Ausbildung von Nachwuchskräften, die nur dank der Attraktivität von Verfahren nach dem neuesten Stand der Technik für dieses Gebiet gewonnen werden können.

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2016 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

1. Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie:

Experten der Sektion Messwesen beteiligen sich aktiv in Arbeitsgruppen, die sich mit der Revision von für den Schweizer Strahlenschutz relevanten Normen (z.B. ISO, IEC) befassen. Weiterhin ist eine aktive Mitarbeit in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrienetzwerks EURADOS sowie des D/CH Fachverbandes für Strahlenschutz vorgesehen.

2. Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden:

Im Rahmen von Rückbauprojekten besitzen Methoden, mit denen Komponenten zerstörungsfrei auf ihren Radionuklidgehalt untersucht oder grosse Probenmengen bearbeitet werden können, eine zentrale Bedeutung. Dabei sollen die folgenden Schwerpunkte betrachtet werden:

- Anwendung der in-situ γ -Spektrometrie zur Aktivitätsbestimmung von Komponenten
- Optimierung von Schnellmethoden für die Messung reiner β - und α -Strahler zur Identifikation von Leitnukliden
- Standardisierung verschiedener Radionuklidmessungen mit dem HIDEX-Flüssigkeits-Szintillationsspektrometer

Die verwendeten Methoden werden durch die Teilnahme an nationalen sowie internationalen Vergleichsmessungen validiert.

3. Fachbegleitung von Studenten:
Neben der Bereitstellung allgemeiner Praktikumsplätze für Studenten ist vorgesehen, eine Master-Arbeit zum Thema Strahlenschutzmesstechnik für Neutronen in Zusammenarbeit mit der EPFL Lausanne sowie eine Doktorarbeit in der Radioanalytik in Zusammenarbeit mit der Universität Bern durchzuführen.
4. Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen:
Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI

begleitet, die weiterhin die erhaltenen Messergebnisse interpretieren sowie einen unabhängigen Bericht erstellen.

5. Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inklusive deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen:

Strahlenschutzmessmittel und Dosimetrie sind von zentraler Bedeutung für die radiologische Überwachung der Schweizer Kernkraftwerke sowie deren Umgebung. Weiterhin ist die Minimierung von radioaktiven Abfällen durch eine vorgängige Triagierung wichtig für aktuelle und zukünftige Projekte in den Schweizer Kernanlagen. Dies stellt hohe Anforderungen an die verwendete Messtechnik.

Die Eigenschaften und Limiten von aktuell verwendeten sowie in der Zukunft eingesetzten Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern werden anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft und untersucht.

Weiterhin ist geplant, eine nationale Vergleichsmessung für Umgebungsdosimetrie im Auftrag der Aufsichtsbehörden durchzuführen und an weiteren nationalen und internationalen Vergleichsmessungen teilzunehmen.

6. Ad hoc-Fragestellungen des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter:

Im Bereich der Aufsichtstätigkeit des ENSI treten zum Teil kurzfristig Fragestellungen auf, die externe Fachspezialisten benötigen. Diese sowie die für Untersuchungen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.



Stilllegung, Transporte, Zwischenlagerung, Abfallbehandlung

1.7 Entsorgung

In diesem Forschungsbereich werden einerseits der Transport und die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle, aber auch mögliche Risiken im Zuge der Stilllegung von Reaktoren betrachtet. Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den zweiten grossen Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine, die Auslegung und Überwachung eines Tiefenlagers und die 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 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 – so auch die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) in Wien.

2012 lancierte die IAEA zwei Forschungsprojekte, die sich mit der Stilllegung von Kernanlagen befas-

sen: DACCORD (Data Analysis and Collection for Costing of Research Reactor Decommissioning) und DRiMa (International Project on Decommissioning Risk Management). Das ENSI beteiligt sich aktiv am Projekt DRiMa und verfolgt über die übergeordneten Organe der IAEA, in denen das ENSI Einsitz hat, den Arbeitsfortschritt von DACCORD. Gerade durch die Mitarbeit an DRiMa erhofft sich das ENSI eine fundierte Basis für die Beurteilung von Stilllegungsprojekten. DRiMa befasst sich mit dem Risikomanagement in der Stilllegung – von der Planung über die Erstellung des Stilllegungsprojekts bis hin zur Durchführung der Stilllegung. In dieser Vollständigkeit wurde eine solche Analyse noch nicht durchgeführt.

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.

Bei DRiMa kommt die übliche Projektmanagement-Software zum Einsatz. Zudem wurde ebenfalls eine Excel-Datei erstellt, die bei der Risikoevaluierung von den beteiligten Organisationen verwendet und auf ihre Bedürfnisse angepasst werden kann. Während der Projektarbeit wurden die Grundlagen des Risikomanagements in der Stilllegung erarbeitet und elf Risikofamilien identifiziert mit rund 90 einzelnen Risiken. Dabei wird zwischen dem Risikomanagement bei der Planung («strategic level») und demjenigen während der Durchführung des Rückbaus («operational level») unterschieden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit den beiden Projekten strebt die IAEA grundsätzlich einen verstärkten internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch bei Stilllegungsprojekten der Mitgliedsländer untereinander an. Dazu wurde auch eine Kommunikationsplattform im Internet entwickelt und 2013 in Betrieb genommen. Die 2015 gegründete Arbeitsgruppe «Knowledge Management on Decommissioning» des International Decommissioning Networks (IDN) der IAEA erweitert derzeit diese Plattform mit der Software Media-Wiki zu einem umfangreichen Nachschlagewerk für Fragen in der Stilllegung. Das ENSI ist in dieser Arbeitsgruppe als Gründungsmitglied ebenfalls vertreten. Ziel ist es, dass bis 2017 die IAEA das führende Nachschlagewerk für die Stilllegung von Kernanlagen im Internet anbieten kann.

Bei DRiMa wurden im Berichtsjahr die Risikofamilien verfeinert und mittels Fallstudien überprüft, ob die entwickelten Modelle für die Risikobetrachtung bei Stilllegungsprojekten in den verschiedenen Planungs- und Umsetzungsstufen auch in der Realität angewendet werden können. Dieser Realitäts-Check zeigte, dass die entwickelten Hilfsmittel praktikabel sind. Aus den Erfahrungen der Fallstudien wurden einzelne Punkte aber angepasst und dies im Abschlussbericht festgehalten. Teil des Abschlussberichts soll auch eine Anleitung sein, wie die entwickelten Hilfsmittel am besten angewendet werden können und wie man sie auf die eigenen Bedürfnisse anpassen kann.

Auch bei DACCORD wurde die Software weiterentwickelt: Das Kostenabschätzungstool CERREX basiert auf Daten von 25 Forschungsreaktoren, 15 davon wurden vertieft analysiert. Damit steht nun ein allgemein zugängliches Hilfsmittel für die Stilllegungsplanung eines Forschungsreaktors zur Verfügung. Allerdings hat sich die Bedienung von CERREX als herausfordernd herausgestellt, weshalb es zur richtigen Anwendung zusätzlicher Trainings bedarf.

Für die beiden Projekte DRiMa und DACCORD war vorgesehen, sie Ende 2015 resp. Mitte 2016 abzuschliessen. Bei beiden Projekten haben jeweils die letzten Treffen stattgefunden, die Abschlussberichte liegen in Entwürfen vor, die 2016 noch zu finalisieren sein werden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

- Weiteres praktisches Wissen zur Beurteilung von Kostenstudien und Stilllegungsprojekten.
- Zugang zu Stilllegungsdaten anderer IAEA-Mitgliedsländer.
- Breites internationales Netzwerk für Informations- und Erfahrungsaustausch.
- Zugang zu und Verständnis des Computerprogramms CERREX für die Stilllegungs- und Kostenplanung.
- Aufbau von Wissen im Risiko- und Projektmanagement bei Grossprojekten.

Das Risikomanagement-Projekt DRiMa betrachtet Stilllegungsprojekte ganzheitlich – dementsprechend ist die praktische Bedeutung für das ENSI sehr gross. 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 2016 mit leichtem Rückstand auf den ursprünglichen Plan abgeschlossen. Folgende Aktivitäten sind vorgesehen:

DACCORD:

- Finalisierung und Verabschiedung des Abschlussberichts mit anschliessender Veröffentlichung.
- Erarbeiten von Ausbildungsmöglichkeiten für die Arbeit mit CERREX.
- Erarbeiten eines Fortsetzungsprojekts für die weitere Verfeinerung von CERREX.

DRiMa:

- Erstellung des finalen Entwurfs des Schlussberichts.
- Erstellen einer Anleitung, wie die Risiko-Hilfsmittel genutzt werden können.
- Bereinigung des Schlussberichts und Verabschiedung durch die IAEA, Publikation Ende 2016/Anfang 2017 vorgesehen.

- Erarbeiten eines Nachfolgeprojekts, in dem die praktische Anwendung der DRiMa-Methodik verfolgt und überprüft wird.

1.7.2 Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern

Auftragnehmer: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth

ENSI-Projektbegleiter: Bernd Roith

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England) sowie abgebrannte Brennelemente werden in sogenannten Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behältern) transportiert und zwischengelagert. Aktuell wurden in der Schweiz bereits über 40 Behälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

Bevor ein T/L-Behälter ins Zwischenlager gebracht werden darf, muss die generelle Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage für die generelle Akzeptanz des ENSI bezüglich einer Bauart sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie ENSI-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen lassen sich auf die Einhaltung von vier Schutzziele herunterbrechen, die die unterschiedlichen Bauarten erfüllen müssen:

1. Mechanische Integrität (Einschluss der radioaktiven Stoffe auch unter Störfallbedingungen);
2. Wärmeabfuhr;
3. Abschirmung (Begrenzung der radioaktiven Strahlung); und
4. Unterkritikalität (Vermeidung einer unkontrollierbaren Spaltreaktion).

Im Rahmen des Forschungsprojekts soll eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt werden, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr bestimmen zu können. Die neu zu entwickelnde Methode soll dabei einen anderen Ansatz verfolgen als die Berechnungen, die durch die Behälterdesigner und Eigentümer vorgelegt werden, damit diese unabhängig durch das ENSI beurteilt

werden können. Dies ist notwendig, da die Betreiber der Kernanlagen die maximal mögliche Wärmeleistung der Brennelemente für die Beladung der Behälter ausnutzen wollen.

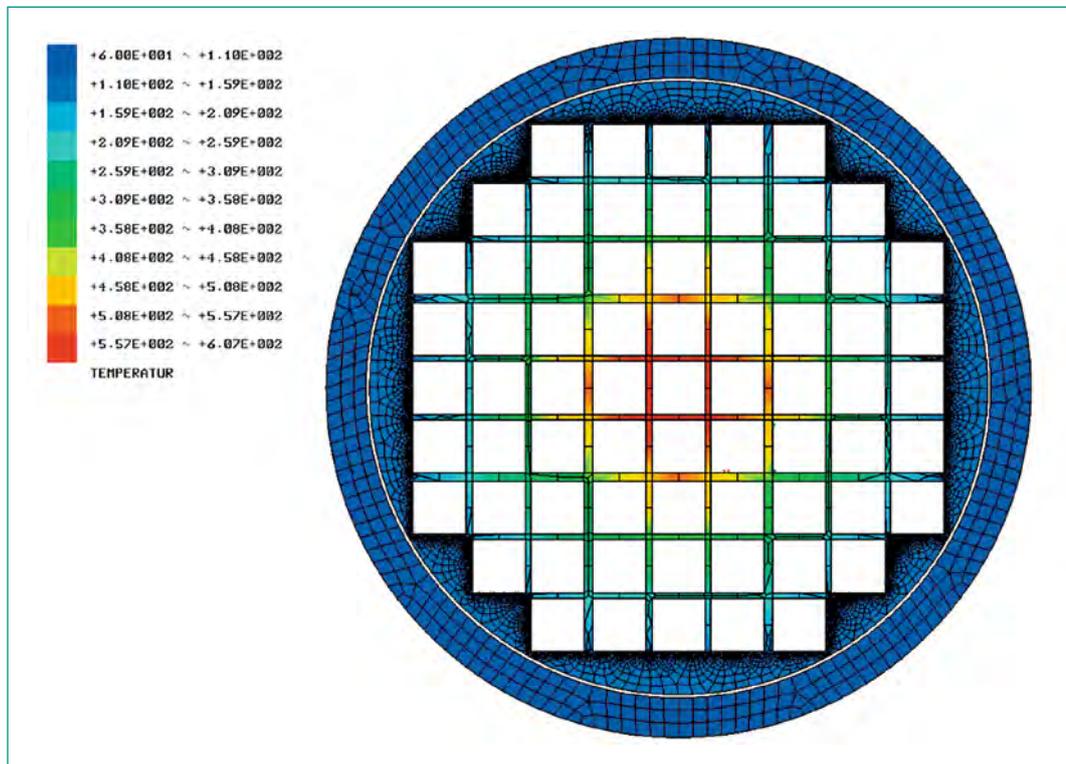
Der Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth entwickelt bereits seit vielen Jahren spezielle Berechnungsmethoden basierend auf computergestützten (numerischen) Analysen, deren Basis die Zerlegung von Komponenten in Unterelemente ist, die sogenannte Finite-Elemente-Analyse. Dazu hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit Namen Z88 konzipiert, die im Rahmen des Projekts entsprechend den oben genannten Bedürfnissen des ENSI weiterentwickelt werden soll.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang April 2014 gestartet und befindet sich aktuell im zweiten Bearbeitungsjahr. Die Projektdauer beträgt 2 Jahre. Im ersten Jahr stand die Entwicklung einer passenden Methodik im Mittelpunkt, um alle auftretenden Bedingungen zusammenzufassen. Die Methodik teilt sich dabei auf in die Problemumsetzung, d.h. die Modellierung, wie die Wärme über die Bauteile und Spalten der Behälter an die Aussenwand kommen kann, und die computertechnische Umsetzung, d.h. die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm. Die beiden Faktoren beeinflussen sich gegenseitig, was zu einem dual fortschreitenden Arbeitsplan führt. Grundvoraussetzung ist, die verschiedenen Einflussgrößen bezüglich der Wärmeabfuhr zu kennen und deren Beitrag qualitativ zu definieren. Vor allem im Bereich der Konvektion wurden verschiedene Berechnungen durchgeführt, deren Ergebnisse im Rahmen eines Fachvortrags präsentiert wurden (siehe zitierte Literatur).

Im zweiten Projektjahr konnten zwei generelle Methoden zusammengeführt werden. Dabei wurde die analytische Lösung der Wärmeabfuhr mit einer Spalttheorie aus der Finiten-Elemente-Analyse gekoppelt und so die speziell benötigte Randbedingung entwickelt. Diese Neuentwicklung, die in den bereits vorhandenen Finite-Elemente-Rechenkern Z88 integriert wurde, ermöglicht die schnelle Berechnung der Temperaturverteilung sowie der Wärmeströme in einem T/L-Behälter. Des Weiteren wurde ein zentrales Steuerprogramm entwickelt, das zur späteren benutzerfreundlichen Eingabe verwendet wird. Dadurch ist auch der Programmablauf für den Verwender vorgegeben. Die Randbedingung wurde anhand von verschiedenen einfachen Modellen validiert und

Abbildung 26:
Beispielhafte
Temperaturverteilung
im Vollmodell eines
T/L-Behälters.
Quelle: Universität
Bayreuth



die Einflussfaktoren auf die Wärmeabfuhr über den Ringspalt weiter untersucht. Der Einfluss wurde anhand der Grösse des Ringspalts quantifiziert.

Erste Rechnungen an Querschnitten von realen Behältern zeigten die Leistungsfähigkeit der neu entwickelten Software (Abbildung 26). Dabei konnte innerhalb von Sekunden der Temperaturverlauf im Tragkorb und im Behältermantel berechnet werden. Zur Visualisierung dient dabei der vorhandene Prä- und Postprozessor Z88Aurora.

Ausstehend sind noch die abschliessenden Validierung der Software an real beladenen Behältern. Diese sollen zeitgerecht erfolgen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse der Einflussgrössen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten einfließen. Nach Abschluss der Arbeiten wird dem ENSI ein Berechnungswerkzeug zur Verfügung stehen, dessen Basis einen anderen Ansatz verfolgt als die Nachweise der Gesuchsteller. Damit können die Ergebnisse der Gesuchsteller unabhängig durch das ENSI beurteilt werden. Des Weiteren kann das ENSI Abweichungen bei der laufenden Fertigung der Behälter schnell hinsichtlich deren Einfluss auf die nukleare Sicherheit bestimmen und geeignete Konsequenzen ziehen. Durch die neue Software-

lösung vergrössert das ENSI das spezifische Wissen über die T/L-Behälter, die noch Jahrzehnte unter Aufsicht des ENSI verwendet werden. Dieses kann auch als Basis dienen für die Beurteilung von Altersaspekten und die Ermittlung des Istzustands nach einer allfälligen verlängerten Zwischenlagerung. Die Erkenntnisse können ebenfalls in die Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung berücksichtigt werden, welche nach dem aktuellen Entsorgungsprogramm erforderlich sein wird.

Ausblick

Schwerpunkt der Arbeiten im Jahr 2016 wird die abschliessende Entwicklung der Funktionalitäten der Berechnungssoftware sein. Parallel dazu wird mit Hilfe des Verifikationsmodells die Software abschliessend validiert.

Zitierte Literatur

- C. Dinkel, B. Roith, M. Frisch, F. Rieg: Berechnung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente – Herausforderungen bei thermischen und thermo-mechanischen Simulationen, 3D-Konstrukteurstag, Bayreuth, 2014.
- C. Dinkel, M. Frisch, B. Roith, F. Rieg: Examination of heat transfer mechanisms in nuclear fuel casks by using CFD-simulation, NAFEMS Best Practice for Thermal Analyses and Heat Transfer, Wiesbaden, 2014.



Geologische Tiefenlagerung

1.7.3 Experimente im Mont-Terri-Projekt

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie (HM-B-Experiment), EPF Lausanne (HM-A-Experiment), Karlsruher Institut für Technologie KIT (FM-D-Experiment), swisstopo (FM-D- und MO-Experiment)

ENSI-Projektbegleiter: Jürgen Hansmann, Martin Herfort, Ernando Saraiva

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri hat für das schweizerische Entsorgungsprogramm eine grosse Bedeutung, da es wichtige Grundlagen für die Beurteilung der bautechnischen Machbarkeit und der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston liefert. Die Experimente im Felslabor Mont Terri ermöglichen wichtige Erkenntnisse zur Gesteinsbeschaffenheit, zur Felsmechanik, zur Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen eines tonreichen Wirtgesteins. Mit dem Beitritt der belgischen Aufsichtsbehörde (Federal Agency for Nuclear Control FANC) beteiligen sich heute 16 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA) am Forschungsprojekt. Das ENSI ist seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen der regulatorischen Forschung beteiligt. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich einen mehrjährigen Vertrag abgeschlossen. Der gegenwärtige Schwerpunkt dieser Kooperation liegt auf der Charakterisierung der felsmechanischen Eigenschaften des Wirtgesteins Opalinuston und der Erfassung hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten umfassten 2015 insgesamt sechs Experimente:

1. **FM-D:** Evaporation Logging;
2. **HM:** Experimental Lab Investigation of Hydro-mechanical Coupled Properties and Behavior of Opalinus Clay;
3. **HM-A:** 3-dimensional Hydro-mechanical Model of the Mont Terri Rock Laboratory;
4. **HM-B:** Evaluation of Mechanically Induced Suction in Bore Cores;
5. **MO:** Preparation of Technology for Long-term Monitoring; und
6. **FS:** In-situ Clay Faults Slip Hydro-mechanical Characterisation.

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag in der Berichtsperiode auf den beiden Experimenten HM und FS, welche in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.4 und 1.7.5 ausführlicher beschrieben und durch Berichte der Forscher im Anhang A ergänzt werden. Die Ergebnisse der übrigen Experimente werden in diesem Kapitel beschrieben. Ausserdem unterstützte das ENSI die Installation eines Personen-Ortungssystems, um die Betriebssicherheit des Felslabors zu erhöhen.

FM-D: Evaporation Logging

Konventionelle Methoden zur Messung der hydraulischen Durchlässigkeit stossen in geringdurchlässigen Gesteinen wie dem Opalinuston an ihre Grenzen. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wird seit einigen Jahren eine Methode weiterentwickelt, um lokale hydraulische Durchlässigkeiten in Bohrungen zu bestimmen. Damit sollen

Untersuchungen von ungestörten und gestörten Gesteinsbereichen sowie von zeitlichen Veränderungen der hydraulischen Durchlässigkeiten ermöglicht werden. In Zusammenarbeit mit dem Karlsruher Institut für Technologie und swisstopo wurde im Berichtsjahr eine neue Detektionsmethode, basierend auf elektrischen Messungen an verschiedenen Wasser absorbierenden Materialien in Laborversuchen getestet. Es zeigte sich, dass bei geeigneter Wahl der Messanordnung und der Materialien mit dieser Technik die geforderten Rahmenbedingungen wie zum Beispiel eine ausreichende Wasseraufnahmekapazität, die Reproduzierbarkeit der Messwerte und die Regeneration des Absorptionsmaterials eingehalten werden können und sie auch im Bohrloch-Massstab eingesetzt werden kann. Im kommenden Jahr soll das Gerät einsatzfähig gemacht und für Experimente genutzt werden.

HM-A: 3-dimensional Hydro-mechanical Model of the Mont Terri Rock Laboratory

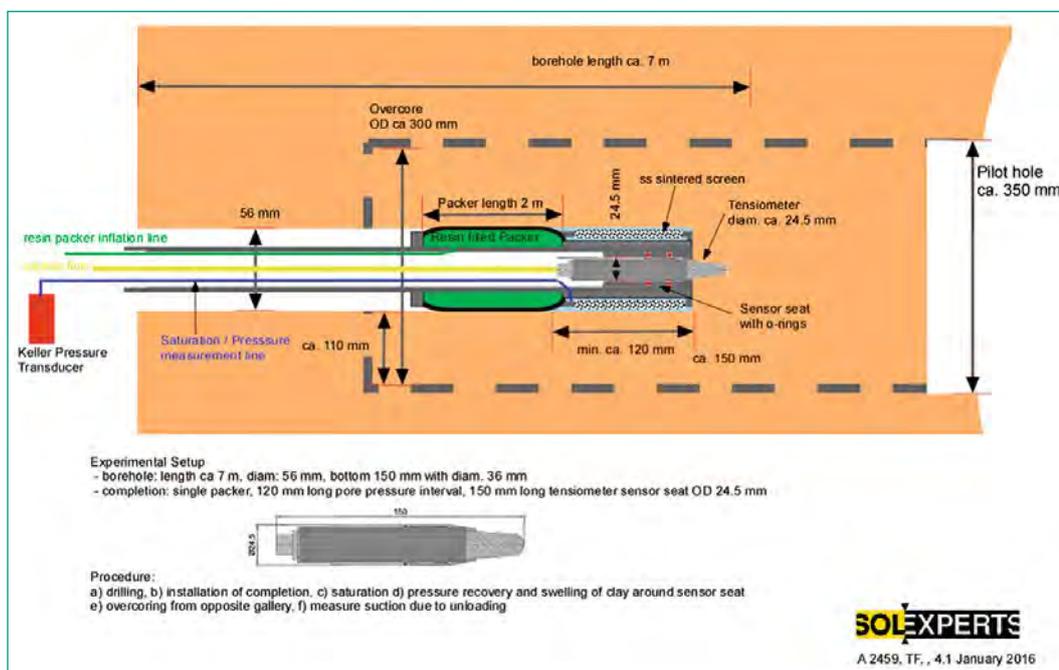
Für die Anwendung in der Praxis müssen die grundlegenden hydro-mechanisch gekoppelten Prozesse, wie sie im HM-Experiment untersucht werden, integral im Massstab eines Tiefenlagers betrachtet werden. Dazu soll im HM-A Experiment ein numerisches Modell erstellt werden, welches auf den konstitutiven Stoffgesetzen beruht und das Deformationsverhalten im Felslabor Mont Terri beschreiben kann. Im Berichtsjahr wurde dieses Modell im Rahmen einer Dissertationsarbeit der EPF Lausanne weiterentwickelt. Auch wenn das grossskalige Modell mit Abschluss der Dissertation

nicht bis zur Einsatzreife gebracht werden konnte, wurden modelltechnische Schwierigkeiten gelöst und wichtige Meilensteine auf dem Weg dorthin erreicht. Das Projekt soll weitergeführt werden.

HM-B: Evaluation of Mechanically Induced Suction in Bore Cores

Wegen der niedrigen hydraulischen Leitfähigkeit des Opalinustons und der in der Regel schnellen Durchführung von Bohrungen in diesem Material sind die Eigenschaften und das Verhalten des Opalinustons in erster Linie undrainiert, das heisst bei einer Spannungsänderung verliert er kein Wasser. Durch die Entlastung des Opalinustons bei der Probenentnahme nimmt der Porenwasserdruck in der Probe infolge einer volumetrischen Expansion ab. Durch diesen Prozess können (sogar absolut) negative Porenwasserdrücke und Kavitationseffekte entstehen. Dadurch können Kapillarkräfte auftreten, die die Festigkeit des Opalinustons stark verbessern können (scheinbare Kohäsion). Diese Vorgänge wurden bis heute kaum untersucht. Das HM-B-Projekt dient der Evaluierung der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung in Bohrungen im Opalinuston mittels in-situ-Überbohrens einer Pilotbohrung. In der Abbildung 27 wird der aktuelle Versuchsaufbau dieses Experiments dargestellt. Die aus dem HM-B-Experiment zu erwartenden Ergebnisse sind sehr relevant für die Beurteilung der kurzfristigen Gebirgsstabilität und der undrainierten Scherfestigkeit um einem Tunnelquerschnitt herum, was für die Planung in den Bau- und Projektphasen wichtig ist.

Abbildung 27:
Versuchsaufbau beim
HM-B-Experiment.
Quelle: ETH Zürich.



Im Jahr 2015 wurden mögliche Stellen für die geplante Bohrung innerhalb der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri verifiziert sowie die technische Ausrüstung und Installationstechniken evaluiert. Weitere für 2015 geplante Arbeiten, wie die Ausführung der Pilotbohrung, die Installation des Packersystems und der Prüfungseinrichtungen sowie der Ausgleich des Porenwasserdrucks im Testintervall, werden erst 2016 durchgeführt werden.

MO: Preparation of Technology for Long-term Monitoring

Die Überwachung geologischer Tiefenlager setzt langfristig zuverlässig funktionierende Messtechniken voraus. Das Monitoring-Experiment (MO) dient der Vorbereitung und dem Testen solcher Monitoring-Techniken, indem gegenwärtig die Langzeitbeständigkeit von Glasfaser-Kabeln und Sensoren unter in-situ-Bedingungen im Opalinuston untersucht wird. Nachdem im Jahr 2012 ein Bohrloch mit Heizelement, verschiedenen Sensoren und Kabeln ausgerüstet worden war, laufen derzeit die Messungen bis voraussichtlich 2017 kontinuierlich weiter.

Bedeutung des Mont-Terri-Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Insgesamt erhält das ENSI vom Mont-Terri-Forschungsprojekt unabhängige Vergleichsdaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und seinen Experten sicher. Dabei profitieren alle Beteiligten vom fachlichen Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern.

Mit diesen Arbeiten werden wichtige Grundlagen geschaffen, auf die das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der Standortvorschläge von HAA- und SMA-Lagern im Rahmen des Sachplanverfahrens und bei der Ausarbeitung von Vorgaben und Anforderungen für geologische Tiefenlager zurückgreifen kann.

Ausblick

Das ENSI plant, im Felslabor Mont Terri auch in den kommenden Jahren Experimente zu Eigenschaften tektonischer Störungen, zum Transport von im Tiefenlager entstehenden Gasen durch Gesteine und technische Systeme sowie zu Versiegelungssystemen mit verschiedenen Partnern durchzuführen. Dazu soll mit der ETH Zürich eine mehrjährige Forschungskooperation vereinbart werden.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: HM-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie (Prof. S. Löw)
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A
(HM-Experiment)

Einleitung

Das HM-Projekt wird im Rahmen des mehrjährigen Forschungsvertrags mit der Forschungsgruppe Ingenieurgeologie des Departments Erdwissenschaften der ETH Zürich unter der Leitung von Prof. S. Löw abgewickelt. Es dient der Untersuchung von gekoppelten kurzfristigen hydro-mechanischen Phänomenen im Opalinuston, die für die Bau- und Betriebsphasen eines zukünftigen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in der Schweiz relevant sind. Es wird im Rahmen der Dissertation von Frau Katrin Wild an der ETH Zürich, Departement Erdwissenschaften, im Felslabor Mont Terri bis Ende 2016 durchgeführt. Der Forschungsbericht der ETH über die in 2015 durchgeführten Arbeiten und die Ergebnisse ist diesem Bericht beigelegt (Anhang A).

Beim HM-Projekt sollen die hydro-mechanischen Eigenschaften und das hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons (tonige Fazies) anhand von Labor- und Feldversuchen bestimmt und evaluiert werden. Insbesondere die poroelastischen Eigenschaften des Opalinustons, wie der Porenwasserdruck-Koeffizient nach Skempton, die drainierten und undrainierten Eigenschaften, das Spannungs-Dehnungsverhalten unter drainierten und undrainierten Bedingungen bei Druckbeanspruchung, die Entwicklung des Porenwasserdrucks bei Druckbeanspruchung und die effektiven Festigkeitseigenschaften sollen mittels experimenteller Analysen systematisch untersucht werden. Basierend auf einer Serie von triaxialen Druckversuchen im Labor sollen vorhandene Stoffgesetzmodelle für den Opalinuston verbessert und in einen numerischen Kode implementiert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachfolgend wird über die Umsetzung der Projektziele mit den geplanten Schritten 1 bis 5 (Phasen 20–22) berichtet.

Die im Schritt 1 vorgesehenen konsolidierten drainierten und undrainierten Triaxialversuche (insgesamt 20 Versuche) wurden, wie geplant, 2015 abgeschlossen. Diese Versuche wurden an der Universität Politecnico di Torino, Italien, durchgeführt. Davon wurden 14 Versuche im Juni 2015 erfolgreich abgeschlossen. Die restlichen sechs Tri-

axialversuche wurden unter leicht veränderten Bedingungen (undrainiert und mit einem anderem Spannungspfad) bis Ende 2015 durchgeführt. Die Versuchsproben stammen aus den 25 m tiefen Bohrungen BHM-1 und BHM-2, die im Felslabor Mont Terri senkrecht und parallel zur Schichtung des Opalinustons abgeteufelt wurden. Die Versuchsergebnisse sind Ende 2015 bzw. Anfang 2016 eingetroffen.

Die Doktorandin K. Wild hat 2015, wie geplant, einen Teil der Versuchsergebnisse wissenschaftlich analysiert und diskutiert (Schritt 2). Die detaillierten Versuchsergebnisse und die Diskussion dieser Ergebnisse werden 2016 weiter analysiert und in zwei Fachzeitschriften publiziert werden. Ein Teil dieser Versuchsergebnisse wurde von K. Wild in der Konferenz ARMA 2015 der American Rock Mechanics Association präsentiert, die in San Francisco, USA, stattgefunden hat.

Die im Schritt 3 des Projekts geplante Aktivität «Numerische Rückberechnungen (Simulation) der Laborversuche und Entwicklung einer Prozedur für die Kalibrierung des Modells» wurde im Berichtsjahr zwar planmässig angefangen, aber unterbrochen. Diese Aktivität wird von der Forschungsgruppe im Jahr 2016 fortgesetzt. Der Abschluss dieser Arbeiten ist aufgrund ihrer Komplexität im Rahmen des aktuellen HM-Projekts jedoch nicht sicher. Dasselbe gilt für die mit dem Schritt 4 des Projekts geplante Aktivität «Verifizierung des Stoffgesetzmodells und der ausgewählten Parameter mittels Rückberechnungen (Simulation) von bereits abgeschlossenen in-situ-Experimenten im Felslabor Mont Terri», denn diese ist von der Arbeit im vorherigen Schritt 3 abhängig.

Die im Schritt 5 des Projekts vorgesehenen Arbeiten, nämlich die Präsentation von Teilergebnissen anhand von Publikationen, erfolgten 2015 nach Plan.

Ausgewählte Ergebnisse und Erkenntnisse aus dem Berichtsjahr sind nachfolgend zusammengefasst.

- Skemptions Porenwasserdruck-Koeffizient (B-Wert), gemessen an gesättigten Opalinuston-Proben, nimmt bei einer Zunahme der effektiven Einspannung von 1 MPa von Werten zwischen 0.90 und 0.97 auf Werte von ungefähr 0.70 ab (vgl. Anhang A, Figur 1). Dies kann auf eine Abnahme der Kompressibilität der Festsubstanz zurückgeführt werden. Die gemessenen B-Werte sind mit anderen in der Literatur für Tonschiefer berichteten B-Werten vergleichbar.
- Aus konsolidierten undrainierten Triaxialversuchen an Opalinuston-Proben, die parallel (P-Proben) respektive senkrecht (S-Proben) zur Schichtung

belastet wurden, ergaben sich unterschiedliche effektive Spannungspfade (vgl. Anhang A, Figur 2). Unter geringer Scherspannung wird in P-Proben weniger Porenwasserüberdruck aufgebaut als in S-Proben. Dieses Ergebnis ist mit den Untersuchungsergebnissen von *Bellwald (1990)*, *Aristorenas (1992)* und *Islam and Skalle (2013)* konsistent.

- Das Verhältnis zwischen dem Porenwasserdruck am Bruch (pp_p) und dem Anfangsporenwasserdruck (pp_0) nimmt mit zunehmender Einspannung der Proben zu (vgl. Anhang A, Figur 3). Da Änderungen des Porenwasserdrucks einzig von volumetrischen Dehnungen abhängig sind, ist eine Abnahme des Porenwasserdruckes während des undrainierten Triaxialversuches hauptsächlich auf eine Volumenvergrösserung (Dilatanz der Probe) zurückzuführen. Eine Zunahme des Verhältnisses pp_p/pp_0 deutet daher auf eine sukzessive Unterdrückung der Dilatanz mit zunehmender Einspannung hin, was zu einem grösseren Porenwasserüberdruck im Vorbruchbereich führt.

Die im Rahmen des HM-Projekts in 2014 an der ETH Zürich, Departement Erdwissenschaften, gestartete Masterarbeit von Herrn Patrick Walter mit dem Titel «*Environmental Degradation of Opalinus Clay with cyclic variations in relative humidity*» wurde 2015 erfolgreich abgeschlossen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das HM-Projekt dient der Untersuchung von gekoppelten kurzfristigen hydro-mechanischen Phänomenen im Opalinuston, die für die Bau- und Betriebsphasen eines zukünftigen Tiefenlagers für Atomabfälle in der Schweiz relevant sind. Es liefert Ergebnisse, mit welchen das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen (Auflockerungszone) während des Bohrvortriebes aufgezeigt werden. Das Verständnis über die durch den Tunnelbau induzierten Spannungsumlagerungen um den Hohlraum herum sowie deren Einflussfaktoren sind für die sicherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston von grosser Bedeutung. Mit diesen systematischen Untersuchungen der felsmechanischen Eigenschaften und Materialkennwerte des Opalinustons werden dafür wichtige Grundlagen geschaffen.

Die Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und die Teilnahme an internationalen Kongressen fördert auch den internationa-

len Austausch, von dem alle Beteiligten profitieren. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Im Jahre 2016 werden die Arbeiten gemäss den Schritten 2, 3, 4 und 5 der Projektplanung weitergeführt. Es sollen vier zusätzliche undrainierte Triaxialversuche im Labor unter höheren Einspannungen als in den bisherigen Versuchen durchgeführt werden, um Fragstellungen bezüglich der Festigkeit in der Schichtung und in der Matrix des Opalinustons zu beantworten.

Die in den Schritten 3 und 4 des Projekts geplanten Arbeiten werden voraussichtlich nicht im Rahmen des HM-Projekts abgeschlossen werden können. Sie sind aber relevant im Rahmen des Sachplanverfahrens und sollten in Zukunft weiter vorangetrieben werden.

Die Forschungsergebnisse aus dem HM-Projekt sollen 2016 in mehreren Fachzeitschriften und in der Dissertation von K. Wild veröffentlicht werden.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment

Auftragnehmer: swisstopo

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte FS-Experiment soll das Verständnis der Stabilität von Störungen in Tongesteinen und der Bedingungen für die Aktivierung der Störungen verbessern. Es will die Zusammenhänge zwischen der Bewegung einer Störung, dem Porenwasserdruck und der Bewegung der Fluide beleuchten. Die Ergebnisse sind zum Beispiel für die Klärung der Mechanismen für natürliche und induzierte Erdbeben, deren Auslöser und das Risikomanagement, aber auch für den Verlust der Integrität natürlicher geringdurchlässiger Barrieren wichtig.

Für das Experiment soll in einer durch die Hauptstörung des Felslabors führenden Bohrung Wasser in einem durch Abdichtungen (Packer) begrenzten Bereich injiziert werden. Der dadurch steigende Porenwasserdruck reduziert die effektive Spannung, bis es zur Destabilisierung der Störung kommt. Während des Experiments werden der Wasserfluss, der Porenwasserdruck, die Bewegung der Störung und die senkrecht zur Störung auftretende Verformung des Gesteins gemessen. Ziel des Experiments ist es,

eine Bewegung der Störung mit einer Geschwindigkeit von $0.1 - 10 \mu\text{m s}^{-1}$ und eine Gesamtverschiebung von einigen Millimetern zu erreichen.

An dem Projekt sind die Partner swisstopo, US Department of Energy (DOE), Japan Atomic Energy Agency (JAEA) und ENSI beteiligt. Das Projekt wird in enger Kooperation mit den nationalen und internationalen Partnern ETH Zürich (F. Amann), dem Schweizer Erdbebendienst SED (A. Rinaldi), dem Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL (Y. Guglielmi, J. Rutqvist), der Universität Neuchâtel (B. Valley), Total, CEREGE (Universität Aix-Marseille) und Geoazur Nice durchgeführt. Der Leiter des Projekts ist C. Nussbaum (swisstopo).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des Jahres 2015 war die Durchführung der experimentellen Arbeiten im Felslabor Mont Terri. Dies konnte plangemäss erreicht werden. Dazu wurden von der Galerie 08 ausgehend sechs Bohrungen geteuft, welche auf die Hauptstörung in einer Tiefe von etwa 40 m trafen. In den zwei Injektionsbohrungen BFS-1 und BFS-2 wurde das SimFIP-Versuchsgerät installiert. In BFS-1 wurde im Juni 2015 eine erste Injektion durchgeführt, während BFS-2 für die weiteren Injektionen im Oktober/November 2015 verwendet wurde. Die Bohrung BFS-3 wurde für das passive Seismikmonitoring (Beschleunigungsmesser, Geophone) genutzt. Ausserdem wurden in den Bohrungen BFS-4, BFS-5 und BFS-6 jeweils 1 Minipiezometer zur Messung des Porenwasserdrucks installiert.

In Abbildung 28 ist die Galerie 08 mit der Bohrung BFS-2 sowie das SimFIP-Versuchsgerät dargestellt. Mit dem SimFIP-Versuchsgerät kann dreidimensional die Deformation der Störung gemessen werden. Dazu werden die zwei Fixierringe oberhalb und unterhalb der Messeinheit fest mit der Bohrlochwand verbunden. Beide Ringe sind durch sechs biegbare Stahlröhren miteinander verbunden. In den Röhren sind Fiberglassensoren installiert, welche die Extension und Torsion zwischen den beiden Ringen messen. Nach der Durchführung des Experiments erfolgt die Ermittlung der dreidimensionalen Bewegung mit Hilfe eines Inversions-Algorithmus. Zusätzlich werden der Porenwasserdruck und die Temperatur aufgezeichnet.

Die Ergebnisse der ersten Testkampagne in Bohrung BFS-1 zeigten beispielsweise Verschiebungen entlang der existierenden Störungsebene verbunden mit einer hohen hydraulischen Transmissivität.

Abbildung 28:
 Versuchsstandort für
 die zweite Versuchs-
 periode in Galerie 08
 (linkes Bild) sowie das
 zum Einsatz kommende
 SimFIP-Versuchsgerät
 (rechtes Bild).



Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme des ENSI an dem FS-Experiment bietet die Möglichkeit, die in Störungen auftretenden gekoppelten Prozesse besser zu verstehen. Für die Einlagerung hochaktiver Abfälle ins Wirtgestein spielt die Wärmeproduktion durch den Nachzerfall eine wichtige Rolle. Die daraus resultierende Erwärmung des Gesteins führt zu dessen Ausdehnung und zum Anstieg der Porenwasserdrücke. Solche Effekte könnten zur Reaktivierung nicht identifizierter Störungszonen führen. Das FS-Experiment dient insbesondere dazu, Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen und die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Anstiegs des Porenwasserdrucks ziehen zu können. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung (LBNL, JAEA) und ermöglicht eine enge fachliche Zusammenarbeit mit der ETH Zürich und dem SED.

Ausblick

In den nächsten drei Jahren stehen die Auswertung der Messdaten und die Modellierung des Experiments im Vordergrund. Dabei werden insbesondere das LBNL und der SED aktiv sein. Ausserdem wurde das FS-Experiment als Simulationsaufgabe für das Projekt DECOVALEX-2019 erfolgreich vorgeschlagen (siehe Kapitel 1.7.7). In diesem Rahmen wird die ergänzende vergleichende Modellierung der Experimente durch Teams aus verschiedenen Ländern erfolgen.

1.7.6 OECD-NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA
 ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

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) sind über 20 Länder vertreten, wo unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren technische Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung, diskutiert Detailfragen zu technischen 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, 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, Exper-

tenberichte, 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

Im Jahr 2015 wurden die Arbeiten zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» weitgehend abgeschlossen. Das Projekt 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. Die Berichterstattung soll im Laufe des Jahres 2016 erfolgen. Das Projekt wird von der Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert.

Im Zuge der EUROCLAY Konferenz 2015 in Edinburgh führte der ClayClub, organisiert durch die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Universität Durham und das Karlsruher Institut für Technologie (KIT), den Workshop «From microscopic pore structures to transport properties in shales: Which gaps are filled?» durch, zu dem ausgewählte Experten Vorträge hielten. Die Themen waren Porenstrukturen, chemische Informationen, Gas-, Wasser- und Ionenmobilität, Hochskalierung und Geomechanik in Tongesteinen. Die Beiträge gaben einen Überblick über den aktuellen Stand der Forschung im Bereich der Tongesteine und verdeutlichten insbesondere die rasante Entwicklung der zur Verfügung stehenden Analysemethoden.

Von der Universität Bern wurde das neue Projekt «CLAYWAT – Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media» vorgeschlagen. Darin soll es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefer-tonen, die Interpretation der Porenwasser-Zusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advective Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser gehen. Das Projekt wurde von den Teilnehmern positiv beurteilt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Clay Club der OECD-NEA ist eine wichtige internationale Plattform für die Tongesteinsforschung, in der Vertreter der Aufsichtsbehörden, der Hochschu-

len, 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 nahezu abgeschlossenen Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» wird sich der Clay Club mit den Themen thermische Analysemethoden, Geomechanik, Sorption, Bindungszustand des Porenwassers und Gasbewegung in Tongesteinen befassen. Das nächste Treffen wird im September 2016 in Paris stattfinden.

1.7.7 DECOVALEX-2015 Project

Projektorganisation: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskoope-ration, die von der KTH in Stockholm koordiniert wird. Sie soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen vertiefen und die Fähigkeit zur numerischen Modellierung dieser Prozesse verbessern. DECOVALEX steht 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 sowie diese anzuwenden. An dem Projekt waren Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle und Aufsichtsbehörden aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.

Im April 2012 begann die bis 2015 laufende Phase VI. Neben dem ENSI nehmen weitere neun das Projekt finanzierende Organisationen teil. Diese sogenannten Funding Organisations können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen und finanzieren.

Für DECOVALEX-2015 wurden 5 Aufgaben definiert: Task A: SEALEX in-situ test in Tournemire (vorgeschlagen durch IRSN, Frankreich), Task B1: HE-E in-situ heater test im Felslabor Mont Terri (vorgeschlagen durch EU-Projekt PEBS), Task B2: EBS

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
KAERI	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

experiment in Horonobe URL (vorgeschlagen durch JAEA, Japan), Task C1: THMC-Modellierung von Rock fractures (vorgeschlagen durch das Lawrence Berkeley National Laboratory, USA) und Task C2: Bedrichov Tunnel in-situ experiment (vorgeschlagen durch RAWRA, Tschechien).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI nimmt mit sieben weiteren Organisationen an der Aufgabe B1 teil. Das Ziel des ENSI ist, die Weiterentwicklung der eigenen Modellierfähigkeiten insbesondere für die Langzeitentwicklung des Nahfelds im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers voranzutreiben.

Die Aufgabe B1 beschäftigt sich mit dem gekoppelten THM-Verhalten von Bentonit und Opalinuston des HE-E-Heizexperiments im Felslabor Mont Terri. Dieses soll numerisch simuliert und mit Messungen verglichen werden. Für die schrittweise Bearbeitung der Aufgabe B1 wurden vier Teilaufgaben definiert. Aufgabe 1a befasst sich mit einer Simulationsstudie zum Opalinuston basierend auf dem HE-D-Experiment, ebenfalls einem Heizversuch des Projekts Mont Terri. 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 die Bearbeitung der Aufgaben B1-2 und B1-3. Das HE-E Experiment bildet das bei der Einlagerung von Endlagerbehältern mit Brennelementen erwartete Aufheizen der Verfüllung und des Gesteins ab. Dazu wurden zwei Heizelemente im Massstab 1:2 in einer Bohrung auf Bentonitblöcken installiert und der Hohlraum wurde mit Bentonitpellets bzw. mit einem Sand-Bentonit-Gemisch verfüllt (siehe Abbildung 29). Die Heizelemente werden auf etwa

140 °C an ihrer Oberfläche geheizt. Mittels Sensoren in der Verfüllung als auch im Gestein Opalinuston wird die Wärmeausbreitung (Temperatur), die Deformation und die Veränderung des Porenwasserdrucks beobachtet.

Die Parametrisierung des Modells basiert auf den Vorarbeiten in den Aufgaben B1-1a (Eigenschaften Opalinuston) und B1-1b (Eigenschaften der Verfüllung Bentonit und Sand-Bentonit-Mischung).

Abbildung 30 zeigt einen Vergleich von gemessenen und berechneten Ergebnissen. Das Modell bildet die Temperaturentwicklung über die Zeit und die Entwicklung der relativen Luftfeuchtigkeit im Bereich der Verfüllung ab.

Die Ergebnisse zeigen, dass der Temperaturverlauf der Verfüllung gut abgebildet wird. Beim Verlauf der relativen Luftfeuchtigkeit sind jedoch Abweichungen im Detail zu erkennen. Abbildung 2a und 2c zeigen, dass die relative Luftfeuchtigkeit in der Nähe des Heizelements und am Wirtgestein relativ gut übereinstimmt. Dagegen deutet Abbildung 2b daraufhin, dass der Prozess des Feuchtigkeitstransports im Bentonit etwas anders verläuft, als die auf den Säulenversuchen basierende Parametrisierung erwarten lässt.

Im Jahr 2013 wurde das THM-Verhalten des Opalinustons durch Nachrechnen des Heizexperiments HE-D untersucht. Im Jahr 2014 lag der Fokus auf dem THM-Verhalten von Bentonit durch das Nachrechnen des Säulenversuchs mit Bentonitpellets. In diesem Jahr wurden die Erfahrungen aus beiden Vorarbeiten zusammengeführt, indem das HE-E Heizexperiment mit einer Bentonitfüllung im Opalinuston nachgerechnet wurde. Mit dieser Aufgabe wird auch das Projekt DECOVALEX-2015 abgeschlossen. Die Bearbeitung wurde auch im Jahr 2015 durch ein Forschungsteam der Universität Kiel unterstützt, welches sich insbe-

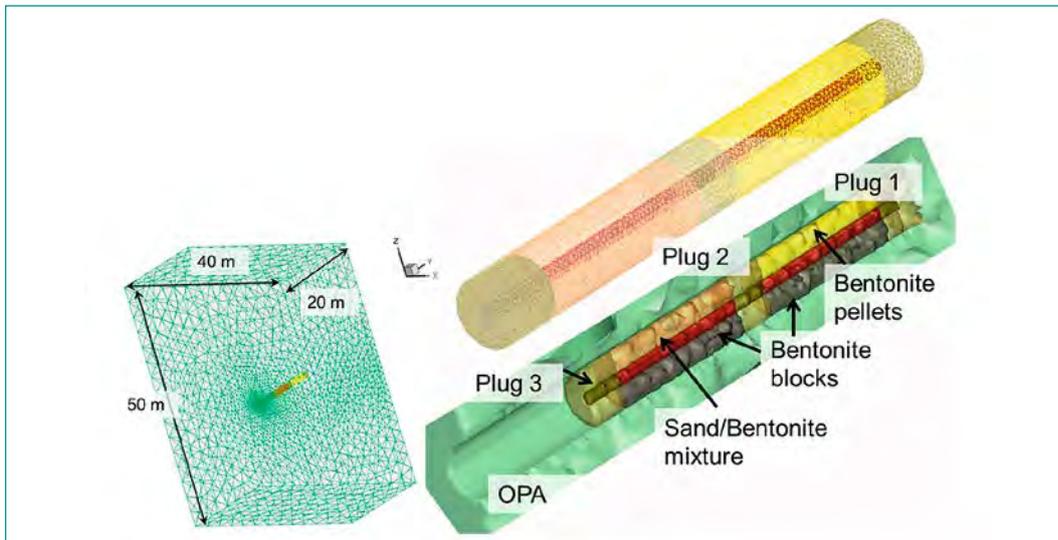


Abbildung 29:

Umsetzung des HE-E Experiments in ein 3D-Modell aus Tetraederelementen (sogenannte finite Elemente). Links der Überblick über den gesamten modellierten Bereich mit der Bohrung im Zentrum, rechts das fein strukturierte Gitter an der Innenseite der Bohrung sowie die eingebauten Materialien.

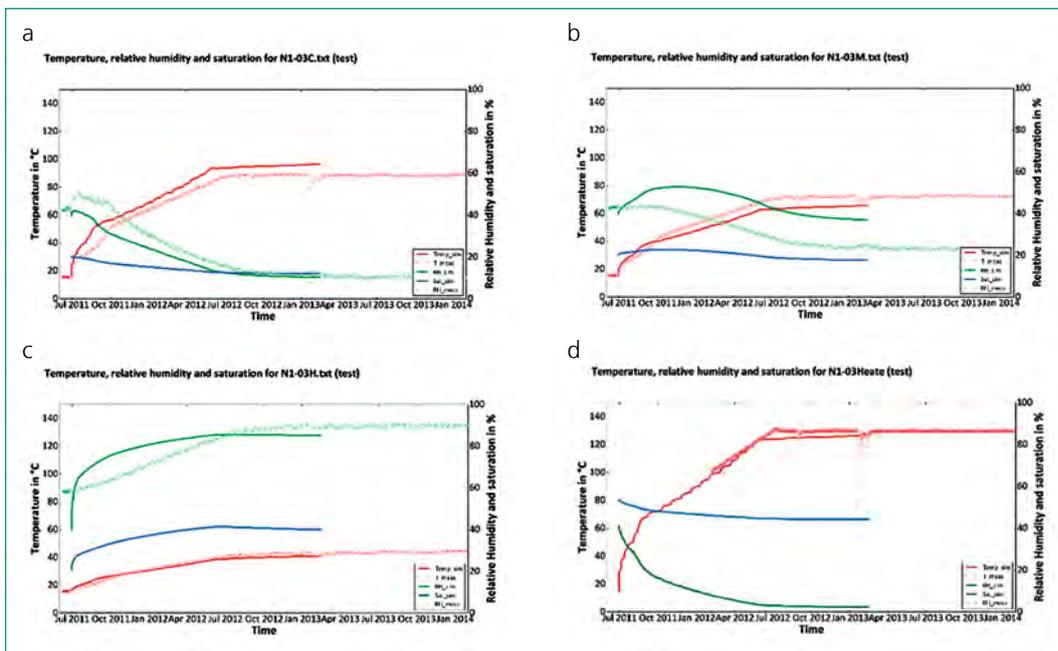


Abbildung 30:

Vergleich der gemessenen und berechneten Werte von Temperatur (rote Kurven) und relativer Luftfeuchtigkeit (grüne Kurven) für die Nagra Sektion N1 an den Positionen a (N1-03C), b (N1-03M), c (N1-03H) und d (N1-03Heater). Dabei sind

- C: der dem Heizelement am nächsten gelegene Sensor
- H: der dem Gestein am nächsten gelegene Sensor
- M: der in der dazwischen positionierte Sensor
- Heater: Aussentemperatur des Heizelements.

Die scharfen Linien stellen jeweils die jeweils die Simulationen dar, die diffusen Linien die Messungen.

Quelle: ENSI.

sondere mit der Sensitivität der Modellergebnisse bezüglich der Ungewissheiten in den Materialparametern befasste.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX-2015 hat für

das ENSI eine hohe Bedeutung. Die Bearbeitung der Aufgaben im Task B1 erweitert die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeit-Sicherheitsbetrachtung relevanten Modellierung von THMC-Prozessen im Bentonit und im Opalinuston. Diese und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen

Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX-2015 stärkt zudem 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

Nach der erfolgreichen Bearbeitung des Projekts DECOVALEX-2015 hat sich das ENSI entschieden, an dem Nachfolgeprojekt DECOVALEX-2019 ebenfalls teilzunehmen. Dieses beginnt im Jahr 2016. Das ENSI hat für dieses Projekt als Task das FS-Experiment vorgeschlagen, welches im Untergrundlabor Mont Terri durchgeführt wird und an dem das ENSI beteiligt ist (siehe Kap. 1.7.3 und den Bericht von Swisstopo im Anhang A). Die Taskleitung wird vom ENSI und von Jonny Rutqvist (Lawrence Berkeley National Laboratory) übernommen.

1.7.8 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland

Auftragnehmer: Institut für Geologie,
Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Fünf von sechs Standortgebieten für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz, die teilweise von den Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt ist. Die klassische Aufteilung der Ablagerungen in vier grosse Eiszeiten ist in den letzten Jahrzehnten durch ein differenzierteres Bild von mehr als einem Dutzend Eisvorstösse ersetzt worden (Preusser et al. 2011). Während der Vorstösse wurden Täler zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder gefüllt. Um sowohl die Dynamik der glazialen Erosion verstehen, als auch genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein.

Für das Verständnis der Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland sind die sogenannten Deckenschotter besonders interessant. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche um mehrere hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde sie bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste der Deckenschotter nur mehr als hochgelegene Plateaus, wie zum Beispiel auf dem Irchel im Kanton Zürich, erhalten sind. Mit Hilfe der Datierung der Ablagerungszeit der Deckenschotter kann auf die lang-

fristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands geschlossen werden. Aufgrund der erhöhten Lage der Deckenschotter ist klar, dass sie älter sein müssen als die eiszeitlichen Ablagerungen, welche die heutigen Flusstäler füllen. Eine absolute Altersbestimmung war jedoch bisher aufgrund fehlender Datierungsmethoden nicht möglich. Aus diesem Grund wurde ein Forschungsprojekt zur Altersbestimmung mittels der kosmogenen Nuklide von Beryllium (^{10}Be) und Aluminium (^{26}Al) seitens ENSI und der Universität Bern gestartet. Diese Methodik ermöglicht unter idealen Voraussetzungen die Datierung von Sedimenten mit einem Alter von bis zu 5 Millionen 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 Schlüssellokalitäten die Alter verschiedener Deckenschotter-Ablagerungen bestimmen. 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

Im Frühjahr 2013 wurde mit den Arbeiten zu den Höheren Deckenschotter-Vorkommen am Stadlerberg im Kanton Zürich begonnen (Abbildung 31), welche nun im Berichtsjahr erfolgreich abgeschlossen werden konnten. Mittels eines ^{10}Be -Tiefenprofils wurden die Deckenschotter des Stadlerbergs auf ein Alter von mindestens 1.7 bis 2.1 Millionen Jahre datiert, womit sie die ältesten absolut datierten Deckenschotter im nördlichen Alpenvorland darstellen. Gleichzeitig sind sie die älteste mit dieser Methode datierte geologische Einheit weltweit. Die Forschungsergebnisse sind in Form einer Veröffentlichung zusammengestellt und der wissenschaftlichen Fachzeitschrift «Geomorphology» zur Begutachtung unterbreitet worden.

Die ebenfalls 2013 begonnenen Analysen der Höheren Deckenschotter-Vorkommen des Irchels wurden weitergeführt. Die Vorkommen am Irchel (Abbildung 31) sind für das Projekt von zentraler Bedeutung, da 1994 Säugetierreste gefunden wurden, mit deren Hilfe das Alter der Deckenschotter auf 1.8 – 2.6 Millionen Jahre eingegrenzt werden konnte (Bolliger et al. 1996). Diese indirekte Datierung kann als Alterskontrolle zu den im Projekt durchgeführten Datierungen mittels kosmogener Nuklide herangezogen werden. An den Aufschlüs-

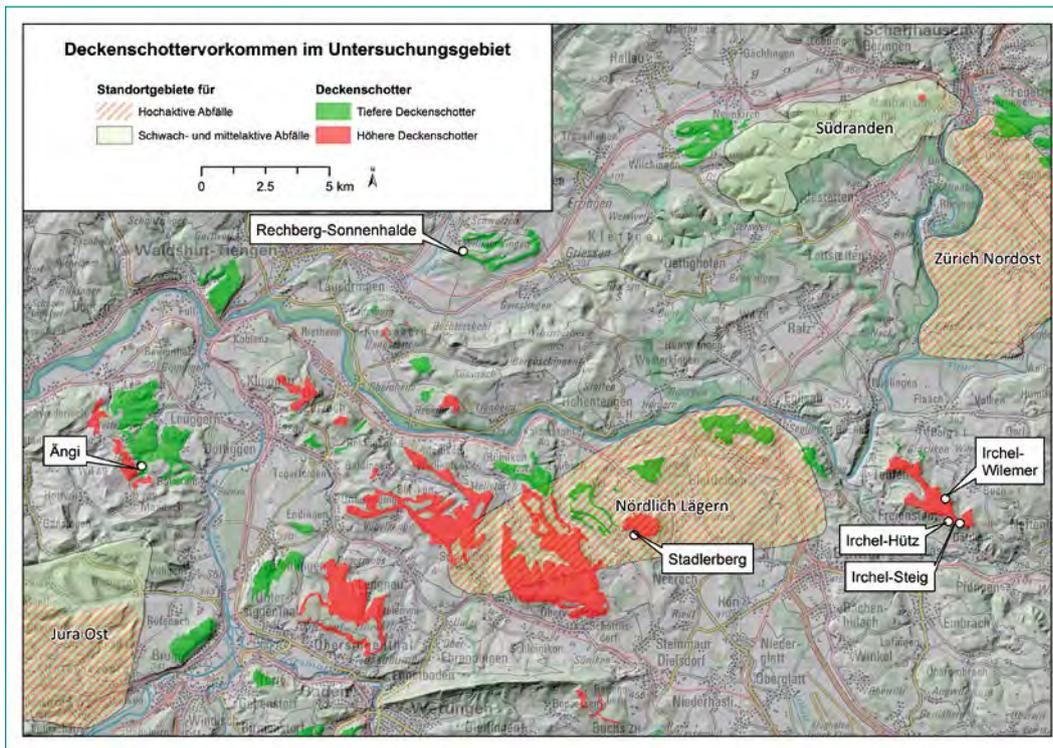


Abbildung 31: Deckenschotter-Vorkommen im Untersuchungsgebiet des Forschungsprojekts. Im Text erwähnte Lokalitäten sind auf der Karte markiert. Quellen: Deckenschotter-Vorkommen aus NTB 14-02-III, Kartendaten und Höhengschummerung Bundesamt für Landestopografie. Reproduziert mit freundlicher Bewilligung des Bundesamts für Landestopografie swisstopo (Bewilligungsvermerk: © 2014 swisstopo BA140019).

sen Irchel-Steig und Irchel-Hütz konnten aufgrund methodischer Schwierigkeiten keine Altersinformationen gewonnen werden (Details siehe ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2014), weshalb im Projektjahr der Aufschluss Irchel-Wilemer neu beprobt (^{10}Be -Tiefenprofil mit insgesamt 5 Proben) und analog zu den anderen Aufschlüssen petrographisch charakterisiert wurde. Resultate hierzu werden im ersten Quartal 2016 erwartet.

Bereits im Herbst 2014 wurden die Vorkommen der Tieferen Deckenschotter an der Lokalität Rechberg-Sonnenhalde im Klettgau durch die Forschenden beprobt. Im Berichtsjahr konnte ein weiteres Vorkommen der Tieferen Deckenschotter, die Ängi bei Mandach beprobt (^{10}Be -Tiefenprofil mit insgesamt 6 Proben) und das Geröllspektrum petrographisch analysiert werden (Abbildung 31). Abschliessende Resultate zu den Lokalitäten Rechberg-Sonnenhalde und Ängi werden nach Abschluss der Laboranalysen im ersten Quartal 2016 erwartet.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die geologischen Standortgebiete zur Entsorgung radioaktiver Abfälle liegen mit einer Ausnahme in der Nordschweiz, darunter alle für die Entsorgung hochaktiver Abfälle (HAA) vorgeschlagenen Stand-

ortgebiete. Geodäsie-Messungen weisen dort auf aktuelle Hebungsraten im Bereich von ca. 0,0 bis 0,2 mm pro Jahr hin. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen langfristige Prognosen für die Hebung (und gleichzeitige Erosion) erstellt werden. Diese Prognosen orientieren sich an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten der Vergangenheit. Bei einem Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sind dabei die letzten 100'000 Jahre, bei einem Lager für HAA die letzten 1'000'000 Jahre relevant. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste und heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes prädestiniert. Sie sollen aufzeigen, ob die heute gemessenen Hebungsraten nur kurzfristig gültig oder mit langfristigen Raten vergleichbar sind. Die Forschungsergebnisse fliessen in die Bewertung der Standortgebiete ein und dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Ausblick

Im Jahr 2016, dem vierten und letzten Projektjahr, werden die analytischen Arbeiten zu allen Lokalitäten abgeschlossen. Sämtliche erhobenen Daten werden gesamthaft geologisch sowie in Zusammenhang mit bestehenden Daten interpretiert. Die

begonnenen wissenschaftlichen Publikationen der Studien Pratteln, Irchel sowie Lokalitäten Rechberg-Sonnenhalde und Ängi werden finalisiert. Hinzukommt die Erstellung einer zusammenfassenden Dissertationsschrift sowie die mündliche Verteidigung dieser.

Zitierte Literatur

- *Bolliger T., Fejjar O., Graf H., Kälin D. (1996):* Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich). *Eclogae Geologicae Helveticae* 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.
- NTB 14-02-III: SGT Etappe 2: Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standortgebiete mit zugehörigen Standortarealen für die Oberflächenanlage: Geologische Grundlagen: Dossier III: Geologische Langzeitentwicklung, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Nagra Technischer Bericht, Wettingen, 2014.
- *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

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

- 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 (<https://www-news.iaea.org/>).

Im Kalenderjahr 2015 wurden der IAEA 15 Vorkommnisse der INES-Stufen 2 oder höher gemeldet: Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungsnetzwerk: das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten, bei dem das ENSI seit März 2013 die Funktion des Chair of Technical Board and Steering Committee übernommen hat. Diese Institution (<https://clearinghouse-oef.jrc.ec.europa.eu/>) 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 An-

INES-Stufe	Bezeichnung	Kurzbeschreibung
2	Zwischenfall	Die meisten Vorkommnisse (elf) waren auf Bestrahlung von Personen mit resultierenden Strahlendosen oberhalb der zulässigen nationalen Grenzwerte in Industrie und Medizin und in einem Fall während der Jahresrevision in einem Kernkraftwerk zurückzuführen. Bei einem weiteren Vorkommnis handelte es sich um mit Radioisotopen kontaminierte Flüssigkeiten, die aufgrund einer falschen Leitungsführung in das normale Abwasser eines Universitätsspitals geführt wurden. Die entsprechenden Therapietätigkeiten mit Radioisotopen wurden ausgesetzt, bis das Abwassersystem mit der Trennung des kontaminierten vom nicht-kontaminierten Pfads zum auslegungsgemässen Zustand zurück gebracht wurde. Es wurde zudem geschätzt, dass die Dosen für die exponierten Personen den Grenzwert von 1 mSv nicht überstiegen hatten. Da dennoch ähnliche Vorkommnisse in der gleichen Anlage in vorherigen Jahren mehrmals aufgetreten sind, hat die Aufsichtsbehörde die Einstufung des Vorkommnisses mit Bezug auf eine mögliche Schwächung in der Sicherheitskultur des Betreibers um ein Niveau auf Stufe 2 der INES-Skala erhöht.
3	ernsthafter Zwischenfall	In allen drei Fällen kam es in Industrieanlagen (in einer Fabrik für die Produktion von Isotopen, bei Bohruntersuchungen im Feld mittels Radioisotopen bzw. bei Tätigkeiten in Zusammenhang mit der Erdölraffinerie) zur Bestrahlung von Personal deutlich über die zulässigen Grenzwerte hinaus, was deterministische Strahlenauswirkungen wie Beinhaarausfall oder Ekzem zur Folge hatte.

lagen und Behörden sowie die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die beiden folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA:

- Working Group on Operational Experience WGOE (Schwerpunkt: Reaktoren);
- Expert Group on Operational Safety EGOS (Schwerpunkt: Anlagen für die Entsorgung radioaktiver Abfälle).

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen und, wenn genügend Information vorhanden ist, 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, die im Jahr 2015 vom ENSI ebenfalls in Bezug auf ihre Relevanz für die Schweiz bewertet wurden.

2.1 Überflutung von Räumen eines Notstromdieselgebäudes

Das belgische Kernkraftwerk Doel-4 (Druckwasserreaktor, Leistung 1033 MW_e) befand sich am 16. Oktober 2013 im Volllastbetrieb, als im Kommandoraum Alarmmeldungen über hohe Wasserstände in Räumen des Notstromdieselgebäudes und der Dieselkraftstoffversorgung anstanden. Eine Kontrolle der Situation vor Ort ergab, dass vier Räume bis zu 50 cm unter Wasser standen. Gleichzeitig wurde bemerkt, dass der Füllstand im Notkühlwasserbecken kontinuierlich fiel. Der Schichtleiter entschied, die Kühlwasserpumpe und damit die Kühlwasserversorgung des Notstromdiesels G zu stoppen, was auch zum Schliessen des zugehörigen Ansaugventils führte. Durch diese Aktion wurden der Wassereintrag in das Notstromdieselgebäude und der Füllstandabfall im Notkühlwasserbecken beendet. Als Ursache des Wasserein-

Abbildung 1:
Riss an einem
Kompensator eines
Wärmetauschers.





Abbildung 2:
Eindringswege
des Kühlwassers
nach Überfüllung
des Entwässerungs-
tanks.

bruchs wurde ein beschädigter Gummikompensator an einem Wärmetauscher im Raum des Notstromdiesels festgestellt (siehe Abbildung 1).

Das aus dem Kompensator austretende Kühlwasser sammelte sich in einem Raum der Anlagenentwässerung im Untergeschoss des Notstromdieselgebäudes. Dessen Entwässerungstank wurde überfüllt, und das Wasser überflutete auch den darüber gelegenen Raum. Von dort gelangte das Wasser über Korridore, Treppenhäuser sowie Lüftungskanäle und -schlitze in Räume der Kraftstoffversorgung der Notstromdiesel (siehe Abbildung 2). Dies hatte zur Folge, dass alle drei Notstromdiesel als ausgefallen deklariert werden mussten, auch wenn die Dieselaggregate selbst von dem Wassereintritt nicht betroffen waren. Die Notstromversorgung eines Strangs der drei Sicherheitssysteme blieb aber verfügbar, weil diese durch einen Diesel des Blocks 3 sichergestellt war, der aufgrund der Wartung eines der drei blockeigenen Notstromdiesel aufgeschaltet war.

Mit zwei nicht verfügbaren Notstromversorgungen (G und R) war ein Anlagenzustand erreicht, der nach Technischer Spezifikation nur für eine Dauer von zwei Stunden erlaubt war. Falls es nicht gelingen sollte, mindestens eine der Notstromversorgungen während dieser Frist funktionsfähig zu machen, müsste die Anlage in den Zustand «unterkritisch, heiss» abgefahren werden. Nach der Isolation der Leckstelle wurde deshalb umgehend mit der Drainage der betroffenen Räume begonnen. Eine anschließende Begehung zeigte, dass die Kraftstoffpumpe des Notstromdiesels R vollständig unter Wasser gewesen war, während die Kraftstoffpumpe des Notstromdiesels G nur teil-

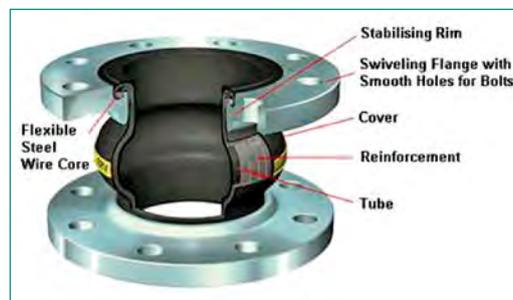


Abbildung 3:
Aufbau eines
Gummikompensators.

weise betroffen war. Es gelang, die Kraftstoffversorgung des Notstromdiesels G innerhalb der geforderten Frist wieder herzustellen. Damit waren zwei Notstromversorgungen verfügbar, was immer noch eine Abweichung von der Technischen Spezifikation bedeutete, da grundsätzlich die Funktionsfähigkeit aller drei Notstromversorgungen gefordert ist. Für die Reparatur stand nun jedoch eine Frist von 72 Stunden zur Verfügung, die vom Betreiber eingehalten wurde.

Bei dem betroffenen Gummikompensator handelt es sich um eine nicht sicherheitstechnisch klassierte Komponente, die zum Ausgleich von Dehnungen und Verschiebungen von Rohrleitungen aufgrund von Temperaturdifferenzen, aber auch zur Schwingungs-, Geräusch- und Vibrationsdämpfung eingesetzt wird. Der prinzipielle Aufbau einer solchen Komponente ist in Abbildung 3 dargestellt. Diese Kompensatoren finden vorwiegend in Niederdrucksystemen Anwendung, während in Hochdrucksystemen Kompensatoren mit Stahlbälgen eingesetzt werden. Im vorliegenden Fall wurde das Versagen des Gummikompensators auf Werkstoffalterung in Verbindung mit einem Druckstoss beim Starten der Kühlwasserpumpe zurückgeführt.

Aus sicherheitstechnischer Sicht kann festgestellt werden, dass der Kühlwassereinbruch in das Notstromdieselgebäude potenziell zum Ausfall der gesamten Notstromversorgung hätte führen können (Common Cause Failure CCF). Im Anforderungsfall wären die durch die Notstromdiesel versorgten Sicherheitssysteme nicht zur Verfügung gestanden. In den Schweizer Kernkraftwerken werden in klassierten Rohrleitungssystemen häufig Gummikompensatoren verwendet. Dies trifft vor allem auf Systeme zur Kühlwasserversorgung zu, die als Medium Brunnen- oder Flusswasser führen. Im Rahmen einer Schwerpunktinspektion («Zeitgerechte Beschaffung klassierter Komponenten»), die vom ENSI 2009 durchgeführt wurde, wurde auch die Lagerhaltung von Komponenten mit verkürzter Lebensdauer angesprochen. Darunter fallen auch die betroffenen Gummikompensatoren. Alle Betreiber besitzen Prozesse zur Überwachung von Komponenten mit reduzierter Lebensdauer. Aufgrund der bestehenden Wartungsvorschriften ist ein Versagen aufgrund der oben beschriebenen Ursachen in Schweizer KKW praktisch auszuschliessen. Werden Gummikompensatoren in klassierten Rohrleitungen vorgesehen, so unterliegen diese Komponenten der Freigabepflicht. Die Qualitätsüberwachung erfolgt durch den Betreiber und, wo regulatorisch erforderlich, durch einen vom ENSI beauftragten Sachverständigen.

Das ENSI hat trotzdem die Übertragbarkeit der Erkenntnisse aus dem belgischen Vorkommnis auf die Schweizer Kernkraftwerke geprüft, wobei der Fokus der Betrachtung auf die Disposition der Notstromversorgungsanlagen gelegt wurde.

Im Kernkraftwerk Gösgen ist es aufgrund der Anordnung der Notstromdieselgebäude nicht möglich, dass sämtliche Notstromdiesel überflutet werden. Da je zwei Notstromdiesel in zwei Gebäuden räumlich separiert untergebracht sind, bleibt bei einer redundanzübergreifenden internen Überflutung eines Gebäudes die Notstromversorgung im anderen Gebäude mit 2x50% intakt. Zusätzlich stehen zwei Notstanddiesel zur Verfügung, die in einem separaten, speziell geschützten Notstandgebäude untergebracht sind.

Auch im KKW Beznau ist ein Ausfall aller Notstromdieselaggregate aufgrund einer internen Überflutung ausgeschlossen. Die räumliche Trennung der Dieselgebäude Nord und Süd, in denen je zwei luftgekühlte Notstromdiesel untergebracht sind, sowie die räumliche Trennung der Notstandgebäude mit je einem Notstanddiesel gewährleisten die Notstromversorgung im Anforderungsfall. Zwischen

den Notstand-Stromversorgungen beider Kraftwerksblöcke besteht zudem eine handgesteuerte 6-kV-Querverbindung, sodass bei Bedarf Notstrom vom anderen Block bezogen werden kann.

Das KKW Leibstadt verfügt über drei Notstromdiesel, die jeweils in einem eigenen Gebäude untergebracht sind. Zusätzlich sind noch zwei Notstanddiesel vorhanden, die im gebunkerten Notstandgebäude räumlich getrennt angeordnet sind. Der Ausfall sämtlicher Notstromdiesel aufgrund einer internen Überflutung kann ausgeschlossen werden.

Die Notstromversorgung im KKW Mühleberg wird grundsätzlich vom Wasserkraftwerk Mühleberg sichergestellt. Darüber hinaus verfügt der Block über einen Notstromdiesel im Maschinenhaus sowie zwei Notstanddiesel, die im Notstandgebäude räumlich getrennt untergebracht sind. Damit ist auch im KKM ein Ausfall der Notstromversorgung aufgrund einer internen Überflutung ausgeschlossen.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass aufgrund der räumlichen Trennung der Notstromdieselanlagen in unterschiedlichen Gebäuden eine Überflutung sämtlicher Notstromdieselanlagen in den Schweizer Kernkraftwerken praktisch nicht möglich ist. Das durch interne Überflutungen ausgelöste Gefährdungspotenzial wird zusätzlich im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Werke betrachtet. Die Untersuchungen haben gezeigt, dass interne Überflutungen nur einen geringen Anteil an der durch interne Ereignisse bedingten Kernschadenshäufigkeit haben.

2.2 Aktivitätsverschleppung in die nicht kontrollierte Zone

Aufgrund der Ereignisse in Fukushima wurde im Rahmen der Ertüchtigung des tschechischen KKW Temelin 2 (WWER 1000) zur Beherrschung eines Totalausfalls der Wechselstromversorgung (Station Blackout SBO) im Jahre 2014 zum einen ein neuer Einspeisepfad TX90 zur Notbespeisung der Dampferzeuger als Teil des bestehenden TX-Systems installiert. Das TX-System versorgt die Dampferzeuger bei Ausfall des Speisewassers mit Notspeisewasser. In diesem sekundärseitigen System wird Deionat als Kühlmittel verwendet, das keine Radioaktivität enthält. Entsprechend ist das TX-System ausserhalb der kontrollierten Zone untergebracht.

Zum anderen wurde ein neuer Strang TB50 des Chemie- und Volumenregelsystems errichtet und

eine Querverbindung zum TX90-System realisiert. Die Querverbindung wurde installiert, um bei einem SBO den Reaktor-druckbehälter und das Brennelementlagerbecken mit boriiertem Wasser als Massnahme des Accident Managements versorgen zu können. Das aktivitätsführende TB50-System wurde vom speisewasserführenden TX90-System mittels der Absperrarmaturen TB50S09/S10 und TX90S04 getrennt. Die Querverbindung vom TB- zum TX-System sollte im Normalbetrieb der Anlage nicht gefüllt und drucklos sein. Die Disposition der Anlageänderung ist in der Abbildung 4 dargestellt.

Im Rahmen der Inbetriebsetzung des TB50-Strangs während des Revisionsstillstands 2014 wurde festgestellt, dass die Rohrleitung der Querverbindung vom TB- zum TX-System zwischen den Armaturen TB50S09 und TB50S10 unerwartet heiss geworden war. Der Operateur, der diesen Befund festgestellt hatte, überprüfte den Füllzustand der Leitung mittels kurzer Betätigung eines Entwässerungsventils und meldete dem Testverantwortlichen, dass eine der beiden Armaturen TB50S09/S10 vermutlich undicht geworden war. Dieser Feststellung wurde vorerst keine Beachtung geschenkt, und die Inbetriebnahmetests wurden fortgeführt. Dabei wurde die Undichtheit des Ventils TB50S09 bestätigt und dessen Reparatur vorbereitet. Fünf Tage nach Entdeckung des Befunds wurde dann der Strahlenschutz im Hinblick auf die anstehenden Reparaturarbeiten informiert. Messungen im Bereich der Querverbindung ausserhalb der kontrollierten Zone ergaben einen erhöhten Strahlenpegel in den betroffenen Räumen. Die Räume wurden mit Zutrittsbeschränkungen belegt. Personen wur-

den bei diesem Vorkommnis nicht unzulässig bestrahlt.

Direkte Ursache des Aktivitätsaustrags in die nicht kontrollierte Zone war eine Undichtheit der Absperrarmatur TB50S09, die nicht fachgerecht montiert worden war. Zudem wurde festgestellt, dass der Aktivitätsaustrag aufgrund eines Einzelfehlers möglich war. Diese Befunde sowie die Verletzung des Zonenkonzepts wurden aufgrund der geringen sicherheitstechnischen und radiologischen Auswirkungen als INES 0 eingestuft. Weitere relevante Befunde, die im Zusammenhang mit diesem Vorkommnis aufgetreten sind, betreffen das Verhalten des Personals bei der Testdurchführung. Der Einhaltung des Terminplans für die Inbetriebnahmeversuche wurde Priorität gegenüber der Fehlerbehebung eingeräumt. Zudem waren die Testprozeduren mangelhaft und unvollständig, und das Vorkommnis wurde der Aufsichtsbehörde verspätet gemeldet. Diese zusätzlichen Faktoren führten schliesslich zur Einstufung INES 1.

Ähnliche Ereignisse wie im KKW Temelin 2 hatten sich 2004 in einem Schweizer Kernkraftwerk ereignet. Die damalige Aufsichtsbehörde (HSK) hatte daraufhin eine Überprüfung des Zonenkonzeptes in der betroffenen Anlage veranlasst, wobei das 2-Barrieren-Konzept aus der Regel KTA 1503.3 zugrunde zu legen war. Anschliessend wurde von der HSK von allen KKW eine Überprüfung des Zonenkonzeptes im Rahmen der jeweiligen periodischen Sicherheitsüberprüfungen gefordert.

Alle schweizerischen Kernkraftwerke haben seitdem umfassend die Schnittstellen zwischen den kontrollierten und den nicht kontrollierten Zonen auf

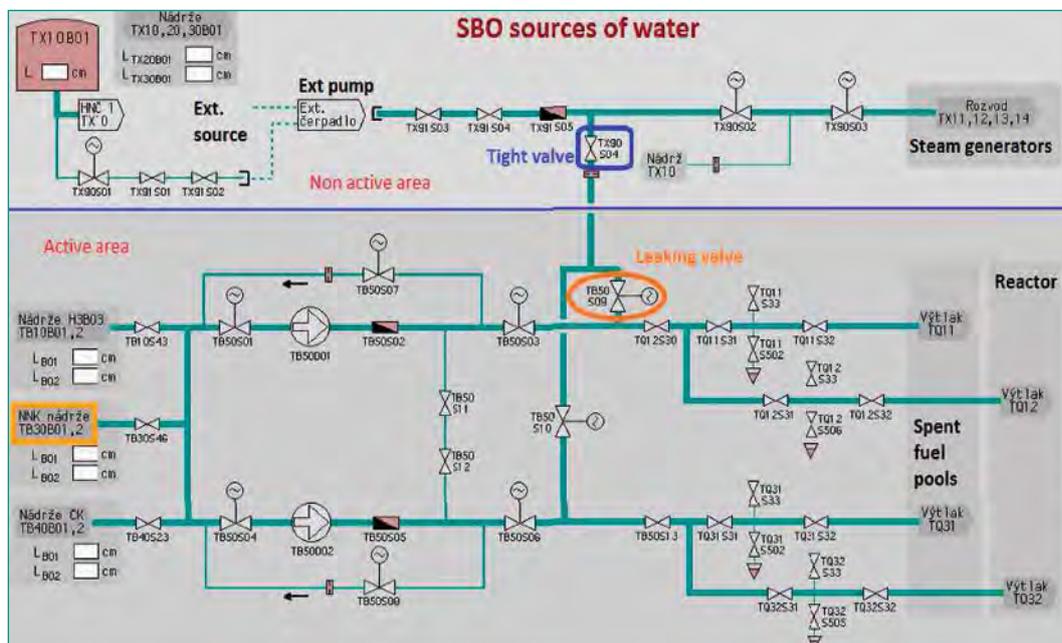


Abbildung 4: Disposition der neuen TX- und TB-Systemteile.

Schwachstellen untersucht und diese gegebenenfalls behoben. Die Überprüfungen sind in allen KKW abgeschlossen und alle Schwachstellen behoben. Zudem wurden die Verfahren zur Überprüfung von Änderungs- und Arbeitsaufträgen dahingehend verbessert, dass auch zukünftig das 2-Barrieren-Konzept angewendet wird. Bei Anlagenänderungen gemäss Richtlinie ENSI-A04 sind die detaillierten Sicherheitsbewertungen hierzu vom Antragsteller dem ENSI zur Überprüfung einzureichen. Die Gewährleistung des 2-Barrieren-Konzepts bei geplanten Arbeiten, insbesondere Revisionsabstellungen, wird durch regelmässige Inspektionen des ENSI überprüft.

2.3 Waste Isolation Pilot Plant, New Mexico, USA – Fahrzeugbrand und Radionuklidfreisetzung

Im Februar 2014 kam es im US-amerikanischen Tiefenlager WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) zu zwei Vorkommnissen, einem Brand und ca. eine Woche

später zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen, darunter Americium und Plutonium. Das WIPP ist ein Endlager für nicht-wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle in der Nähe von Carlsbad, New Mexico, das in einer rund 600 Meter mächtigen Salzgesteinsschicht erstellt wurde und seit 1999 in Betrieb ist. Die Abfälle stammen aus militärischen Anlagen der USA, nicht aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, und werden in etwa 650 m Tiefe eingelagert. Betreiber des Tiefenlagers ist das US-Energieministerium (*US Department of Energy, DOE*), die Aufsicht erfolgt ebenfalls durch das DOE, durch die US Umweltschutzbehörde (*US Environmental Protection Agency EPA*) und durch die Umweltbehörde des Bundesstaats New Mexico (*New Mexico Environmental Department NMED*).

Am 5. Februar 2014 kam es untertägig zum Brand eines Salztransportfahrzeugs (Abbildung 5) und in dessen Folge zu einer starken Rauchgas-Entwicklung. Alle 86 im Untergrund arbeitenden Personen wurden innerhalb von 45 Minuten aus dem Grubengebäude evakuiert. 14 Personen zogen sich jedoch leichte Ver-

Abbildung 5:
Durch den Brand am 5. Februar 2014 zerstörtes Salztransportfahrzeug (EIMCO Haul Truck 74-U-006B).
Quelle: Unfalluntersuchungsbericht des US Energieministeriums (DOE 2014b).



Abbildung 6:
Ab dem 2. April 2014 gelangten die ersten Erkundungstrupps – ausgestattet mit Schutzbekleidung und Atemschutz – nach Untertage. Blick auf die intakte Front der Einlagerungskammer 7 im Lagerfeld 7 am 30. April 2014, in welcher später ein Gebinde als Quelle der Radionuklidfreisetzung identifiziert werden konnte. Quelle: Homepage WIPP und Untersuchungsbericht des US Energieministeriums (DOE 2015).



letzungen (Rauchgasvergiftung) zu. Als Brandursache wurde eine undichte Hydraulik- und oder Kraftstoffleitung am Fahrzeug identifiziert. Der Vorfall wurde in einem öffentlichen Unfalluntersuchungsbericht des DOE umfassend dokumentiert und analysiert (DOE 2014b). Der Bericht identifiziert mehrere Schwachstellen in den Betriebsabläufen des WIPP. So unterscheiden sich beispielsweise die Wartungsintervalle von Abraumfahrzeugen deutlich von denen für Abfalltransportmittel. Auch waren die untertägig vorhandenen Löschmittel ineffektiv oder sogar nicht einsatzbereit, Fluchtwege mit Gegenständen verstellt, somit nicht passierbar, und das Personal ungenügend geschult. Im Untersuchungsbericht wird klar festgehalten, dass der Vorfall vermeidbar gewesen wäre.

Gut eine Woche nach dem Fahrzeugbrand wurde in der Nacht vom 14. auf den 15. Februar 2014 durch ein untertägiges Messsystem eine radiologische Kontamination der Grubenluft registriert, woraufhin eine Umschaltung der Abluft auf ein gefiltertes System vorgenommen wurde. Dennoch gelangte ein geringer Anteil an den Filtersystemen vorbei in die Umwelt und konnte innerhalb und ausserhalb des WIPP-Areals nachgewiesen werden. Personen hielten sich aufgrund des vorgängigen Fahrzeugbrandes nicht im Grubengebäude auf. Aus dem ersten Teil des zugehörigen Untersuchungsberichts des DOE (DOE 2014a) geht unter anderem hervor, dass zunächst bei 21 Personen der Verdacht auf Inkorporation von Radionukliden vorlag, diese jedoch im Laufe von medizinischen Untersuchungen nicht bestätigt wurde. Die Messungen der Umweltüberwachung ergaben Nachweise von Americium-241 und Plutonium-239/240, mit Dosen von unter 100 μS , was weit unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte liegt. Der Bericht äussert sich detailliert dazu, wie es trotz vorhandener Sicherheitssysteme zur Nuklidfreisetzung in die Umwelt kommen konnte. Die eigentliche Quelle konnte erst im Laufe von untertägigen Begehungen im Mai 2014 im Einlagerungsfeld 7 lokalisiert werden (Abbildung 6). Details hierzu enthält der zweite Teil des behördlichen Untersuchungsberichts (DOE 2015). Mittels umfangreichen Messungen, Recherchen und Labortests konnte gezeigt werden, dass die Radionuklidfreisetzung auf das Abfallgebäude Nr. 68660 zurückzuführen ist (Abbildung 7). Das im *Los Alamos National Laboratory* (LANL, Forschungseinrichtung der US-amerikanischen Regierung) konditionierte 200-l-Stahlfass enthielt neben Nitratsalzen aus Aufarbeitungsprozessen auch ein organisches Bindemittel zur Fixierung freier Salpetersäure, einen Säureneutralisator sowie einen Wolfram-beschichteten Arbeitshandschuh. Das Binde-

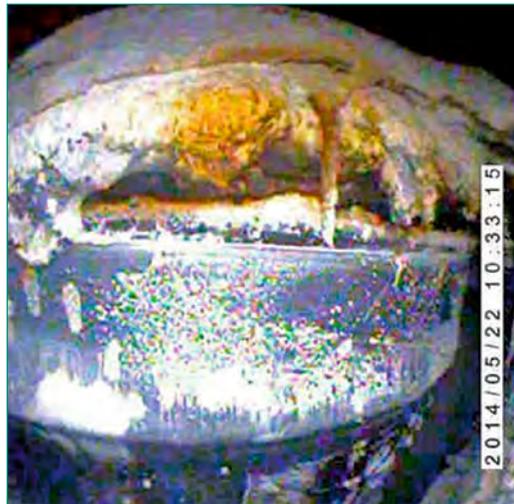


Abbildung 7:

Nahaufnahme des geborstenen Abfallgebüdes Nummer 68660. Das Stahlfass enthielt Nitratsalze aus Aufarbeitungsprozessen, ein organisches Bindemittel zur Fixierung von freier Salpetersäure und einen Wolfram-beschichteten Arbeitshandschuh. Circa 70 Tage nach dem Befüllen des Gebüdes, am 14.02.14, erreichte die Temperatur aufgrund exothermer Reaktion im inneren des Gebüdes mindestens 250°C. Die gleichzeitige Gasentwicklung führte schliesslich zum Versagen der Gebüdedichtung und somit zur Radionuklidfreisetzung. Quelle: Homepage WIPP und Untersuchungsbericht des US Energieministeriums (DOE 2015).

mittel wurde beigefügt, um das Gebüde entsprechend den US-Transportvorschriften sowie den Abfallannahmebedingungen des WIPP zu konditionieren. Beim LANL, dem Abfallproduzenten, wurde eine Arbeitsanweisung hierzu jedoch missverständlich bzw. inkorrekt formuliert. Es wurde lediglich das Vorhandensein von Flüssigkeiten thematisiert (Gebüde dürfen keine freien Flüssigkeiten enthalten), ungeachtet vom ursprünglichen Zweck der WIPP-Abfallannahmebedingungen, keine entflammbaren oder reaktionsfähigen Abfälle einzulagern. Durch die Zugabe eines organischen Bindemittels anstelle eines anorganischen wurden jedoch die Voraussetzungen für eine wärmeentwickelnde chemische Reaktion geschaffen (Oxidation/Nitrierung des organischen Bindemittels durch Salpetersäure). Analysen am Stellplatz des Gebüdes sowie am Gebüde selbst belegen eine Temperaturentwicklung von mindestens 250 °C im Gebüde und von mehr als 140 °C in seiner unmittelbaren Umgebung. Neben der erheblichen Wärmeproduktion kam es auch zu einer grösseren Gasentwicklung, welche schliesslich zum Versagen der Gebüdedichtung und folglich zur Radionuklidfreisetzung aus dem Gebüdeinneren führte. Beide Untersuchungsberichte (DOE 2014a, 2015) zum beschriebenen radiologischen Vorkommnis kommen klar zur Schlussfolgerung, dass auch dieser Störfall hätte verhindert werden können. Als markanteste Schwachstellen wurden die Abfall-

behandlung resp. -charakterisierung, eine ungenügende Zertifizierung sicherheitsrelevanter technischer Einrichtungen, ein unzureichendes Gefahren-/Risikobewusstsein sowie unklare Rollenverteilungen und Verantwortlichkeiten identifiziert.

Die aus beiden Vorkommnissen gewonnenen Erkenntnisse fließen direkt in die Aufsichtstätigkeit des ENSI ein. Der Fahrzeugbrand liefert beispielsweise wichtige Aspekte zur Beurteilung der geforderten Sicherheitsbetrachtungen für die Zugangsbauwerke im Rahmen der Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager (vgl. den Bericht ENSI 33/170). Die aus dem Freisetzungseignis gezogenen Erkenntnisse fließen in die Erfahrungen des ENSI ein und können so stufengerecht im Rahmen der Realisierung von geologischen Tiefenlagern berücksichtigt werden. Schwerpunkte hierbei liegen beispielsweise

- a) auf der Auslegung der Lüftungsanlage eines Tiefenlagers, wobei hierzu bereits erste Anforderungen in der Richtlinie ENSI-G03 festgehalten sind;

- b) auf der Konkretisierung von bestehenden vorläufigen Abfallannahmebedingungen; sowie
- c) auf einer kontinuierlichen Sensibilisierung für die Gefahren und Risiken, die im Zusammenhang mit dem Umgang und der Lagerung von radioaktiven Abfällen auftreten (vgl. ENSI-Projekt «Aufsichtskultur»).

2.4 Abfalldeponie Beatty, Nevada, USA – Selbstentzündung von Abfallgebinden

In der sogenannten *Beatty disposal site*, einer Abfalldeponie für chemische und schwach radioaktive Abfälle, kam es am 18. Oktober 2015 zu mehreren Explosionen von oberflächennah gelagerten Abfallgebinden. Das Vorkommnis ist nur von untergeordneter Bedeutung für die Aufsichtstätigkeit des ENSI, wird hier aber aufgrund bestehender Parallelitäten zum Vorkommnis in der Waste Isolation Pilot Plant, New Mexico, USA (siehe oben) kurz erläutert.

Die Beatty disposal site befindet sich ca. 240 km nordwestlich von Las Vegas, nahe der Kleinstadt Beatty. Sie gilt als erstes kommerzielles Endlager der USA und wurde von einem privaten Betreiber (US Ecology) unter der Aufsicht des Ministeriums für Gesundheitspflege und Soziale Dienste des US-Bundesstaates Nevada (*State of Nevada, Department of Health and Human Services*) von 1962 bis 1992 betrieben. In dieser Zeit wurden ca. 137'500 m³ schwach- bis sehr schwachradioaktive Abfälle, zum grössten Teil in 200-l-Stallfässern verpackt, oberflächennah eingelagert. Die Abfälle wurden mit lokalem Bodenaushub (Kies und Sand) sowie teilweise mit Beton überdeckt.

Abbildung 8:

Standbild aus einem 40-sekündigen Amateurvideo. Die Aufnahmen zeigen aufeinanderfolgende Explosionen mit starker Rauchentwicklung und Auswurf des Deponieverfüllmaterials. Die in Brand geratenen Abfallgebinde befanden sich 1 bis 3 Meter unter Terrain. Quelle: KTNV Channel 13 Las Vegas, Nevada.



Abbildung 9:

Nahaufnahme eines der in Brand geratenen und aus dem Explosionskrater geworfenen Stahlfässer. Das stark korrodierte Fass ist bedeckt mit dem verwendeten Deponieverfüllmaterial (Kies-Sand-Gemisch). Quelle: Vorkommnisbericht des Nevada Department of Public Safety, State Fire Marshal Division (DPS 2015).



Abbildung 10:

Nahaufnahme vom 21. Oktober 2015 des entstandenen Auswurfkraters. Gut zu erkennen sind die Überreste der detonierten Abfallgebinde (Stahlfässer) in der Kratermitte und am vorderen rechten Bildrand. Quelle: Vorkommnisbericht des Nevada Department of Public Safety, State Fire Marshal Division (DPS 2015).

Der vom zuständigen Ministerium für öffentliche Sicherheit (*Nevada Department of Public Safety, State Fire Marshal Division*) veröffentlichte Untersuchungsbericht (DPS 2015) hält zum Vorkommnis Folgendes fest: In mindestens 116 Fässern wurde unter anderem elementares Natrium, ursprünglich eingebettet in Öl, entsorgt. Elementares Natrium reagiert leicht mit vielen anderen Elementen, weshalb Natrium gewöhnlich in Öl schwimmend gelagert wird. Ist Wasser vorhanden (Feuchtigkeitsspuren genügen bereits), kommt es zur Selbstentzündung und zu einer intensiven Oxidation zu Natriumperoxid, wobei sehr hohe Reaktionstemperaturen entstehen. Es wird im Bericht davon ausgegangen, dass die Stahlfässer durchkorrodiert waren und das reaktionshemmende Öl entwichen war. Vom 4. bis 6. Oktober 2015, also ca. 2 Wochen vor dem Ereignis, kam es in der Umgebung von Beatty zu für das vorherrschende Wüstenklima ungewöhnlich starken Niederschlägen. Es muss davon ausgegangen werden, dass Niederschlagswasser in den sonst trockenen Deponiekörper eindringen konnte und mit einem Teil des Natriums reagieren konnte. Da sich die Abfallgebinde in nur sehr geringer Einlagerungstiefe von maximal 3 Metern befinden, wurden die locker gelagerten Deckschichten und mindestens zwei Abfallgebinde durch die explosionsartigen Reaktionen ausgeworfen (Abbildung 8 und 9). In der Folge entstand ein Krater mit einem Durchmesser von ca. 10 m (Abbildung 10). Aufgrund der hohen Reaktionstemperaturen gerieten weitere Abfallgebinde in Brand, welche jedoch bewusst nicht gelöscht wurden (Vermeidung weiterer Wasserzugabe). Am Folgetage erlosch der Brand von selbst.

Gemäss Vorkommnisbericht wurden keine Personen verletzt. Bei Analysen des Auswurfmaterials und in der Umgebung des Deponiegeländes konnte keine Freisetzung von radioaktivem Material festgestellt werden.

In der Schweiz ist für die radioaktiven Abfälle eine Entsorgung in geologischen Tiefenlagern gesetzlich vorgeschrieben, eine oberflächennahe Entsorgung stellt daher auch für schwach radioaktive Abfälle keine Option dar. Dennoch erkennt das ENSI in dem geschilderten Vorkommnis diverse relevante Aspekte für seine eigene Aufsichtstätigkeit. Das Vorkommnis der Beatty disposal site zeigt exemplarisch die Wichtigkeit einer ausreichenden Abfallbehandlung resp. -konditionierung auf. Das ENSI hat sich erst kürzlich mit den grundlegenden Prinzipien der Abfallbewirtschaftung im Rahmen des Projekts «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» auseinander gesetzt (vgl. den Bericht ENSI 33/188).

2.5 Zitierte Literatur

- DOE (2014a): Accident Investigation Report – Radiological release event at the Waste Isolation Pilot Plant on February 14, 2014 – Phase 1, Report U.S. Department of Energy, Office of Environmental Management, Carlsbad, NM.
- DOE (2014b): Accident Investigation Report – Underground salt haul truck fire at the Waste Isolation Pilot Plant Februar 5, 2014, Report U.S. Department of Energy, Office of Environmental Management, Carlsbad, NM.

- DOE (2015): Accident Investigation Report – Radiological release event at the Waste Isolation Pilot Plant on February 14, 2014 – Phase 2, Report U.S. Department of Energy, Office of Environmental Management, Carlsbad, NM.
- DPS (2015): Report on the October 18, 2015 industrial fire incident at the closed State of Nevada low-level radioactive waste site US Highway 95, Near Milepost NY 48, 12 Miles South of Beatty, Nye County, Nevada, Bericht Nevada Department of Public Safety – State Fire Marshal Division, Carson City, NV.
- ENSI-G03: Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Richtlinie, Würenlingen, 2009.
- ENSI 33/170: Anforderungen an die bautechnischen Risikoanalysen und an ergänzende Sicherheitsbetrachtungen für die Zugangsbauwerke in Etappe 2 SGT, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Aktennotiz, Brugg, 2013.
- ENSI 33/188: Abfallbewirtschaftung im Vergleich – Forschungsprogramm «Radioaktive Abfälle» der Arbeitsgruppe des Bundes für nukleare Entsorgung, Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat, Projektbericht, Brugg, 2015.



3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient in erster Linie der ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz durch die aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch. Dafür setzt sich das ENSI auch international für erhöhte Sicherheitsstandards ein.

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 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.

Das internationale Engagement des ENSI wird in der Strategie zur internationalen Zusammenarbeit festgehalten¹. Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welchen Schwerpunkten es sich annimmt.

Zusätzliches Fundament für die internationale Zusammenarbeit des ENSI bilden, neben dem schweizerischen rechtlichen Rahmen, 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 Brennele-

¹ Siehe dazu auf der ENSI-Webseite: http://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2014/09/ensi_strategie_internationales.pdf

mente 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.

Für die internationale Zusammenarbeit ist auch die regulatorische Sicherheitsforschung bedeutsam. Die Forschungsprojekte dazu werden in Kapitel 1 beschrieben. Vor allem die Forschungsprojekte der Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die durch Fachbeiträge zahlreicher Forschungsinstitutionen in den Mitgliedsstaaten unterstützt werden, sind hervorzuheben. Beispiele hierfür sind das Halden Reactor Project, das von Institutionen aus 19 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1.1.1), und die internationale Vorkommnisdatenbank (International Reporting System IRS, siehe Kapitel 2), welche von der IAEA und der NEA gemeinsam geführt wird.

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Gremien und Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 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 Vorkehrungen in Kernkraftwerken gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Menschen und Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die Vertragsparteien

haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Die sechste reguläre Überprüfungskonferenz der CNS fand vom 24. März bis 4. April 2014 statt und die siebte reguläre Überprüfungskonferenz wird vom 27. März bis 7. April 2017 stattfinden.

Im Rahmen der 6. regulären Überprüfungskonferenz haben die Vertragsparteien der Konferenz entschieden, eine Diplomatische Konferenz einzuberufen, um einen Schweizer Vorschlag zur Änderung der Konvention vertiefter zu diskutieren.

Am 9. Februar 2015 haben sich im Rahmen der Diplomatischen Konferenz, alle teilnehmenden Vertragsstaaten auf eine entsprechende Erklärung geeinigt (Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit). Diese enthält Sicherheitsprinzipien, die aus dem ursprünglichen Schweizer Vorschlag zur Abänderung der CNS hervorgingen. Damit soll das fundamentale Auslegungsprinzip der Reaktoren der dritten Generation verbindlich festgelegt und eine Nachrüstpflicht für bestehende Kernkraftwerke gefordert werden.

Die Prinzipien beinhalten im Wesentlichen die folgenden Elemente:

1. Neue Kernkraftwerke sollen nach den neuesten Sicherheitsstandards und Technologien ausgelegt und gebaut werden, mit dem Ziel, Unfälle zu vermeiden. Falls es trotzdem zu einem Unfall kommt, sind dessen Auswirkungen zu lindern und frühe sowie grosse Freisetzungen von radioaktivem Material zu verhindern.
2. Die Sicherheit der bestehenden kerntechnischen Anlagen soll systematisch und regelmässig neu bewertet werden und als Bezugsgrösse für die zeitgerechte Umsetzung von vernünftigerweise durchführbaren Sicherheitsverbesserungen verwendet werden.

Die Wiener Erklärung besagt ausserdem, dass die Vertragsstaaten bereits zur kommenden Überprüfungskonferenz in ihren nationalen Berichten folgendes darlegen sollen:

- Mit welchen technischen Kriterien und Standards die Prinzipien der Wiener Erklärung im nationalen kerntechnischen Regelwerk umgesetzt werden sowie
- Wie Sicherheitsverbesserungen identifiziert und national umgesetzt werden
- Welche Nachrüstungen bei bestehenden KKW's umgesetzt wurden bzw. sich in Planung befinden



Abbildung 1:
Die Diplomatische Konferenz der CNS hat in Februar 2015 die Wiener Erklärung verabschiedet.
Quelle: IAEA

Die Verabschiedung der Wiener Erklärung stellt für die Schweiz einen wichtigen Erfolg dar, da diese das Prinzip der kontinuierlichen Verbesserung der nuklearen Sicherheit international einfordert.

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

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 Vorkehrungen in Kernkraftwerken gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Menschen und Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Die 5. Überprüfungs-konferenz hat vom 11.–22. Mai 2015 in Wien stattgefunden. Gemäss der internationalen Beurteilung des im Oktober 2014 eingereichten Schweizer Länderberichts erfüllt die Schweiz ihre Pflichten zur Entsorgung von radioaktiven Abfällen. Zudem beurteilten die internationalen Experten das Partizipationsmodell im Sachplan geologische Tiefenlager als empfehlenswert. Die Möglichkeit zur Beteiligung am Verfahren sei breit und systematisch ausgelegt. Begrüsst wurde zu-

dem, dass auch die Bevölkerung in den Nachbarländern in gleichem Mass wie die Schweizer Bevölkerung einbezogen wird. Als Herausforderungen (Challenges) wurden die Überprüfung der Etappe 2 der Sachplans geologische Tiefenlager, die Stellungnahmen zum Entsorgungsprogramm, zum Forschungsprogramm und zur Kostenstudie 2016, die Begutachtung des Stilllegungsprojekts des KKM und die Umsetzung der Empfehlungen aus der IRRS-Follow-Up-Mission identifiziert.

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

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen RSC der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.

Im Berichtsjahr hat die Schweiz über die flüssigen Abgaben von radioaktiven Stoffen aus den Kernanlagen, Medizin und Forschung für das Jahr 2014 berichtet. Die Schweiz hat auch zu diesem Termin einen Beitrag zur Gesamtbeurteilung der sechsten Runde zur Überprüfung der PARCOM Empfehlung 91/4 über radioaktive Ableitungen beim Sekretariat abgegeben, gemäss der das ENSI verpflichtet ist, periodisch über die kraftwerkspezifischen radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser, die verwendeten Reinigungsverfahren, die durchgeführten und geplanten Massnahmen zur Verringerung der radioaktiven Abgaben mit dem Abwasser zu berichten.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 167 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).

Seit 2014 ist die Schweiz wiederum Vollmitglied im Gouverneursrat der IAEA. Der Direktor des Bundesamtes für Energie, Walter Steinmann, wurde vom Bundesrat als Gouverneur gewählt. Das ENSI nimmt an den Sitzungen des Gouverneursrates bei Themen in dessen Zuständigkeitsbereich aktiv teil. Der Gouverneursrat ist der Lenkungsausschuss der IAEA und tagt mehrmals jährlich. Ihm gehören 35 Mitgliedsländer an, die in einem Turnus von der IAEA-Generalkonferenz gewählt werden. Der Gouverneursrat fasst operative Entscheide der IAEA und bereitet die Entscheide der IAEA-Generalkonferenz vor bzw. nach.

In Folge des nuklearen Unfalls im japanischen Fukushima im März 2011 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.

Im Berichtsjahr hat die IAEA, vier Jahre nach dem Reaktorunfall im japanischen Fukushima Daiichi, einen umfassenden Bericht dazu ausgearbeitet mit 5 technischen Anhängen. Zum vierten und letzten Mal hat die IAEA im Berichtsjahr den jährlichen Bericht zur Umsetzung des IAEA Action Plan vorgestellt, welcher dann im Anschluss vom IAEA-Gouverneursrat verabschiedet worden ist. Um zu gewährleisten, dass die Arbeit der IAEA im Bereich der nukleare Sicherheit auch nach Abschluss des IAEA-Aktionsplanes weitergeführt wird, hat sich die Schweiz für die Erarbeitung einer gemeinschaftlichen Sicherheitsstrategie (IAEA Nuclear Safety Strategy) basierend auf den Erfahrungen bei der Umsetzung des IAEA-Aktionsplans eingesetzt. Diese soll von der Agentur regelmässig aktualisiert werden und aus den zwölf Schwerpunkten des IAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

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). 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 Mass-

nahmen 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 Gouverneursrat der IAEA (siehe oben), verabschiedet, die Safety Guides vom Generaldirektor der IAEA. Die *Commission on Safety Standards (CSS)* leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Der CSS sind fünf Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten. Dazu gehören das Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), das Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), das Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen), das Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter), sowie seit 2015 neu das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist in allen fünf 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. Folgende Safety Standards wurden bei der IAEA im Berichtsjahr verabschiedet:

- GSR Part 7: Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency
- SSG-35: Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations
- SSG-38: Construction for Nuclear Installations
- SSG-37: Instrumentation and Control Systems and Software Important to Safety for Research Reactors
- SSG-32: Protection of the Public against Exposure Indoors due to Radon and Other Natural Sources of Radiation

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll auch im Bereich Sicherung weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Dazu gibt es die IAEA Nuclear Security Series, eine Reihe von Publikationen, welche in vier Kategorien unterteilt werden: die Nuclear Security Fundamentals, die Recommendations, die Implementing Guides und die Technical

Guidance. Das Nuclear Security Guidance Committee (NSGC) ist für die Veröffentlichung und Überprüfung aller Publikationen der Nuclear Security Series zuständig. Das ENSI ist auch im NSGC vertreten.

3.2.1.1 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.»

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. Etwa 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. Aus der Mission sind 19 Hervorhebungen von guter Praxis, 12 Empfehlungen und 18 Anregungen enthalten. Das ENSI entwickelte im Jahre 2012 einen Massnahmenplan für die Umsetzung der Empfehlungen.

Im April 2015 wurde die Follow-Up Mission durchgeführt. Von den vier Empfehlungen und 16 Anregungen, für deren Umsetzung hauptsächlich das ENSI zuständig war, konnten alle als erledigt definiert werden. Das Team stellte jedoch fest, dass ihre Empfehlungen, welche an die Schweizer Regierung adressiert waren, bezüglich der Rolle des ENSI aus der Mission Ende 2011 nicht ausreichend umgesetzt wurden. Die Mission ist zum Schluss gekommen, dass das ENSI als die technische Nuklearaufsichtsbehörde mehr Kompetenzen beim

Abbildung 2:
Das Team der IRRS
Follow-Up Mission
in der Schweiz.
Quelle: ENSI.



Definieren von verbindlichen Sicherheitsanforderungen und von Bewilligungsaufgaben in den Bereichen Sicherheit, Sicherung und Strahlenschutz haben sollte. Gestützt auf die internationalen Vorgaben haben die Experten deshalb am Ende ihrer zehntägigen Überprüfungsmission ihre Empfehlung zur Stärkung des ENSI erneuert (siehe auch www.ensi.ch ► Dossiers ► IRRS-Follow Up 2015).

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für etwa 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Zwei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Im Berichtsjahr hat das ENSI an den Missionen in Armenien und in Schweden (Follow-Up) teilgenommen, wobei die erste vom ENSI-Direktor Hans Wanner, und die letztere vom Stellvertretenden ENSI-Direktor Georg Schwarz geleitet wurden. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer IRRS-Mission nach Grossbritannien.

3.2.1.2 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 mehr als 40 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernkraftwerke einzig-

artig. 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 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.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur (Nuclear Energy Agency NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Mit dem Beitritt von Russland im Jahre 2013 sind nun 31 der 34 OECD-Staaten Mitglied der NEA. Zusammen verfügen sie 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, ökonomische und gesellschaftliche Fragen 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 Si-

cherheit 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). Zur Unterstützung der Aktivitäten dienen wissenschaftliche Datenbanken. Geleitet und überwacht wird die ganze Organisation vom Steering Committee for Nuclear Energy.

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Das Steering Committee überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Jahre 2015 wurde unter anderem über die Entwicklung des NEA Strategic Plan 2016–2021 diskutiert. Zu diesem Thema wurde ein Fragebogen an die Mitgliedsländern verteilt, um herauszufinden, ob das jetzige Format des Strategieplans beibehalten werden sollte oder ob eine vertiefte Überprüfung gewünscht ist. Vor 12 Jahren wurde eine umfassende Überprüfung des Strategieplans das letzte Mal durchgeführt. In der NEA-Führungsstruktur hat eine Reihe von Veränderungen stattgefunden. Durch die Umstrukturierung ist eine «Division on Human Aspects of Nuclear Safety (HANS)» neu geschaffen worden, um die Arbeit der NEA stärker auf Themen zu Menschen und Organisation fokussieren zu können.



Abbildung 3:
OECD-NEA Hauptsitz
in Paris.
Quelle: OECD-NEA

Weiter sind die zwei Vize-Direktoren (nuclear safety, nuclear science) in einen «Chief Nuclear Officer» verlegt worden.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das CNRA ist ein Forum für Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es tagt zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das Komitee Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertiefter untersucht werden. Das CNRA hat vier ständige Arbeitsgruppen:

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

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 der aktualisierte NEA-Report «Five Years after the Fukushima Daiichi Accident» verabschiedet. Dieser Bericht beschreibt und evaluiert die Massnahmen der NEA und dessen Mitgliedsländer nach dem Unfall in Fukushima und den Stand der Dinge fünf Jahre später. Der Bericht wurde von CNRA, CSNI, CRPPH und NLC vorbereitet und ergänzt die IAEA- und WANO-Berichte zum Unfall in Fukushima. Der Bericht wird im März 2016 veröffentlicht.

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 gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Im Berichtsjahr hat sich die WGOE mit Meldekriterien für NCFSI (Nonconform, Fraudulent and Suspect Items) befasst. Ein entsprechender Vorschlag wurde akzeptiert und verabschiedet. In einer zweiten Phase sollen die

rechtlichen und organisatorischen Fragen einer routinemässigen NCFSI-Berichterstattung geklärt 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. Der zwölfte WGIP-Workshop im Jahre 2014 hatte das Ziel, Empfehlungen zu Inspektionspraktiken zu erarbeiten. Die WGIP hat die Antworten der verschiedenen Mitgliedsländer zum Thema «Role of Inspector during an Emergency» vor dem Meeting im Bericht «Addendum to the Inspection of Emergency Arrangements» zusammengefasst und veröffentlicht.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Im Berichtsjahr fand am Hauptsitz der US-Aufsichtsbehörde NRC der von der WGPC mitorganisierte internationale Workshop «International Workshop with Stakeholders – Sharing views on Nuclear Regulatory Organisations' (NROs) Communication» mit Beteiligung von Medienschaffenden und NGOs statt. Am Workshop wurden die Unabhängigkeit von Journalisten sowie die respektvolle Distanz der Aufsichtsbehörden zu den Betreibern hervorgehoben. Weiter ist der Bericht zur Kommunikationsstrategie von Aufsichtsbehörden vom CNRA verabschiedet worden.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das CSNI beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung von Kernanlagen. Ziel ist es, die Mitgliedsstaaten darin zu unterstützen, die nötigen technischen und wissenschaftlichen Kompetenzen für die Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen zu erhalten und 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 (WGHOFF);
- Working Group on Fuel Safety (WGFS);
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCFS).

Im Berichtsjahr hat das CSNI entschieden, eine neue Arbeitsgruppe zum Thema Elektrotechnik zu etablieren, in der das ENSI auch vertreten sein wird.

Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCFS vertreten.

Im Berichtsjahr wurde zudem entschieden, die im Vorjahr gebildete temporäre Themengruppe zu externen natürlichen Ereignissen schrittweise zu einer dauerhaft etablierten Arbeitsgruppe mit breitem Themenspektrum umzugestalten. Längerfristig sollen nicht nur natürliche, sondern auch vom Menschen verursachte externe Ereignisse zu ihrem Aufgabenfeld gehören.

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte (Details siehe die Internetseite des CSNI: 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 Berichtsjahr wurden Berichte zu folgenden Themen fertiggestellt und vom CSNI verabschiedet:

- CSNI Workshop on Testing PSHA Results and Benefit of Bayesian Techniques for Seismic Hazard Assessment.
- Questionnaire on Long-Term Operation of Commercial Nuclear Power Plants

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 Arbeits-

gruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Jahre 2015 wurden insbesondere Berichte zum Stand der Fähigkeiten aktueller fortgeschrittener Codes zur Vorhersage von In-Vessel Core Melt Progression and Degraded Core Coolability und zu Störfallbedingungen in Brennelementbecken mit abgebrannten Brennelementen unter Verlust von Kühlung und Verlust von Kühlmittel veröffentlicht.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr stand v.a. der Informationsaustausch der einzelnen Länder über ihre Tätigkeiten im Bereich PSA im Vordergrund.

Die WGHOFF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr wurde ein gemeinsamer vom CNRA/CSNI/CRPPH organisierter «Workshop on Challenges and Enhancements to Safety Culture of the Regulatory Body» gehalten. Dabei wurden unter anderem Themen zu den Prinzipien und Herausforderungen der Sicherheitskultur in der Aufsichtsbehörde angesprochen. Weiter wurde im Berichtsjahr der Abschlussbericht «Human Intervention and Performance under Extreme Conditions (HPEC)», welcher die Erkenntnisse aus dem Workshop, der im Februar 2013 im ENSI stattgefunden hat, verabschiedet, und auf der NEA-WGHOFF-Website publiziert.

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).

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist

auch ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP (International Commission on Radiological Protection), IAEA, WHO (World Health Organization), ILO (International Labour Organisation), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz. Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE), der auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereitstellt. Der Schwerpunkt der WPNEM-Arbeiten ist die Verbesserung der Notfallschutzplanung und der Notfallorganisation auf internationaler Ebene. Im Jahre 2015 fanden zu diesem Abkommen keine wesentlichen Aktivitäten statt.

3.2.2.5 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie im RWMC Regulators' Forum Einsitz. Im Berichtsjahr wurde unter anderem Themen zu neuen Methoden für die Berichterstattung von abgebrannten Brennelementen, die langfristige Behandlung von abgebrannten Brennelementen und Kriterien für die Entlassung von Kernanlagen aus der Paris Convention behandelt.

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 in-

ternationalen Experten. Das Schwerpunktthema der IGSC im Berichtsjahr war die Rolle geologischer Argumente bei der Standortauswahl. In allen Ländern spielt die Geologie eine wichtige Rolle für Tiefenlager für hochaktive Abfälle. Der Detaillierungsgrad der verwendeten Kriterien hängt von den vorhandenen Daten, vom einzelnen Standortauswahlverfahren und den zur Verfügung stehenden Wirtgesteinen in den Ländern ab.

Die Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) ist die wichtigste Organisation in der NEA, die sich mit den verschiedenen Aspekten der Stilllegung von Kernanlagen befasst. Unter dem Schirm der WPDD behandeln verschiedene Arbeitsgruppen vertieft Themen der Stilllegung, etwa Kosten, radiologische Charakterisierung, Forschung, Planung oder Rekultivierung. Ein Schwerpunkt der WPDD Sitzung 2015 war eine ausführliche Diskussion über die Stilllegungsstrategien «sicherer Einschluss» und «sofortiger Rückbau». Was sind die Vor- und Nachteile der beiden Strategien, wann wird welche gewählt und warum, wo sind die Grenzen zwischen den Strategien. Die Kernaussage der Diskussionen: Jedes Stilllegungsprojekt ist auf seine Art einmalig und muss entsprechend separat betrachtet werden. Von der Art der Anlage, deren Zustand, dem Umfeld und dem Grund der Stilllegung hängt dann die Wahl der Stilllegungsstrategie ab.

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der *Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)* zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 18 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 und Armenien nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Im Berichtsjahr wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA und auch die kanadische Aufsichtsbehörde CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission) wurde WENRA-Beobachter. Kanada ist somit als erstes nicht-europäisches Land bei der WENRA als Beobachter vertreten. Seit Ende 2011 ist Hans Wanner, Direktor des ENSI, Vorsitzender der WENRA.

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 – so genannte *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), deren Vorsitzender derzeit Stefan Theis vom ENSI ist. Der Auftrag der beiden Arbeitsgruppen 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.

Im Berichtsjahr wurde die Überarbeitung von sämtlichen WENRA-SRL für bestehende Kernkraftwerke fortgesetzt und eine engere Zusammenarbeit mit ENSRA initiiert (siehe Kapitel 3.3.3). Ein weiteres Thema für WENRA im Berichtsjahr war die Entwicklung der technischen Spezifikationen für die Topical Peer Reviews für ENSREG. Die Topical Peer Reviews sollen nach der im Jahr 2014 geänderten EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit in allen EU-Ländern im Jahr 2017 entsprechend durchgeführt werden. Das Thema der ersten themenspezifischen Peer Reviews ist das Alterungsmanagement in Kernkraftwerken.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienebene wie auch beim Vollzug in den Kern-

kraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2015.

Es wurde auch über die Veröffentlichung des WGWD Berichtes zum Thema Stilllegung und über den Stand des Entsorgung- und Abfallverarbeitung berichtet.

3.3.2 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 teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Im Berichtsjahr richtete ENSREG die dritte Konferenz «Nuclear Safety in Europe» aus. Dabei wurden die kerntechnisch-politischen Aktivitäten auf europäischer und internationaler Ebene seit der letzten ENSREG-Konferenz im Jahr 2013 zusammengefasst. Insbesondere wurden die aktualisierte EU-Richtlinie für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen und dessen anstehende Umsetzung in den Mitgliedsstaaten erwähnt sowie die Vienna Declaration on Nuclear Safety (VDNS, siehe Kapitel 3.1.1 oben). Die Konferenz hat festgestellt, dass Europa auch zukünftig eine führende Rolle als Förderer der nuklearen Sicherheit weltweit auf sich nehmen muss. Zu diesem Zweck spielen Organisationen wie ENSREG und WENRA eine entscheidende Rolle.

Das ENSI hat im 2014 den Statusbericht zur Umsetzung der Empfehlungen, die aus dem EU-Stresstest resultierten, bei der ENSREG eingereicht. Im Berichtsjahr sind die Länderberichte im Rahmen eines mehrtägigen Workshops diskutiert und überprüft worden. Die europäischen Reviewer nahmen die Fortschritte bei der Umsetzung des Aktionsplans in der Schweiz seit der letzten Überprüfung vor zwei Jahren positiv zur Kenntnis.

Abbildung 4:
Jahrestreffen der
ENSRA in Budapest.
Quelle: ENSRA



3.3.3 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 beschäftigt seit langem die internationale Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er Jahre hat eine informelle Gruppe europäischer Behörden einen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Veranlassung war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im 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.

Die ENSRA hat insgesamt 15 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Litauen, Niederlande, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Im Berichtsjahr stand die ENSRA unter dem Vorsitz von Ungarn und hat eine Website (www.ensra.org) veröffentlicht. Weiter wurde eine engere Zusammenarbeit mit WENRA initiiert (vgl. dazu Kapitel 3.3.1). Ein regelmässiger Austausch in Bezug auf Schnittstellen zwischen Sicherheit und Sicherung unter anderem während der Ausarbeitung neuer Richtlinien und Empfehlungen wird von beiden Organisationen als sehr wichtig eingestuft und sie werden zukünftig regelmässig an den jeweiligen Sitzungen teilnehmen.

3.3.4 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 (Working Groups WG)

- 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.



Abbildung 5:
Frühlingstreffen 2015
des HERCA Board of
Heads in Portugal.
Quelle: HERCA

Georges Piller, ENSI-Bereichsleiter für Strahlenschutz, leitet seit 2014 die Arbeitsgruppe WG Emergencies.

Im Jahr 2014 wurde ein gemeinsamer HERCA-WENRA Bericht zum Europäischen Notfallschutz verabschiedet. Der Bericht beinhaltet einen neuen Ansatz zur weiteren Verbesserung der Reaktion und grenzüberschreitenden Koordination für mögliche Unfallszenarien, darunter schwere Unfälle wie die in Fukushima. Im Berichtsjahr ging es darum, die Umsetzung des Ansatzes zu initiieren und aktiv mitzugestalten. Im Berichtsjahr wurden auch drei Workshops organisiert, um die Umsetzung des HERCA Aktionsplanes in Bezug auf den neuen Euratom-Strahlenschutzgrundnormen (EU BSS) zu verfolgen.

3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

Die Schweiz ist Mitglied der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und unterstützt osteuropäische Staaten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Das Staatssekretariat für Wirtschaft (SECO) vertritt die Schweiz bei den durch die EBRD verwalteten Nuklearfonds zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle um den zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Chernobyl Shelter Funds). Bei der Finanzierung von Projekten über die Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren Lösung kerntechnische Kenntnisse voraussetzt. Das ENSI stellt dem SECO seine diesbezügliche Fachkompetenz zur Verfügung. Finanziell trägt die Schweiz nur noch an den Chernobyl Shelter Fund bei.

3.4 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.

3.4.1 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 für wertvoll gehalten.

Die 26. CFS-Hauptsitzung fand am 31. August–1. September 2015 in Spiez statt (Abbildung 6).

Abbildung 6:
CFS Hauptsitzung
2015 in Spiez.
Quelle: ENSI



Dabei haben die Vertreter der Aufsichtsbehörden den grossen Nutzen des Informationsaustausches zwischen den beiden Ländern unterstrichen. Weiter wurden Erfahrungen über aktuelle Themen ausgetauscht, unter anderem über Reaktordruckbehälter. Es wurde auch entschieden, die Zusammenarbeit im Bereich Tiefenlagerung von radioaktiven Abfällen durch eine neue Arbeitsgruppe zu vertiefen.

3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird. Anfang November 2015 führte die DSK in Dresden ihr 33. Jahrestreffen durch. Zentrale Themen der Tagung waren:

- die Berichterstattung der vier Arbeitsgruppen der DSK (Anlagensicherheit, Strahlenschutz, Notfallschutz und Entsorgung)
- die Diskussion über Alterungsfragen und der Stilllegung von Kernkraftwerken
- Vorkommnisse in Kernkraftwerken in Deutschland und der Schweiz

- der Stand des schweizerischen Sachplan-Verfahrens für geologische Tiefenlager.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Im Rahmen des 15. bilateralen Nuklear-Experten-Treffens vom Juni 2015 besprachen die Delegierten beider Staaten verschiedene Themen, insbesondere Strahlenüberwachung, Notfallschutzplanung und Aufsicht über die Schweizer Kernanlagen.

3.4.4 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 Prote-



Abbildung 7:
ENSI-Direktor Hans Wanner und CNSC Direktor Michael Binder unterzeichnen das Memorandum of Understanding während der IAEA Generalkonferenz 2015 in Wien.
Quelle: ENSI

zione 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 vierte Sitzung der Kommission fand im Juni 2015 in Brugg statt. Es wurde vor allem über Möglichkeiten zu vertiefter Zusammenarbeit in den Bereichen Entsorgung, Stilllegung sowie Notfallschutzplanung diskutiert.

3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr wurde ein Memorandum of Understanding zwischen dem ENSI und der kanadischen Kommission für nukleare Sicherheit CNSC unterzeichnet. Die Vereinbarung zielt darauf ab, die Zusammenarbeit und den Informationsaustausch in Fragen zur nuklearen Aufsicht zwischen den beiden Ländern zu stärken. Das ENSI hat bereits ähnliche bilaterale Kooperationsabkommen mit Deutschland, Frankreich, Italien, Österreich, den USA, Finnland und der EU.



4. 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 nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Die bisherigen R-Richtlinien werden laufend durch sogenannte A-, B- und G-Richtlinien ersetzt. A-Richtlinien beziehen sich auf die Anlagebegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagebegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2015 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks 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 sowohl zwei neue Richtlinien als auch zwei Neuausgaben verabschiedet und drei Richtlinien revidiert. Darüber hinaus hat das

ENSI die Anhörung zum ersten Teil der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» initiiert. Die Richtlinien HSK-R-60 «Überprüfung der Brennelementherstellung» und HSK-R-61 «Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasser-Reaktoren» wurden aufgrund der neuen Richtlinie ENSI-G20 zurückgezogen.

4.1 Neue Richtlinien und Neuausgaben

4.1.1 ENSI-G08: Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen

Die neue Richtlinie ENSI-G08 regelt die systematische Sicherheitsbewertung. Deren grundlegendes Ziel ist die Bewertung der Betriebserfahrung in den nach Art. 33 Abs. 1 der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11) geforderten Gebieten und der Anlage insgesamt und daraus abgeleitet die Festlegung von Massnahmen zur Gewährleistung und Optimierung der Anlagensicherheit. Des Weiter-

ren sind Änderungen der Anlage bzw. der Aufbau- und Ablauforganisation hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die Anlagensicherheit zu bewerten. Dazu gehören auch die Überprüfung und Nachverfolgung des Erfolgs der getätigten Änderungen. Mit der systematischen Sicherheitsbewertung sollen zudem Muster und Trends, die im Rahmen der Einzelbewertung von Feststellungen nicht sichtbar werden, durch eine geeignete Analyse aller in einem bestimmten Zeitraum erhobenen sicherheitsrelevanten Feststellungen erkannt werden. Daraus lassen sich Rückschlüsse auf die Sicherheit einer Anlage ableiten. Die Richtlinie ENSI-G08 wurde im Juni 2015 verabschiedet.

4.1.2 ENSI-G13: Messmittel für ionisierende Strahlung

Das Inkrafttreten der Verordnung des Eidgenössischen Justiz- und Polizeidepartements vom 7. Dezember 2012 über Messmittel für ionisierende Strahlung (StMmV; SR 941.210.5) am 1. Januar 2013 sowie die Richtlinie ENSI-G01 vom Januar 2011 und die Richtlinie ENSI-B12 vom April 2009 bedingten eine Neuauflage der Richtlinie HSK-G13 vom Februar 2008. Inhaltlich führt die Neuauflage die bewährte Praxis fort. Die Richtlinie enthält Anforderungen an Messmittel für den operationellen Strahlenschutz und an die radiologische Anlagenüberwachung. Sie unterscheidet zwischen der Anlagenüberwachung im Normalbetrieb und jener bei Störfällen. Neu werden vier Massnahmen vorgesehen, mit denen der Einsatzbereich der Messsysteme zur Überwachung der Kaminfortluft für den Normalbetrieb erweitert wird, so dass neben den Edelgas- auch die Iod- und Aerosol-Emissionen bei einer grossen Anzahl von Auslegungstörfällen gemessen werden können. Die Richtlinie ENSI-G13 wurde mit dem Bundesamt für Metrologie METAS abgestimmt und im November 2015 verabschiedet.

4.1.3 ENSI-G20: Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb

Die im Januar 2015 verabschiedete Richtlinie ENSI-G20 enthält Bestimmungen zum ganzen Lebenszyklus von Brenn- und Steuerelementen von der Herstellung bis zur Entsorgungsfähigkeit sowie für sämtliche Betriebszustände vom Normalbetrieb bis hin zu auslegungsüberschreitenden Störfällen. Die Anforderungen berücksichtigen die Grundsätze der gestaffelten Sicherheitsvorsorge für sämtliche Schutzziele.

4.1.4 ENSI-A06: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen

Die im November 2015 verabschiedete Neuauflage ersetzt die Ausgabe vom Mai 2008 der Richtlinie HSK-A06. Sie ist neu gegliedert und enthält aufgrund der Erfahrung mit der probabilistischen Bewertung der Betriebserfahrung eine Präzisierung beim rechentechnischen Vorgehen, die der gängigen Praxis in der Schweiz entspricht. Neu sind latente Fehler sicherheitsrelevanter Ausrüstungen bei der jährlichen Bewertung auszuweisen und zu bewerten.

4.2 Revisionen

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

Die in der Richtlinie ENSI-G04 enthaltenen Anforderungen an die systematischen Sicherheitsbewertungen wurden in der neuen Richtlinie ENSI-G08 aufgenommen, weshalb das entsprechende Kapitel obsolet geworden ist.

4.2.2 ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen

Die Anforderung, über die Resultate aus der systematischen Sicherheitsbewertung von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente zu berichten, wird jetzt durch die neue Richtlinie ENSI-G08 abgedeckt, weshalb sie in der Richtlinie ENSI-B02 gestrichen worden ist. Zudem wird in der Richtlinie ENSI-B02 für die Berichterstattung über die Resultate der systematischen Sicherheitsbewertung auf die neue Richtlinie ENSI-G08 verwiesen.

4.2.3 ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen

Die Neuauflage der Richtlinie ENSI-G13 führte zu verschiedenen Anpassungen der Richtlinie ENSI-B12: Soweit Anforderungen an die Störfallinstrumentierung Messmittel für ionisierende Strahlung betreffen, wird auf die Richtlinie ENSI-G13 verwiesen; ebenso bezüglich der Anforderungen an Nach-Unfall-Probenahme-Systeme. Schliesslich wurden die Begriffsbestimmungen des Anhangs 1 sprachlich überarbeitet.



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 2015 verfolgte das ENSI die konsequente Weiterführung seiner aktuellen **Forschungsstrategie**. Diese setzt ihre Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

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

Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat neben den fachlich-qualitativen Aspekten vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität.

Zum Thema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke** wurden 2015 verschiedene Forschungsarbeiten mit materialwissenschaftlichen Fragestellungen durchgeführt. Diese bleiben einer der grossen Schwerpunkte im Forschungsprogramm.

Das neue Projekt PROBAB am Paul Scherrer Institut wird die wesentlichen Aktivitäten des Projektes PISA-II in den kommenden drei Jahren weiter verfolgen. Hier steht mit der Integritätsbewertung des Reaktordruckbehälters eines der wichtigsten Themen für den sicheren Langzeitbetrieb im Vordergrund.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Schweizer Kernkraftwerke zeigen, dass **extreme Naturereignisse** – insbesondere schwere Erdbeben – einen wesentlichen Beitrag zum Kernschadensrisiko leisten. Das ENSI beteiligt sich am 2015 neu gestarteten Projekt OECD MECOS, welches die numerische Modellierung des Versagensmechanismus von Rohrleitungen unter seismischer Beanspruchung thematisiert. Es wird erwartet, dass die Erkenntnisse aus diesem Projekt in die Bewertung der nach der Neufestlegung der Erdbebengefährdung (2016) anstehenden Sicherheitsnachweise der Schweizer Kernkraftwerke einfließen werden. Extreme Überflutungen an den Flusssystemen von Aare und Rhein sind Gegenstand des Projekts EXAR, bei dem sich das ENSI neben weiteren Bundesinstitutionen beteiligt und das nun in seine Hauptphase eingetreten ist.

Die Forschungsarbeiten in den Bereichen **Stilllegung, Entsorgung und geologische Tiefenlagerung** haben in den letzten Jahren an Bedeutung gewonnen und dieser Trend wird sich voraussichtlich fortsetzen. Im neuen Projekt zur Quartärstratigraphie des Hochrhein-Gebiets wird die Landschaftsentwicklung während des Eiszeitalters im Hinblick auf die Beurteilung von Erosions-szenarien untersucht. Dieses Projekt dient der Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager und ist damit direkt aufsichtsrelevant. Darüber hinaus verstärkt das ENSI sein Engagement beim bereits laufenden Projekt DECOVALEX, indem es ab 2016 die Leitung bei einem Teilprojekt übernimmt. Dieses stützt sich auf das neue FS-Experiment im Felslabor Mont Terri, mit welchem das Verständnis der Stabilität von Störungen in Tongesteinen und der Bedingungen für die Aktivierung der Störungen verbessert werden soll.

Die Strahlenschutzforschung am Paul Scherrer Institut wird sich in Zukunft stärker auf Themen zum Rückbau stillgelegter Kernanlagen ausrichten. Neben den oben aufgeführten Schwerpunktthemen wird das ENSI auch in den kommenden Jahren weitere Forschungsarbeiten, z. B. im Bereich der **Störfallanalysen**, unterstützen. Dies insbesondere mit der Zielsetzung, die Sicherheit der laufenden Kernanlagen weiter zu verbessern.

Im Kontext der Forschungsarbeiten wird das ENSI die umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute internationale Vernetzung aufrechterhalten. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die **internationale Vernetzung** des ENSI seit Jahren hervorragend. Das ENSI beteiligt sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA, darunter als Teil der Schweizer Delegation beim IAEA-Gouverneursrat, und bei der Nuclear Energy Agency der OECD. Seit Ende 2011 hat der Direktor des ENSI den Vorsitz in der «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA), welche auch in den kommenden Jahren eine **kontinuierliche Verbesserung und Vereinheitlichung der Sicherheitsanforderungen** in Europa anstreben wird.

Im Rahmen der Convention on Nuclear Safety (CNS) erreichte die Schweizer Delegation 2015, dass alle teilnehmenden Länder sich auf eine Erklärung einigten. Sie besagt, dass auch bestehende Kernkraftwerke systematisch und regelmässig neu

bewertet werden sollen, um die Sicherheit laufend weiter zu verbessern. Das ENSI wird sich im Rahmen der nächsten CNS-Überprüfungskonferenz im Jahr 2017, bei der es den Vizepräsidenten stellen wird, für eine konsequente Umsetzung dieser Erklärung engagieren. Mit der neuen Mitgliedschaft des ENSI in der **IAEA Commission on Safety Standards** CSS ergeben sich in Zukunft weitere Möglichkeiten zur Einflussnahme auf die Entwicklung der internationalen Sicherheitsvorgaben. Im Jahr 2015 wurden im Rahmen einer **IAEA-Nachfolgemission** («IRRS Follow-up») die Fortschritte des ENSI bei der Umsetzung der seinerzeit formulierten Empfehlungen überprüft. Es konnten sämtliche Empfehlungen und Anregungen, für deren Umsetzung das ENSI zuständig war, erfüllt werden. Das ENSI wird sich auch in Zukunft weiteren IRRS-Überprüfungen unterziehen und aktiv bei der Durchführung solcher Missionen in anderen Ländern mitwirken.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

Brennstoffe und Materialien

OECD Halden Reactor Project	121
SCIP III Program 2014–2019	131
SAFE-II	135
NORA-II	145
PISA-II	155

Externe Ereignisse

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	167
SED-Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen	177
CASH – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	185
Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)	193

Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS	201
LINX	217
MELCOR further development in the area of air ingress and the effect of nitriding	225
The OECD-NEA Benchmark Study of the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2	233
Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident	241

Strahlenschutz

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung	251
---	-----

Entsorgung

Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern	257
HM Experiment	263
FS experiment: in-situ clay faults slip hydromechanical characterisation	268
DECOVALEX 2015	277
Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps	287

OECD Halden Reactor Project

Author and 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, www.ife.no/hrp
Duration of the Project period	2015–2017

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. The programme is built on existing Halden experience and capabilities to produce a variety of test conditions and coolant environments while making reliable in-reactor measurements to study phenomena online and in-situ. In 2015, twelve in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, eight tests underwent PIE and eleven tests were in preparation. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to

high burnup or neutron fluence. The LOCA test series continued with a test on fuel fragmentation, relocation and dispersal. 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 2015, the micro-task methodology for assessing performance effects of HSI features has been used in experiments to collect HRA data. The ISV (Integrated System Validation) project has focused on further development of performance measures for control room validation. Software systems dependability addressed issues related to modernisation of digital I&C systems and the development of safety-critical software, ranging from requirements engineering to final safety demonstration.

Project goals

The Halden Reactor Project's research programme is defined as framework for 2015–2017 [1] and in the detailed plan for 2015 [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 and licence renewals

The main goals of the R&D work in the Man-Technology-Organisation (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 Virtual and Augmented Reality (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

Twelve experiments were irradiated at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while eleven tests were in preparation and eight underwent post-irradiation examinations.

Both as-manufactured fuels and materials and those that have accumulated relevant burn-ups and neu-

tron fluences in commercial nuclear power stations are utilised in these tests. Further, an integrated approach to testing is used whereby fuels and materials from the same source are studied under different conditions in different types of experiments. This enables a more complete knowledge of fuel and material performance to be obtained.

Fuel safety and operational margins

The HRP programme on *Fuel safety and operational margins* aims to generate data for use in design and licensing by studying:

- Integral Fuel Performance
- Separate Effects Fuel Behaviour
- Fuel Behaviour in Transients and under Accident Scenarios
- Cladding Performance and Behaviour

The subjects are explored in experiments designed and instrumented to provide concurrent data on several phenomena, e.g., fission gas release and thermo-mechanical properties.

Integral Fuel Performance experiments address the complex interaction of many phenomena which develop and change with burnup. The generated data can be used for assessing the capability of fuel modelling codes to render interdependencies correctly. Fuel from this type of experiment underwent post irradiation examinations: IFA-681 (a gadolinia fuel test), two rods from IFA-676 (a test with VVER fuel), and two high burnup rods with PWR Gd-U fuels irradiated in the power step rig IFA-720.2 in 2014.

The long term irradiation of two Gd fuel rods is continuing in IFA-676, while two rods with BeO additions to the fuel were temporarily unloaded from IFA-716. Irradiation will continue in 2016 after refabrication since the promising results obtained so far (lower fuel temperatures, no fission gas release compared to the reference fuel) justify further studies of the performance of this type of fuel.

Separate Effects Fuel Behaviour Studies are designed to single out a specific phenomenon as much as possible. One test series under this general theme is related to rod overpressure and clad lift-off studied in IFA-610. The test rod in IFA-610.13, refabricated from a commercially irradiated rod with stress relief annealed M-MDA cladding, continued the comparison of the same cladding material, but with different final heat treatments (SRA vs. RX in IFA-610.12). The rod was temporarily unloaded in April 2015 for repair of the high pressure gas supply system and will resume irradiation in 2016.

The objectives of IFA-744 are to investigate fuel thermal conductivity degradation and recovery mechanisms and to study whether irradiation damage annealing and thermal conductivity recovery are also active in pile. The experiment is designed with several special features, compare Figure 1. The six rods of this test are inserted into individual outer capsules. The fuel temperature can be changed during operation without change of power by introducing suitable He/Ar mixtures in the gap between the outer container and the inner rodlet. Temperatures are measured at two points: in the fuel centre and in the inner cladding or, in one case, at the pellet periphery. In three rods, the fuel-clad gap is filled with liquid metal to improve the heat transfer and the data analysis. The results obtained so far indicate that the effect of irradiation induced defects on thermal conductivity, both in terms of degradation and recovery, can be observed in this experiment.

Fuel Behaviour in Transients and under Accident Scenarios is related to the need to reexamine the safety criteria for loss-of-coolant accidents and to verify their continued validity for new cladding materials and high burn-up fuel. The Halden Project has implemented a LOCA test series (IFA-650) to study the integral in-reactor fuel behaviour under expected and bounding conditions. The activities in 2015 included summarising the four tests with BWR fuel [7], a workshop jointly organised with the NEA Working Group on Fuel Safety (WGFS) [8], and a LOCA test with PWR fuel (M5 cladding) aimed at identifying the threshold for fuel fragmentation. The test was executed on November 26, 2015, and according to a first interpretation

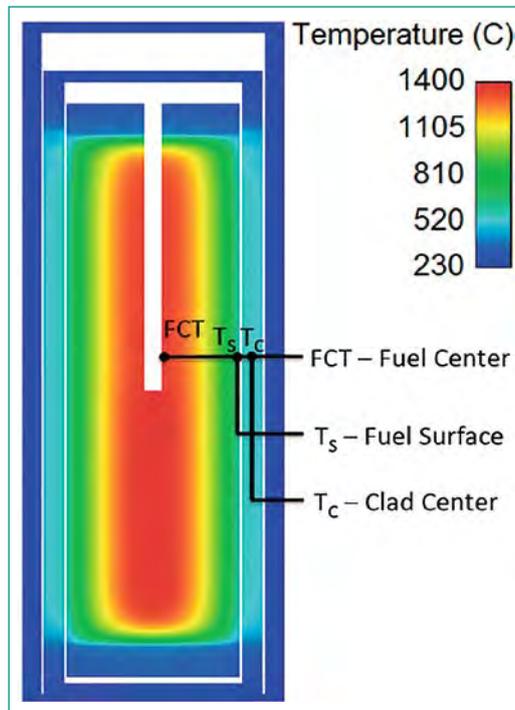


Figure 1: Schematics of the conductivity degradation experiment, IFA-744, with temperature measurement points and temperature distribution (BISON calculation)

of the in-pile rod temperature and pressure data, it was successful.

Cladding Performance and Behaviour deals with the implications of increased reactor core ratings, high discharge burn-up, more aggressive water chemistry conditions, and load following on cladding performance. Work in this programme area comprised PIE on rods from the corrosion test IFA-708, the continuation of this test in a new rig as IFA-785, PIE of coated cladding previously irradiated in IFA-774, and continued irradiation of the PWR cladding creep test IFA-741.

IFA-741 has the objective to study creep behaviour of modern fuel cladding alloys (opt. Zirlo, E110-M,

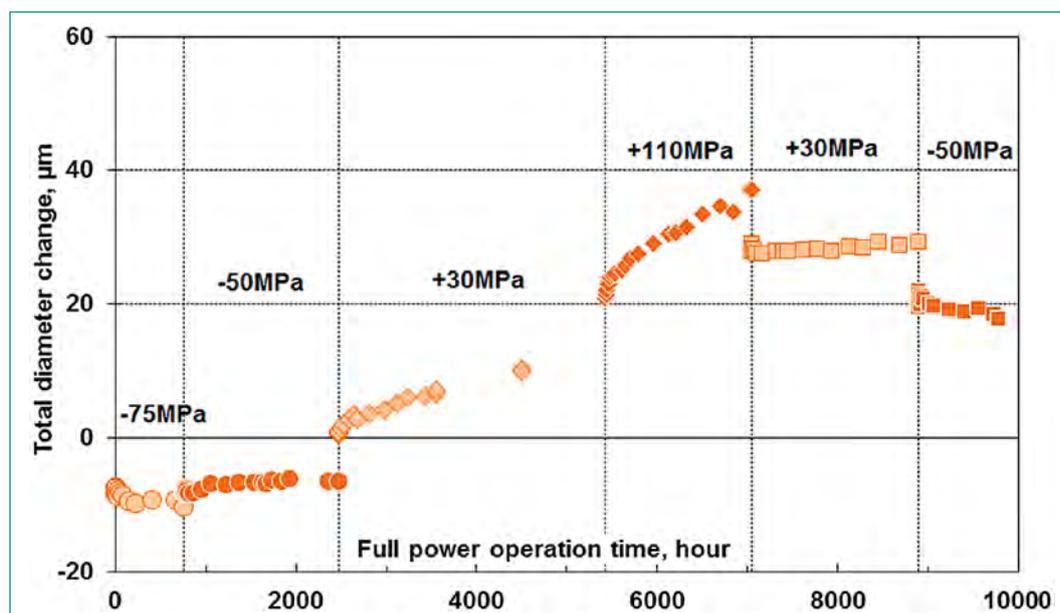


Figure 2: Load and diameter change history of a segment in IFA-741

M-MDA, M5), specifically 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. Figure 2 shows the diameter change history of a segment in that rig.

The experiment confirmed previous observations in similar experiment, namely the recurrence of primary creep on every stress change. Of special interest is the response to the stress change from +110 MPa to +30 MPa at about 7000 hours. Since the load is positive, a positive steady state secondary creep results. However, the stress change is negative which induces a negative transient primary creep.

Plant Ageing and Degradation

The *Plant Ageing and Degradation* programme is aimed at studying the effects of irradiation on reactor vessel internals as the age of nuclear power plants increases. The studies address:

- Extending the materials database on crack initiation and growth behaviour
- Contributing to the understanding of IASCC behaviour
- Studying irradiation induced changes in component mechanical behaviour
- Determining the effectiveness of ageing and degradation countermeasures

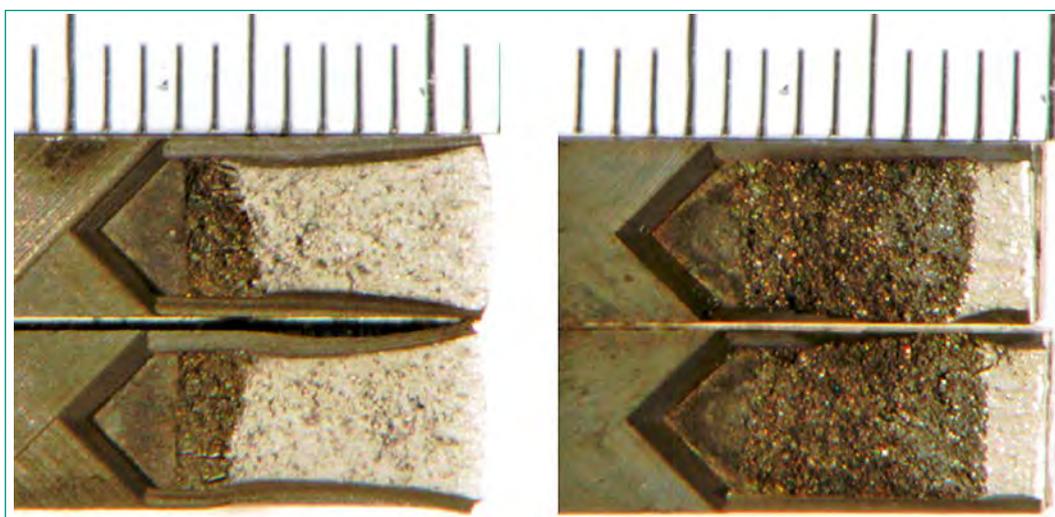
Irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) is a degradation mechanism of concern for core components. IASCC occurs under the combined effects of irradiation, stress and a corrosive environment. The objective of the PWR crack growth rate (CGR) test IFA-772 is to generate longterm CGR data for irradiated materials in PWR conditions with varying Li/B ratios and at

high and low H₂ concentrations. Six compact tension specimens were loaded in March 2014 and unloaded in May 2015. Crack propagation was measured using the Direct Current Potential Drop method, and load was applied to the specimens by means of bellows that were pressurised through an external system. The CGRs for the 5.2 dpa 321 SS and the 4 dpa CW 316 Ti SS samples were similar (in the range 2×10^{-8} – 1×10^{-6} mm/s). Higher CGRs were recorded for the 5.9 dpa 304L SS (1×10^{-7} to 9×10^{-6} mm/s) and the 6-10 dpa CW 316 SS specimen (7×10^{-8} to 8×10^{-6} mm/s). The in-pile measurements were confirmed when the specimens were broken open for inspection of the fracture surface, Figure 3.

Further work in 2015 on material degradation effects included the continuation of the BWR crack initiation study (IFA-733) with the aim to evaluate the benefits of HWC in mitigating the initiation of cracks in irradiated SS materials, and the preparation of a similar test, but for PWR conditions.

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. Related to this issue, creep of oxide dispersion strengthened (OD) steel is measured in IFA-744. Irradiation of IFA-744 began in March 2015. The target stress (350 MPa) and temperature (400 °C) are applied to two different ODS specimens, and the specimen elongation is recorded continuously. The creep of PM2000 was found to be negligible, and the average strain rate of 12% CrODS was 1.7×10^{-6} /h. The test will be continued in 2016 to higher dpa values.

Figure 3:
Low magnification images of fracture surfaces (left: 5.2 dpa 321 SS, right: 6 – 10 dpa CW 316 SS)



Man-Technology-Organisation (MTO) research

The MTO research carried out at the Halden Project is based on the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), a worldwide reference facility for human factor studies and advice on control room engineering. It provides the basis for studies on the performance of control room operators in complex and automated environments. HAMMLAB is complemented by the Virtual Reality Laboratory, a facility for rapid, interactive, high quality design of control rooms. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed. 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 2015 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 empiri-

cal research, with special focus on experiments in HAMMLAB. There is a strong focus on direct cooperation with active groups in the member organisations within this field of research. Main results:

- *Human Reliability Analysis* is one of the focus areas. Member organisations have expressed the need for a more structured way of accessing data from empirical studies. Such a database may be used when performing safety analyses, system evaluations, and for design of interfaces and support tools. The scope of work for 2015 focused on the micro-task database, a methodology for obtaining high volumes of performance data from a short testing session. The method is aimed at documenting the performance benefits and drawbacks of innovative interface features in terms of faster identification times on a component and system level. The micro-task methodology has been further developed by generating standardised reference questions. This is important for the HRA Database so data can be included from various studies. We have also developed technology for automatic coding of eye tracking data so that such data can be directly linked to micro-task data. We have arranged a study at a U.S. utility, and data collection was performed on their training simulator in December 2015. In addition to collecting micro-task data, we have addressed the same topics as in the «Resilient Procedure Use» study last year, by replicating the scenarios and utilizing the EOP Flowchart tool as well as the overview display on tablet applications.

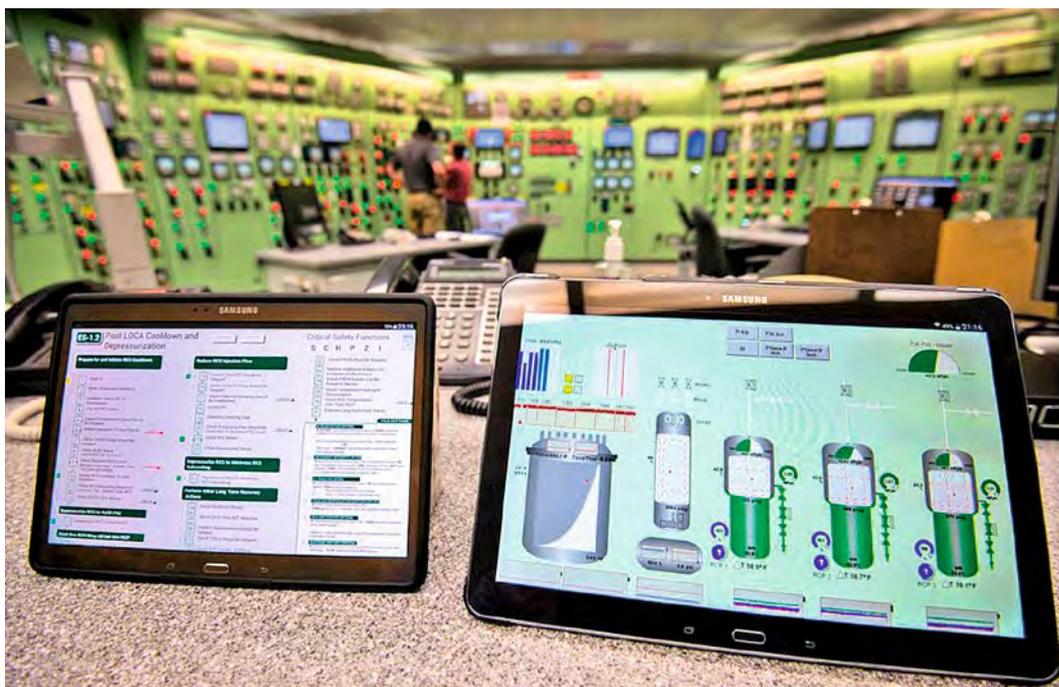


Figure 4: Tablet based overview display and Emergency Operating Procedures in the training simulator

■ *Human and Organisational Factors* research encompass accident management, and how to ensure safe operation in an accident phase in which the control room and the technical support centre are collaborating. The activities concerns information and communication requirements for 1st line emergency preparedness organisations, training control room operators for accident and severe accident management, and safe shutdown during station blackout. A workshop meeting was organised in Halden 20–21 May on «Accident Management and Operation» in order to identify critical human factors challenges and to inform and guide these research activities (as well as the HRA activities). In the training project, it was found that teamwork competence requirements are not identical across the operational states. Training that covers all competence aspects would promote the development of adaptive expertise.

Control Centre Design and Evaluation

■ The goal is to develop a new Integrated System Validation (ISV) methodology with improved indicators of the control room's contribution to plant safety. Current ISV methodology has limitations in terms of unclear safety implications of recommended performance measures, limitations in terms of identifying causes for performance, and is mainly suitable for modernisation projects due to the reliance on the benchmark approach to performance requirements. Using the ISV Measurement Framework as a starting point, the Project developed the Supervisory Control and Resilience Evaluation (SCORE) measure. The SCORE measure integrates performance dimensions such as task performance, situation aware-

ness and teamwork. A series of experiments has been carried out to investigate the validity of the SCORE measure for control room evaluation and for team self-evaluation. In addition to testing the SCORE measure specifically, this work is expected to result in a basis that can be used generically to improve human performance measurements. Work has also been ongoing to expand the ISV Control Room usability questionnaire currently covering overview information, alarm handling and navigation, to include operating procedures, process formats and trend information. This work has been performed by CIEMAT (Spain) in cooperation with the Halden staff. In addition, the Project has taken an active role and participated as a member of the NEA WGHOF Task Work Group on ISV.

Decommissioning

Decommissioning has been introduced in this 3-year programme. An increasing number of organisations are adopting 3D simulation technology to support the decommissioning of aged nuclear installations, with the intention of optimising costs and safety. The scope of this activity is to investigate how emerging information technologies, including 3D simulation, advanced user interfaces, and mobile computing, can be utilised for optimising safety and costs in the decommissioning of nuclear installations.

■ The decommissioning activities have carried out interviews and visited stakeholders involved in planning decommissioning work, documenting current work practices and perceived needs for new methods and technologies. A decommissioning interest group has been established for HRP members.

■ A case study has been done in the Halden Reactor, demonstrating job and radiological simulation technologies applied to optimise safety. A software prototype tool has been developed to support radiological characterisation (registration of data in the field), a key activity in decommissioning planning. Work is in progress on prototyping strategic planning tools based on industry feedback. Our existing radiological transport model has been adapted to run on mobile devices to support on-site radiological characterisation and 3D scanning. An analysis of industry needs for training and briefing, in particular for nuclear facilities transitioning from an operating to a decommissioning state, is in progress.

Figure 5:
In-situ 3D radiological
plant information
capability supporting
in-situ radiological
characterisation
(for decommissioning
or maintenance)



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.

■ **Performance Monitoring Models.** The objective is to provide techniques for implementing online process monitoring using a combination of physical and data driven modelling techniques. Supplementing physical models with empirical techniques is assumed to improve the accuracy and reliability of the estimation of the actual process state, thus ensuring that operation is maintained within safety margins. Work has concentrated on developing a degradation model for a condenser using parameters calculated with a turbine cycle model based on first principles and data reconciliation. The parameters of the condenser model are optimized based on plant data for an entire operating cycle. The optimized condenser parameters were used in a degradation model with the target of providing detailed information on the status of the condensers with respect to e.g. fouling. This work was done in cooperation with VTT in Finland with process data provided by the Loviisa NPP.

■ **Diagnostic Decision support.** A common diagnostic task is the determination of whether some observed anomalous residuals are due to a component or instrumentation fault, or whether the anomalous readings reflect actual changes in the process state, in which case the diagnostic task includes ascertaining the root cause(s) of these changes. The focus of this activity has been based on a multipurpose view of systems through use of goal- and function-oriented techniques, e.g. the Multilevel Flow Modelling (MFM) method for modelling particularly mass, energy and control functions in complex industrial processes. MFM has been used in early fault detection and fault-tolerant supervision and control applications, and in reasoning about how to achieve the required control functions in the presence of faults. The MFM Suite, which includes graphical editors for both MFM and process modelling, has been updated with

new features, including a meta-level display of the different MFM model modes and the transitions between modes which provides a better overview of the project models. In addition, the application includes network server functionality which allows external applications to retrieve online data on MFM function states and process sensor values. In order to facilitate a distributed team of, e.g., control room and field operators to gain common understanding of a process situation regardless of their location, an Android-based model viewer, the MFM Viewer, displaying both the MFM and process models, has been developed. The application includes network client functionality to retrieve and display updated MFM function states and process sensor values for the selected models.

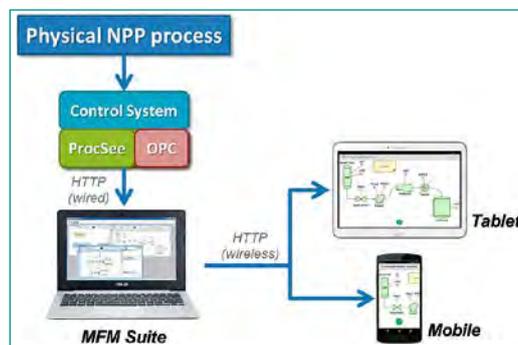


Figure 6: Diagnostic Decision support based on the MFM method provided on portable devices.

Software systems 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 topics important both to design and production of digital I&C as well as safety assurance and licensing issues. Summary of activities:

- Research has progressed on a number of important activities related to the development of safety-critical software, ranging from requirements engineering to final safety demonstration. For the activity on Digital I&C requirements, a preliminary study has identified the relationship between quality models and the requirements engineering process. A systematic literature review has been undertaken to select quality models that address safety and security attributes, which will be used to improve the requirements engineering process.
- In the work on DI&C assurance, some research problems are related to how the hazard and failure analysis techniques are used by stake-

holders, and differences between the practical and theoretical application. Another research question is how new and emerging techniques fit into DI&C hazard and safety analysis in the nuclear domain. Yet another research question is how the new techniques perform and to which extent they fulfil or replace «traditional» techniques. Internal workshops point towards different needs among member organisations and the next step will be involvement in projects where HRP members participate to obtain the information needed. Interviews with particular stakeholders are a possible solution to get access to qualitative data.

- In the safety demonstration activity, a case study has been started on reviewing safety documentation of Digital I&C from a real submittal. The initial work has been discussed in an expert group meeting, providing directions for the continued work on the case study. Currently, a notation for safety reasoning is being created.

National Cooperation

In the materials programme, transmission electron microscopy on materials from IFA-638 (corrosion behaviour of modern zirconium based claddings to high burn-up under PWR conditions) were summarised and published in the 2015 ASTM symposium on «Zirconium in the Nuclear Industry» [9]. The Fuels programme is supported by LOCA calculations performed at PSI; and the summary of the LOCA tests with BWR fuel [7] includes the design and post-test calculations performed by PSI. The HRP-WGFS LOCA workshop [8] was supported by the attendance of four participants from Switzerland and two presentations [10, 11]. PSI is also actively using other Halden reactor experiments, e.g., the rod overpressure/clad lift-off tests which are being evaluated with the FALCON code for publication.

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. Further, the NEA Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF) is another meeting arena where

also the Halden Project is participating, and this further enhances the cooperation with ENSI.

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 summer school on «Fuel assembly and cladding materials» was arranged in Halden 24th–27th August, 2015.

The last Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held at Røros, Norway, 7th–12th September 2014 with several participants from Switzerland. The next EHPG meeting will take place in Sandefjord, Norway, 8th–13th May 2016. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

The activities in 2015 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 joint programme of the OECD Halden Reactor Project is agreed upon for three years. The achievements of the 2012–2014 programme are summarised in [6]. 2015 was the first year of the 3-year period 2015–2017 in accordance with the 2015–2017 framework programme [1] and the annual programme for 2015 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2016 has been defined [5]. SNERDI-Shanghai (China) and

CGN-Shenzhen (China) entered as new Associated Parties to the Project in 2015. This means that there are currently 20 member countries, and the Project continues to look for new members to join.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015–2017, HP-1390
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015, HP-1431
- [3] Status Report January–June 2015, HP-1474
- [4] Status Report July–December 2015, HP-1485 (to be issued in 2016)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2016, HP-1475
- [6] Achievements of the Halden Project Programme in the 2012–2014 Period, Executive Summary, HP 1454, May 2015
- [7] W. Wiesenack, «Summary and Comparison of LOCA Tests with BWR Fuel in the Halden Reactor Project Test Series IFA-650», HPR-383, June 2015
- [8] W. Wiesenack, «Minutes of the HRP-WGFS workshop on fuel fragmentation, relocation and dispersal», HWR-1147, July 2015
- [9] Sousan Abolhassani et al., «TEM examinations of metal-oxide interface of zirconium based alloys irradiated in Halden reactor–IFA-638», 18th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, May 15–19, 2016, Hilton Head, SC, USA
- [10] V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, «Fission Gas Trapping at the Pellet-Cladding Bond Layer during Base Irradiation», HRP LOCA Workshop 2015, May 20–21, Aix-en-Provence, France
- [11] J. Bertsch, M. Chollet, C. Degueldre, D. Grolimund, G. Kuri, C. Mieszczyński, «(High) burn-up micro-structural changes», *ibid*

SCIP III Program 2014–2019

(Progress report year one)

Author und Co-author(s)	Francesco Corleoni
Institution	SCIP III Project Manager, Studsvik
Address	SE-611 82 Nyköping, SWEDEN
Phone:	+46760021106
Duration of project	5 years (2014–2019)

ABSTRACT

The Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) first phase was launched in 2004. It was a 5 year OECD/NEA Joint Project operated by Studsvik with about 30 participating organisations, including regulatory bodies, research institutions, utilities and fuel suppliers from 13 different countries. SCIP I prioritised studies on cladding, related to fuel rod failures driven by pellet-cladding mechanical interaction (PCMI).

The objective of the second 5 year phase of SCIP (SCIP II) with an extended group of participants was to deepen the understanding of mechanisms leading to fuel failures driven by PCMI, in particular failures due to stress corrosion cracking (pellet-cladding interaction, PCI) and failures caused by hydrogen-assisted fracture. A wide selection of materials was available for this program, including advanced pel-

let materials with different types of dopants and additives.

The third phase 5 year phase of the SCIP (SCIP III) is now focusing on experimental work related to fuel rod behaviour in loss of coolant accident (LOCA) transients. In particular, the work is concentrating on fuel fragmentation, relocation and dispersal of fuel. The program is also studying fuel performance in non-safety related off-normal temperature transients, as spent fuel pool cases. Furthermore, following up the extensive studies performed on Pellet Cladding Interaction (PCI) in SCIP I and SCIP II, the third phase is complementing work performed on the mitigating effect of ramp rates and oxygen impact.

Project will be completed in 2019 and now it is in its second year of work.

Project Goals

The Studsvik Cladding Integrity Project, SCIP, was launched in 2004. It was a 5 year OECD/NEA Joint Project operated by Studsvik with about 30 participating organizations, including regulatory bodies, research institutions, utilities and fuel suppliers from 13 different countries. SCIP I aimed at studying basic phenomena of fuel rod failures, in particular stress corrosion cracking (pellet-cladding interaction, PCI), delayed hydride cracking (DHC) and failures due to hydrogen embrittlement (HE), all driven by pellet-cladding mechanical interaction (PCMI), thus contributing to a better understanding of fundamental failure mechanisms. PCMI was studied in a number of ramp tests, providing cladding stress and strain data, suitable to be used for modelling. Key parameters important for hydrogen induced failures are now much better understood thanks to SCIP I and could in many cases be quantified. In the case of failures caused by stress corrosion cracking from the inside of the fuel rod (PCI), equipment simulating in-core conditions was significantly improved.

As SCIP I focused on cladding studies, the objective of the second 5 year phase of SCIP (SCIP II) was to deepen the understanding of mechanisms leading to fuel failures driven by pellet-cladding mechanical interaction (PCMI), in particular failures due to stress corrosion cracking and failures caused by hydrogen-assisted fracture. A wide selection of materials was available for this program, including advanced cladding and pellet with and without different types of additives.

More than 1000 old ramps were collected and analyzed and ramp testing and post-irradiation examinations (PIE) were performed on different types of fuel rods, in order to extend the knowledge on the pellet-cladding mechanical interaction and to evaluate the dimensional changes and the relations between different parameters like burnup, linear heat rate, pellet temperature, hold time and pellet type. In addition microstructural and microchemical investigations of fuel pellets before and after ramp testing were performed using electron microscopy and laser ablation. The influence of crack patterns on the PCI threshold was investigated using mandrel testing, and local stress and strain distributions after testing were evaluated. Also the cladding behavior was investigated, complementing the hydrogen embrittlement and delayed hydride cracking studied in SCIP I, by studying the local mechanical properties

of hydrides and of the matrix using nanoindentation and the effect of hydrides and of hydrogen in solid solution on creep/relaxation behavior. Modelling workshop were also conducted on PCI performance.

The SCIP II program review group received frequent information updates on the loss of coolant accident (LOCA) test program performed by Studsvik on behalf of the U.S.NRC. and it became obvious, considering also the Fukushima accident, that the international community needed to understand more on LOCA and on some related issues. Therefore the third 5 years of the SCIP program (SCIP III) were chosen to be dedicated to LOCA and the program was launched in 2014. The main objectives are to support the nuclear community by analysing and quantifying the thresholds of fuel fragmentation in a LOCA transient, the fuel response in overheating transients including axial load in the LOCA quench phase and the mitigating effect on PCI of the ramp rate and oxygen. The participation to the program was larger than then past programs and new countries joined.

The work is planned to be performed in three tasks:

■ **Task 1: LOCA and off normal temperature transients**

In this task the fuel and cladding integrity under LOCA and off-normal temperature transients are analyzed by a large experimental program. In particular the work concentrate on identifying threshold for fuel fragmentation, relocation and dispersal, the fuel and cladding performance in non-safety related off-normal temperature transients, and also fuel rod resistance to axial load during a LOCA transient.

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

In this task the focus is on achieving data on some open PCI issues, such as slow ramp rate effect and oxygen mitigating effect. The mandrel test developed during the SCIP programs, is the main methodology to be used and microscopy investigation will support the understanding. Some in pile ramp test are also planned.

■ **Task 3: Modeling**

In this task pre- and post-test calculations using existing codes and models are performed and are of support for the design of test matrices and

selection of test parameters. It also is expected to improve evaluation/interpretation of the experimental results and to identify model improvements for LOCA and fuel fragmentation behavior.

Work carried out and results obtained

During the first year and half a big part of the technical program has been performed.

As part of Task 1, LOCA and off normal temperature transients, a new LOCA equipment has been designed and built, 5 integral LOCA tests and 18 furnace tests have been performed with the associated investigations as gamma scanning, profilometry, sieving, H measurement, ceramography/metallography, SEM and laser ablation. Tests concerning the axial load will be performed during 2016.

As part of Task 2, Pellet-cladding interaction (PCI), the design of a mandrel equipment in which iodine and oxygen can be controlled has been completed. Also 2 mandrel tests have been performed.

In Task 3, Modeling, partners have been identified and work is on going with CEA, NRC, Studsvik Scandpower and MTA EK. Simulation of base irradiation and LOCA test in Halden reactor and mandrel test have been performed.

International Cooperation

The SCIP III program is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which more than 30 international organizations of 14 countries 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 III meetings twice a year.

SAFE-II

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, P. Spätig, J. Bai, Z. Que, S. Rao Gorja
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 http://www.psi.ch/Inm/
Duration of project (from–till)	January 1, 2015 to December 31, 2017

ABSTRACT

Within the SAFE-II project, the stress corrosion cracking (SCC) initiation behaviour in Alloy 182 weld metal of dissimilar metal welds (DMW) as well as environmental effects on rapid fracture in low-alloy (LAS) and fatigue initiation in austenitic stainless steels (SS) under boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) conditions are evaluated. In 2015, the following interim results were gained:

Sub-project-I – SCC Initiation in Ni-base alloys and SS: Accelerated SCC crack initiation and short crack growth tests with sharply notched fracture mechanics specimens under combined slow rising load – constant load conditions at 50 ppb (NiO), 253 ppb (Ni/NiO) and 600 ppb (Ni) DH revealed a maximum in SCC initiation susceptibility and SCC crack growth rate at the Ni/NiO boundary under BWR/HWC conditions at 274°C. Slow strain rate tests with smooth, tapered specimens showed a minimum in threshold stress for SCC initiation of ~460 MPa (maximum in susceptibility) at 253 ppb DH and the Ni/NiO boundary. A first long-term constant load SCC initiation experiment with smooth tensile specimen at the Ni/NiO boundary started in the new multiple specimen initiation facility this fall and first results are expected for January 2016. Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at selected, favourably oriented, random high energy, high angle grain boundaries that were intersecting the specimen surface. Grain boundaries with a large Schmid factor misfit

(strain incompatibility) seemed to be particularly prone to SCC crack growth.

Sub-project-II – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: 2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel caused a marginal hardening and softening (yield stress) in tensile tests in air at 25 and 288°C, respectively, and a significantly more pronounced reduction in ductility (reduction of area). The resulting embrittlement was more significant at 25°C, at higher hydrogen contents in the steel, in the simulated coarse grain heat-affected zone material with higher yield stress and the steel with high susceptibility to dynamic strain ageing. In contrast to the room temperature tests, the embrittlement is strain rate dependent at 288°C with a maximum of embrittlement at a strain rate of 10^{-2} s^{-1} that was attributed to the matching of dislocation and hydrogen atom mobility.

Hydrogen pre-charging and exposure to high-temperature water did not deteriorate the initiation toughness and tearing resistance at 288°C in the RPV base metal in the investigated loading rate range, although a clear change in fracture morphology and deformation structures was observed that was very similar to that in EPFM and tensile tests in air after hydrogen pre-charging. First tests with simulated coarse grain heat-affected zone material indicated a potential toughness reduction in high-temperature water.

Sub-project-III – Environmental assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: A series of load-controlled fatigue tests at a loading fre-

quency of 0.17 Hz with and without mean stress and a triangular waveform were performed with solid and hollow specimens at 288°C in air and BWR/HWC environment to address the issue of mean stress influence on EAF. Without mean stress, exposure to BWR/HWC environment resulted in a reduction of the fatigue initiation life by a factor of ~2 in the same range as predicted by the NUREG CR-6909 approach and both the fatigue endurance limit and environmental threshold stress amplitude seemed to be in the range of 155±5 MPa. Environmental factors $F_{en} = N_{air}/N_{water}$ seemed to be independent on stress amplitude at zero mean stress. An unusual mean stress effect was observed in air and BWR/HWC environment that is mainly

related to the observed non-negligible cyclic plasticity. In air, both tensile and compressive mean stress increase the fatigue life with respect to zero mean stress. In high-temperature water, small tensile mean stresses of +10 to 20 MPa reduce the fatigue life, while larger ones and compressive ones increase it like in air. The mean stress seems to modify the fatigue endurance limit in air and high-temperature water in a different way. With a tensile mean stress, the environmental factors F_{en} seemed to strongly increase with decreasing stress amplitude below 190 MPa close to the fatigue endurance limit. The SWT mean stress correction cannot capture the observed mean stress effects in air and high-temperature water at small stress amplitudes.

1. Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (31 to 46 years), the 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 SS, nickel-base alloy, carbon and LAS PPBC in the last three decades. Criti-

cal components are thus periodically inspected by non-destructive examination to detect defects before they reach a critical size necessary for rapid fracture. [2, 3]

An accurate knowledge on the degradation of the toughness and fracture properties of these materials during service and of the system conditions that 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-II project (2015–2017) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of stress corrosion cracking (SCC) and environmental effects on fatigue and rapid fracture in safety-relevant PPBC [3]. It consists of three sub-projects (Table 1) and three PhD projects. SAFE-II contributes to the maintenance of an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Furthermore, the generated know-how is made available to ENSI for

Sub-project	Topic	Share
SP-I	SCC initiation in austenitic Ni-base alloys & stainless steels	40 %
SP-II	Environmental effects on rapid fracture and tearing resistance	50 %
SP-II	Environmental effects on fatigue initiation in stainless steels	10 %

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

expertise work and on-call projects. Several activities are linked to international projects, which further amplifies the benefit for ENSI.

3. Performed Work and Results

3.1. Sub-Project I – SCC Initiation in Nickel Alloys and Stainless Steels

This sub-project consists on the PhD project of J. Bai [4, 5] that started in September 2013 and on the participation in three international projects (EU/NUGENIA MICRIN & MICRIN+) and Round Robin programs (ICG-EAC, ECG-COMON) in the field of SCC initiation. MICRIN is an international in-kind research program to develop and evaluate an accelerated SCC initiation technique. Five slow strain rate tests (SSRT) at different strain rates with tapered specimens from a highly cold-worked SS were performed at PSI in simulated BWR/HWC environment this year. The final conclusions of the complete MICRIN program can be expected for the beginning of 2016. In MICRIN+, the developed technique will be applied to SCC initiation testing on Alloy 182 weld metal. The ICG-EAC Round Robin program on SCC initiation is currently in preparation and will start in 2016. In the following, the main interim results of the PhD project are summarized only.

During the last decade(s) several SCC incidents occurred in Alloy 182 dissimilar metal welds in BWRs and PWRs, which seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases [6]. SCC crack growth and possibly initiation are strongly affected by the dissolved hydrogen (DH) content in Ni-base alloys. The main scientific goal of this PhD thesis is to evaluate the unexplored effect of DH contents on the SCC initiation and short crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR/HWC conditions at 274 °C and to identify the underlying mechanisms. The results will help to identify optimal DH levels for SCC mitigation in BWRs.

For statistical verification and metallographic studies (SEM/EBSD/EDX, TEM/EELS, XPS, XRD, Raman) on the initiation mechanism, additional accelerated SCC crack initiation and short crack growth tests were performed with sharply notched fracture mechanics specimens (with tri-axial notch stress state) under combined slow rising load – constant load conditions at 50 ppb (NiO stability region), 253 ppb (Ni/NiO phase boundary) and 600 ppb DH (Ni stability region) with on-line crack initiation monitoring by the reversed direct current potential drop (DCPD) and electrochemical noise technique. Each experiment took a few months. As under PWR conditions at higher temperatures (and thus higher DH levels), a maximum in SCC crack growth rate and initiation susceptibility was observed at the Ni/NiO boundary under BWR/HWC conditions at 274 °C (Figure 1) [4, 5]. The effect of DH was further confirmed by tests with changing DH levels (e.g., 253 ppb → 600 ppb → 253 ppb) during the SCC crack growth phase.

In a second step, SSRT tests at a nominal strain rate of $5 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ were performed with smooth, tapered specimens with varying diameter along the gauge section. The maximum (~ uni-axial) stress levels in the gauge section thereby varied between the yield stress and ultimate tensile strength. Micro-crack formation along the gauge section was studied quantitatively in great detail by light and scanning electron microscopy in the frame of the internship of Mrs. C.-J. Tsai from National Tsing Hua University (Taiwan). A minimum in threshold stress for SCC initiation of ~460 MPa (maximum in susceptibility) was observed at 253 ppb DH and the Ni/NiO boundary (Figure 2). Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at selected, favourably oriented, random high energy, high angle grain boundaries intersecting the surface and were roughly oriented perpendicular to the loading axis. Grain boundaries with a large Schmid factor misfit (strain incompatibility) seemed to be particularly prone to SCC crack growth. The micro-crack density was increasing with increasing stress and decreasing DH level. A maximum in micro-crack lengths was observed at 253 ppb DH and the Ni/NiO boundary at comparable stress levels.

Fig. 1 (left):
Maximum in SCC crack growth and initiation susceptibility at the Ni/NiO phase boundary.

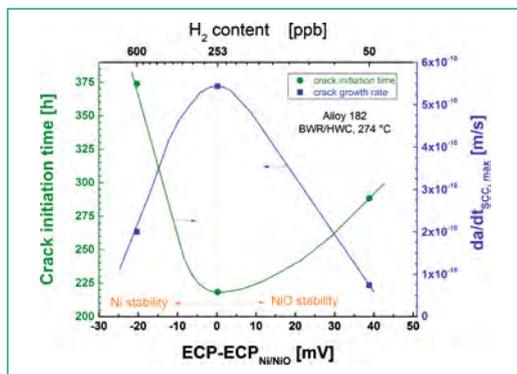


Fig. 2 (right):
Minimum stress threshold for SCC initiation at the Ni/NiO phase boundary.

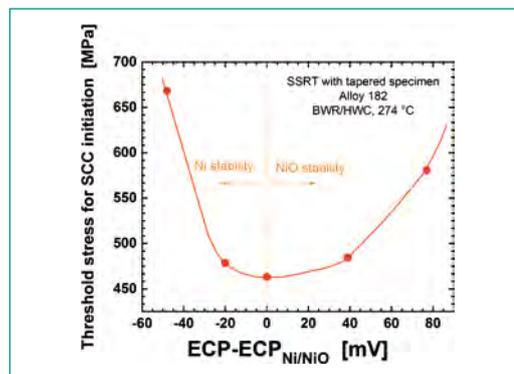


Fig. 3 (left):
Effect of strain rate on hydrogen embrittlement.

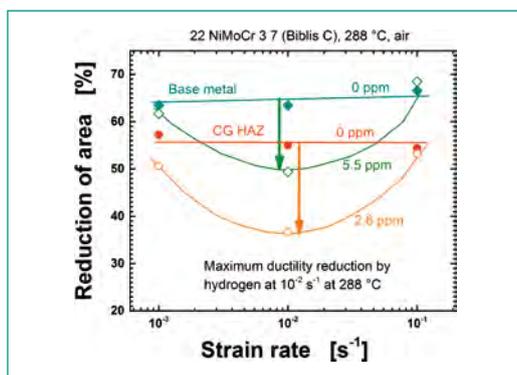
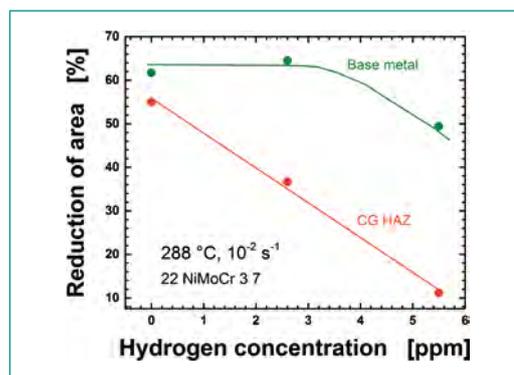


Fig. 4 (right):
Effect of hydrogen content on hydrogen embrittlement.



After elimination of several technical teething troubles in pre-tests, the first long-term constant load SCC initiation experiment with smooth tensile specimens at the Ni/NiO boundary started in the new multiple specimen initiation facility this fall. First results are expected in January 2016.

3.2. Sub-Project II – 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 industry. This sub-project aims to establish the role of the environment and hydrogen on the fracture and mechanical behaviour of RPV steels in the LWR temperature regime and identify critical combinations of metallurgical (steel sulphur content, yield stress, susceptibility to dynamic strain ageing (DSA)), environmental (temperature, hydrogen and oxygen content) and loading conditions (strain rate), which may result in significant environmental and hydrogen effects. This work is a systematic extension of the pre-study in SAFE-I [5, 6] and is

performed in the frame of a new PhD (Z. Que) and Post-Doc project (Dr. S. Rao Gorja) that started in March 2015.

The effect of hydrogen and high-temperature water on the mechanical and fracture behaviour was evaluated by tensile and elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests in air with electrochemical pre-charging and EPFM experiments in hydrogenated and oxygenated high-temperature water in refreshed high-temperature water loop autoclave systems, respectively. The tests were complemented by post-test evaluations on the fracture and deformation mechanism by optical, scanning and transmission electron microscopy. [5, 6]

2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel caused a marginal hardening and softening (yield stress) in tensile tests in air at 25 and 288°C, respectively, and a significantly more pronounced reduction in ductility (reduction of area). The resulting embrittlement was more significant at 25°C, at higher hydrogen contents in the steel, in the simulated coarse grain heat-affected zone (CGHAZ) material with higher yield stress (Figures 3 and 4) and RPV steel with high DSA susceptibility.

In contrast to the room temperature tests, the embrittlement is strain rate dependent at 288°C with a maximum of embrittlement at a strain rate of 10^{-2} s^{-1} (Figure 3) that was attributed to the matching of dislocation and hydrogen atom mobility. At 288°C, the embrittlement seems thus to

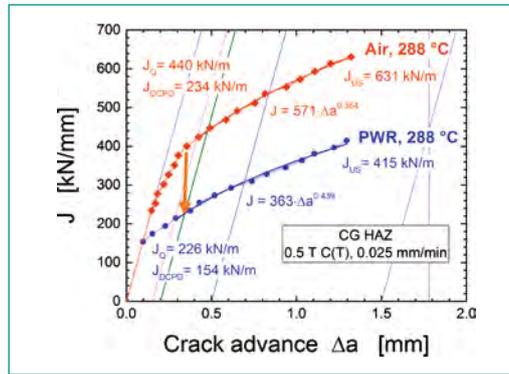
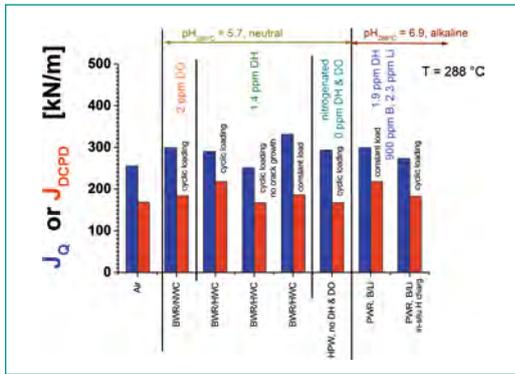


Fig. 5 (left): Comparison of initiation toughness of RPV base metal at a loading rate of 0.25 to 0.35 mm/min at 288 °C in air and different environments.

Fig. 6 (right): J-R curves of CGHAZ material in air and PWR environment indicating a reduction of initiation toughness by the PWR environment.

occur in a narrow strain rate range only. Furthermore, the hydrogen trapping at inhomogeneously distributed (oxide and MnS) inclusions had a significant effect on the embrittling tendency and resulted in large specimen to specimen scatter in hydrogen charged specimens only.

Without hydrogen, ductile fracture by micro-void coalescence and a cup and cone macroscopic fracture appearance were observed in air. The presence of hydrogen always resulted in predominant ductile shear fracture during tensile tests (inclined at ~45° to the loading axis) that, besides micro-void coalescence (with shear dimples), additionally involved various amounts of quasi-cleavage and secondary cracking as well as macro-void (> 100 μm) formation also. This is a clear indication of hydrogen-induced enhanced local plasticity. At 25 °C, the area fraction of quasi-cleavage and brittle features at inclusions on the fracture surface is much higher and correlated fairly well with the corresponding degree of embrittlement. This is clearly related to the higher hydrogen trapping efficiency at 25 °C.

Severe hydrogen pre-charging resulted in unstable brittle cracking and a moderate reduction in initiation toughness in EPFM tests at room temperature in the base metal. Under the same conditions at 288 °C, hydrogen pre-charging did not deteriorate the toughness properties and stable ductile crack growth occurred.

Exposure to high-temperature water (BWR/HWC, PWR, BWR/NWC, 288 or 150 °C), or with additional electrochemical in-situ hydrogen charging (PWR) for 12 days (up to 32 days) did not reduce the initiation toughness and tearing resistance of the base metal in the investigated loading rate range (Figure 5), although a clear change in fracture morphology and deformation structures was observed that was very similar to that in EPFM and tensile tests in air after hydrogen pre-charging. The crack-tip strain rate in the EPFM tests with fastest

loading rate were a magnitude lower than the critical strain rate of 10⁻² s⁻¹ with maximum embrittlement in tensile tests. A more pronounced effect might thus be expected in future experiments with higher loading rates. In contrast to the base metal, first EPFM tests in high-temperature water and air indicate a potential reduction of initiation fracture toughness in simulated PWR conditions for the CGHAZ material (Figure 6), but further tests are needed for sound conclusions.

3.3. Sub-Project III – 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. The various recent fatigue code modifications for incorporating environmental effects are related to some relevant uncertainties and potential undue conservatism and their practical application is rather complex. Thus they have found little acceptance in the nuclear industry so far and new international efforts (EPRI EAF, INCEFA+) were started to close some important knowledge gaps. These gaps are related to the effects of mean stress, surface conditions, long static load hold periods, multiaxial loading, load history or changing temperatures and strain rates.

This sub-project is the Swiss contribution to the international EU EURATOM HORIZON 2020 project INCEFA+ (2015-20) that started in Summer 2015 [7]. The focus of INCEFA+ is placed to the effect of mean stress, surface conditions and long static load hold periods on environmental assisted fatigue (EAF) in stainless steels under PWR conditions. Furthermore, a European methodology for EAF evaluations and an EAF data collection within the JRC MATDB data base shall be developed and

built-up. The PSI part is covered by a new PhD thesis project that will start in spring next year and is mainly dealing with the effect of mean stress and stress state on EAF in stainless steels in PWR and BWR/HWC environments. The magnitude of these effects in air and high-temperature water and the adequacy or inadequacy of the typical mean stress corrections (e.g., Smith-Watson-Topper) for EAF shall be evaluated and modelled and the underlying mechanism be identified.

A series of load-controlled fatigue data with and without mean stress and triangular waveform have been obtained with solid and hollow specimens at 288 °C in air and BWR/HWC environment to address the issue of mean stress influence on the EAF behaviour of a 316L austenitic SS. The mean stress and stress amplitude were varied between -20 and +50 MPa and 150 and 190 MPa, respectively. The pressure inside the hollow specimens was varied between 80 and 200 bars. Metallo- and fractographic studies by SEM and TEM of selected specimens were performed in collaboration with Mr. M. Heczko from Brno University of Technology, who did a part of this work during a three month guest scientist stay at PSI. The interim results were summarized in two conference contributions [8, 9]. Within the varied pressure range, both the hollow and massive specimens resulted in a similar fatigue life to that in air. The measured fatigue life differences are within the usual scatter of fatigue data, and no systematic trend with the pressure was observed. For the applied loading frequency of 0.17 Hz, the resulting strain amplitudes and strain rates at half-life were slightly below the threshold strain rate and in the range of the threshold strain amplitude for environmental effects for fatigue in strain-controlled LCF tests. Without mean stress, exposure to high temperature water resulted in a reduction of the fatigue initiation life by a factor of ~2 above the fatigue endurance limit. This reduction was similar to that predicted by the environ-

mental factor approach of NUREG CR-6909 or JNES-SS-071. For zero mean stress, both the fatigue endurance limit and environmental threshold stress amplitude are in the range of 155 ± 5 MPa, but further, very time consuming tests are needed for a better definition of these thresholds. Environmental factors $F_{en} = N_{air}/N_{water}$ seemed to be independent on stress amplitude at zero mean stress. An unusual mean stress effect was observed in air and high-temperature water in this material that is mainly related to the observed non-negligible cyclic macroscopic plastic deformation well below the 0.2 % yield stress from monotonic tensile tests and increase in cyclic (secondary) hardening with mean stress. In air, both positive (tensile) and negative (compressive) mean stress increased the fatigue life with respect to zero mean stress. In high-temperature water, small positive mean stress of +10 to 20 MPa reduced the fatigue life, while larger ones and compressive ones increased it like in air (Figure 7). The slight reduction of fatigue life at a small positive mean stress in the hollow specimens may result from the influence of the internal pressure that creates slightly different strain amplitudes and mean strains in comparison to massive specimens, or from the environment itself [8, 9]. Note that this small fatigue life reduction at a small positive mean stress (<20 MPa) is practically irrelevant from an engineering point of view but appears to be systematic. Thus, based on this observation, the future investigations will be focused on positive mean stress greater than about 20 MPa but smaller than 100 MPa.

The mean stress seemed to modify the fatigue endurance limit in air and high-temperature water in a different way. The environmental reduction of the fatigue endurance was significantly higher with positive tensile stress than without mean stress. With a tensile mean stress, the environmental factors F_{en} appeared to strongly increase with decreasing stress amplitude below 190 MPa

Fig. 7 (left):
Effect of mean stress on fatigue life in BWR/HWC environment.

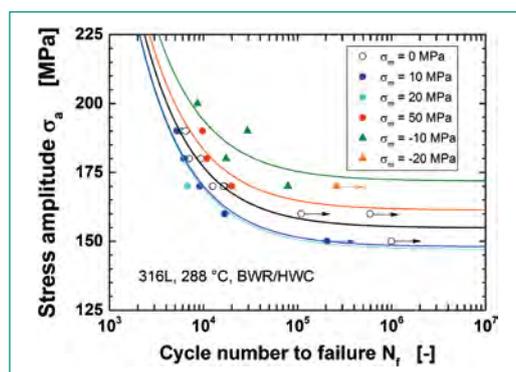
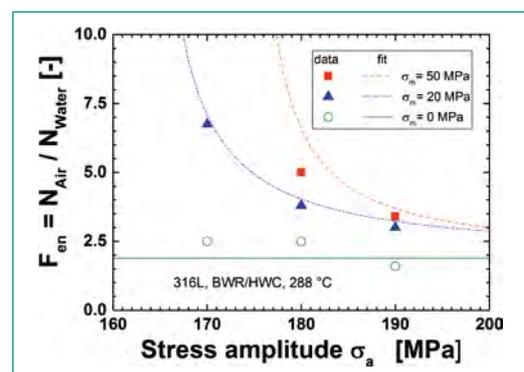


Fig. 8 (right):
Effect of mean stress and stress amplitude on environmental factors.



close to the fatigue endurance limit (Figure 8). On the other hand, F_{en} seemed to converge to the zero mean stress values for high stress amplitudes. The SWT mean stress correction cannot capture the observed mean stress effects in air and high-temperature water at small stress amplitudes or high tensile mean stress. All these conclusions are very preliminary and based on a limited test number only and thus have to be confirmed by further experiments, but also clearly demonstrate the need for more systematic investigations of this important aspect.

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-II (SCC mitigation by Noble-Chem™) 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. In the context of the overlay repair welding of the feedwater nozzle SCC cracking in KKL, PSI will do some additional material evaluations (SCC and fracture mechanics tests) for KKL in 2016 that were requested and approved by ENSI.

In 2015, the EPFL Doctoral School Course «Effects of Radiation on Materials (MSE-600)» and a Workshop on Nuclear Materials was (co-)organised by the authors, which also contributes to the education of young specialists in Switzerland in this field. Half of the lecture on Nuclear Materials in the frame of the ETHZ/EPFL Nuclear Engineering Master Course is given by P. Spätig.

5. International Collaborations

As active members with key positions (working group leader, scientific secretary, vice-chairman) in the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, [\[eac.info/\]\(http://www.icg-eac.info/\)\) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials \(ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>\) as well as of the Working Party 4 \(Nuclear Corrosion\) of the European Federation of Corrosion \(EFC, <http://www.efcweb.org/>\), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups. This year, S. Ritter was elected as the new Vice-Chairmen \(and designated Chairman\) of the EFC WP4. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we will actively participate in new Round Robin programs on SCC initiation and electrochemical noise/impedance spectroscopy in high-temperature water. A new ISO/DIS standard 17093 \(Corrosion of metals and alloys – Guidelines for corrosion test by electrochemical noise measurements\) was developed by the ECG-COMON with S. Ritter as driving force. In June 2015, we have successfully \(co-\)organized the first EFC-WP4 Summer School on Nuclear Corrosion NuCoSS in Slovenia in 2015 with participants from Europe, America and Asia/Australia.](http://www.icg-</p></div><div data-bbox=)

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 is 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. In this context, we are involved in the EU 7th FWP project MICRIN+ (SCC initiation) and EU H2020 project INCEFA+ (EAF). ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Here we are involved in the development of an ETSON guidance for ageing management.

Within a new contract project with EPRI, PSI will support the revision of the BWRVIP-60-A and BWRVIP-233 Rev.1 SCC disposition lines for low-alloy steels taking the new PSI, GE-GR and AREVA results on chloride effects into account. PSI is also following and contributing to the new EAF Expert Panel of EPRI in an informal way. Based on our work on environmental effects on fracture, EPRI intends to start a similar activity in the near future, where further collaborations with EPRI may be expected.

6. Assessment of 2015 and Perspectives for 2016

6.1. Assessment of 2015

The overwhelming part of the project goals and milestones for the first project year [3] has been achieved and the project is thus on track. Eight project-related publications and the final report of SAFE-I were generated in 2015. With one Post-Doc and three PhD projects, SAFE-II strongly contributes to the education of young specialists and preservation of expertise and excellence in this field. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe long-term operation and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The development of new SCC disposition lines for RPV steels with EPRI and an European methodology for EAF evaluations within INCEFA+ are such current examples.

6.2. Perspectives for 2016

The project can continue as planned. Some selected, important milestones for the next year are:

Sub-project-I:

- Systematic constant load SCC initiation study in Alloy 182 with smooth specimens.
- Termination of MICRIN. Start of MICRIN+ SCC testing on Alloy 182.
- First ICG-EAC Round Robin SCC constant load test with cold-worked Alloy 600.

Sub-project-II:

- Evaluation of possible hydrogen effects on the fracture behaviour in the ductile and brittle transition region by the Master Curve method according to ASTM E1921.
- Termination of the tensile test matrix on hydrogen effects with the different RPV steels.
- Successful admission examination at EPFL of PhD student Z. Que.

Sub-project-III:

- Start of the PhD project on EAF.
- First INCEFA+ EAF tests on mean stress effects with 304L SS in PWR environment.

7. Publications

Scientific Journals and Books

- *H.P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, S. Roychowdhury*, «Stress corrosion cracking behaviour in the transition region of Alloy 182/low-alloy reactor pressure vessel steel dissimilar metal weld joints in light water reactor environments», *Corrosion*, Vol. 71, No. 4, 2015, pp. 433–454.
- *B. Tirbonod*, A fixed point in the Coffin–Manson law, *International Journal of Fatigue*, 81, 2015, pp.143–147.

Conference Proceedings

- *P. Spätig, H.P. Seifert, M. Heczko, T. Kruml*, «Mean Stress Effect on Fatigue Life and Dislocation Microstructures of 316L Austenitic Steel at High Temperature in Air and Water Environment», Fourth International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, September 28–October 1, 2015, Seville, Spain.
- *P. Spätig, H.-P. Seifert*, «Mean stress effect on fatigue life of 316L austenitic steel in air and simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry», Proceedings of 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Ottawa, Ontario, Canada, August 9–13, 2015.
- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, «Effect of high temperature water and hydrogen on the fracture behaviour of a low-alloy reactor pressure vessel steel», Proceedings of 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Ottawa, Ontario, Canada, August 9–13, 2015.
- *S. Ritter, J. Bai, H.P. Seifert*, «(Multielectrode-) EN measurements in simulated BWR-NWC and -HWC environments – first preliminary results», 11th ECG-COMON Meeting, Prague, CZ, June 15–16, 2015.
- *K. Germerdonk, H.-P. Seifert, H. Ernst, A. Flisch, D. Nussbaum, S. Ritter*, «Manufacturing of a new type of NDE test samples with laboratory-grown intergranular IGSCC cracks in a Nickel base weld – Comparison of various NDE techniques applied to a challenging crack morphology», Proceedings of the 11th ICNDE, Jeju Island, Korea, May 19–21, 2015.
- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, «High-temperature water & hydrogen effects on the fracture behaviour of a low-alloy RPV steel»,

Annual Meeting of the International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Ann Arbor, Michigan, USA, May 16–22, 2015.

- *J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, S. Virtanen*, «Effect of dissolved hydrogen content on SCC initiation and short crack growth behavior of Alloy 182 under BWR conditions: first results», Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Ann Arbor, Michigan, USA, May 16–22, 2015.

PSI Reports

- *H.-P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, S. Roychowdhury*, «Safe long-term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmentally-assisted cracking, Final report of the SAFE-I project», PSI Report No. 15-03, Villigen, Switzerland, October 2015, ISSN 1019-0643.

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, S. Ritter, P. Spätig*, «Projektantrag SAFE-II zu Handen des ENSI», PSI-AN-46-14-08, August 31, 2014.
- [4] *J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, S. Virtanen*, «Effect of dissolved hydrogen content on SCC initiation and short crack growth behavior of Alloy 182 under BWR conditions: first results», Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Ann Arbor, Michigan, USA, May 16–22, 2015.
- [5] *H.-P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, S. Roychowdhury*, «Safe long-term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmentally-assisted cracking, Final report of the SAFE-I project», PSI Report No. 15-03, Villigen, Switzerland, October 2015, ISSN 1019-0643.
- [6] *S. Roychowdhury, H.-P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, «Effect of high temperature water and hydrogen on the fracture behaviour of a low-

alloy reactor pressure vessel steel», Proceedings of 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Ottawa, Ontario, Canada, August 9–13, 2015.

- [7] *K. Mottershead et al.*, «INCEFA+: Increasing safety in NPPs by covering gaps in environmental fatigue assessment», Collaborative Project Proposal, EURATOM/ HORIZON 2020, September 2014.
- [8] *P. Spätig, H.-P. Seifert*, «Mean stress effect on fatigue life of 316L austenitic steel in air and simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry», Proceedings of 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Ottawa, Ontario, Canada, August 9–13, 2015.
- [9] *P. Spätig, H.-P. Seifert, M. Heczko, T. Kruml*, «Mean Stress Effect on Fatigue Life and Dislocation Microstructures of 316L Austenitic Steel at High Temperature in Air and Water Environment», Fourth International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, September 28–October 1, 2015, Seville, Spain.

NORA-II

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, B. Niceno, P. Reichel, S. Allner
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 http://www.psi.ch/lnm/
Duration of the Project	September 1, 2013 to August 31, 2016

ABSTRACT

Stress corrosion cracking (SCC) is a well-known degradation mechanism for boiling water reactors (BWRs). Noble metal chemical application (NMCA) to mitigate SCC has been developed by General Electric to reduce the negative side effects of hydrogen water chemistry. NMCA is now widely used as an online process (OLNC). Platinum (Pt), 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, OLNC). 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. However, the understanding of the parameters that control the formation and deposition of the noble metal (Pt) particles in a BWR was still incomplete. To fill this knowledge gap, a project (NORA) has been started. It is partly financed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and supported by in-kind contributions of the Swiss nuclear power plants of Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM). The NORA project («phase one») provided extremely valuable information about the deposition and (re-) distribution behaviour of Pt in the reactor. However, it also revealed that many questions on this topic are still open and in some cases it raised new ones.

The current project (NORA-II), which is a logical continuation of the NORA project, should fill some of those knowledge gaps and deliver important insights with respect to efficiency improvement and validation of this technology, which is of great benefit for the regulatory work of the ENSI.

The current report presents preliminary results gathered during the second project year. Lab investigations revealed that the Pt on stainless steel surfaces is eroded away significantly if no new Pt is injected and that only little of that Pt is re-deposited on other surfaces. The deposition of Pt particles inside well-defined crevices could be modelled reasonably well by computational fluid dynamics calculations, while it was found that under a set of given flow conditions, the penetration of the Pt into the cracks and crevices was strongly dependent on the opening width and orientation with respect to the flow direction. Active flow in the crevice is essential to achieve significant Pt surface loadings. Local variations in Pt surface loading seem to be correlated with changes in flow velocity and direction. First results of experiments with internally heated Zircaloy tubes (to simulate boiling fuel rods) revealed no major difference in the Pt particle size distribution on boiling and non-boiling Zircaloy surfaces, whereas clearly more particles deposited on the boiling surface.

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) [1]. It has the advantage of avoiding the negative side effects of classical hydrogen water chemistry (HWC), i.e., the speciation of ¹⁶N into the steam with often a significant increase in the steam line dose rates. Despite the fact that the technology is already in use in several BWRs, there are still many open questions on the efficiency of the technology and its potential for improvement. Therefore, a joint project between PSI, ENSI and the nuclear power plants Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM) in Switzerland was initialised (NORA, [2]) to obtain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs. Beside the work in the laboratory at PSI, experiments were also performed at the KKL plant to collect data from full-scale On-Line NMCA (OLNC) applications. Although numerous new and interesting phenomenological insights could be gained (see [3]), a number of important questions are yet to be answered. Therefore a follow-up project (NORA-II) was started to deliver valuable contributions for the regulatory work of ENSI with a possible direct impact on the effectiveness of the SCC mitigation by OLNC. A continuation of the work on this topic also maintains the high level of expertise in Switzerland and educates young scientists in the important field of nuclear power plant ageing and safety in the context of long-term operation. The current report describes the most important results gathered in the first phase of the project.

2. Structure and goals of the NORA-II project

The general topic of the project is the investigation of the Pt deposition behaviour in BWR environment. A detailed review of the topic has been published and can be found in [4]. In NORA-II a focus on the optimisation of the current plant OLNC application procedure is planned, while maintaining the scientific character of the project (see [5] for details).

In the course of the NORA project, facilities for performing sophisticated OLNC experiments, the whole analytics for the Pt deposition analysis and a non-destructive sampling technique have already been developed and qualified. The NORA-II project can profit from the existing infrastructure. A lot of experience and important new insights on the NobleChem™ technology have been gained [3]. Nevertheless a number of questions are still to be answered and even new «hot questions» arose which are of utmost importance for the utilities, as well as for the regulatory activities of the ENSI. The NORA-II project should fill some of these knowledge gaps by performing a systematic testing programme in the sophisticated high-temperature water loop facility at PSI and by exposing specimens at KKL (see Table 1). Detailed analysis of the specimens at PSI should deliver a clearer picture of the Pt deposition behaviour. The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM.

In the second project year the focus was to investigate the effect of Pt deposition on the properties of Zircaloy fuel rod cladding material. Tests investigating the redistribution and durability of Pt particles and tests with creviced & cracked coupons, as well as computational fluid dynamics (CFD) modelling have also been performed. The coupon specimens exposed in the mitigation monitoring system (MMS) have been transported back to PSI. Many of the lab tests performed in 2015 are still

Table 1:
Subjects and share of
the tasks of NORA-II.

Tasks	Subject	Share
Task 1	Experimental evaluation of the Pt deposition behaviour under simulated BWR conditions (in the lab)	Approx. 35%
Task 2	Evaluation of the Pt deposition behaviour at KKL	Approx. 10%
Task 3	Microscopic and chemical analysis of the Pt deposition behaviour on the specimens from PSI and KKL	Approx. 45%
Task 4	Mechanistic considerations	Approx. 10%

under evaluation, therefore only a selection of preliminary results are presented in the following section.

3. Results from experiments

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 (see Table 2). Coupons (13×10×4 mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.4 \mu\text{m}$) were used for the «standard» experiments and for the exposure at KKL. The specimens were used in the «as received» state (see [3, 6] for more details).

To study the effect of Pt deposition on the performance of fuel rod cladding material, tubes made out of Zircaloy-2 (LK3 Liner tubing *Optima3*, provided by *Westinghouse Electric Sweden AB*¹) and closed by welding on *Optima3* bottom end plugs at one extremity, were used (see Table 3).

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), conductivity (κ), T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Coupon specimens were exposed to the high-temperature water in the autoclave (volume $\approx 0.9\text{L}$, flow rate = 10 kg h^{-1}), and in specimen holders (SHs) with controlled flow conditions (SH1: flow velocity $\approx 0.1 \text{ m/s}$, SH2: flow velocity $\approx 0.5 \text{ m/s}$), placed in series after the autoclave. The electrochemical corrosion potential (ECP) of one autoclave specimen, the redox potential (Pt sheet) and the autoclave potential were measured

vs. a Cu/Cu₂O ZrO₂-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280 °C (270 °C in the specimen holders) and a pressure of 90 bar. To simulate hydrogen water chemistry conditions, a mixture of H₂ and O₂ was adjusted. The Pt compound (Na₂Pt(OH)₆) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump usually after one week of pre-oxidation. Three days after the Pt injection ended, the tests were shut-down.

For the experiments with the fuel rod cladding the set-up developed in the NORA project [7] was adjusted to the Zircaloy-2 cladding tubes. A heating cartridge was inserted into the tube to produce boiling on the surface of the upper section while in the high-temperature water. The lower part of the tube was at a slightly higher temperature than the water (but never boiling) and a tube section without heater was positioned beside the tube as a control (to identify the influence of boiling). This set-up can be seen schematically in Figure 2. Additionally a stainless steel coupon (AISI 304L) was exposed to the high-temperature water in the autoclave.

3.1.3. Analytical techniques and computational methods

After exposure in the loop, the coupons and Zircaloy tube sections were examined by scanning electron (SEM) and/or transmission electron microscopy (TEM) to determine the morphology of the surface oxide layer, coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their size distribution. X-ray energy dispersive spectrometers (EDX) were used for qualitative 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 in some cases back side of the specimens were ablated using a UV laser ablation system, coupled to a sectorfield 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

Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu	Nb	Ti
69.5	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	10.0	17.9	0.247	0.305	0.001	0.001

Table 2:
Chemical composition of the investigated stainless steel (in wt.-%).

Zr	Sn	Ni	Cr	Fe	O	Si	C	Hf	W	Al
>98	1.31	0.05	0.12	0.18	0.139	0.0106	0.013	55 *	<20 *	30 *

Table 3:
Chemical composition of the Zircaloy-2 tube in wt.-% (* in ppm).

¹ The support from *Westinghouse Electric Sweden AB* is gratefully acknowledged!

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

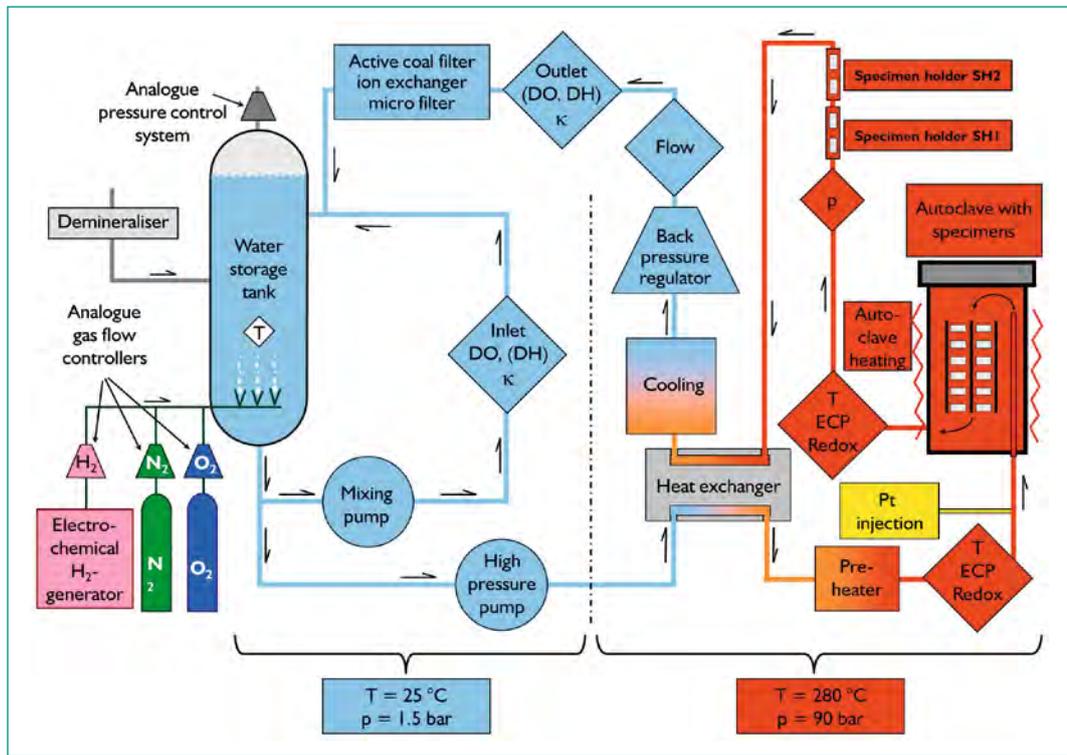
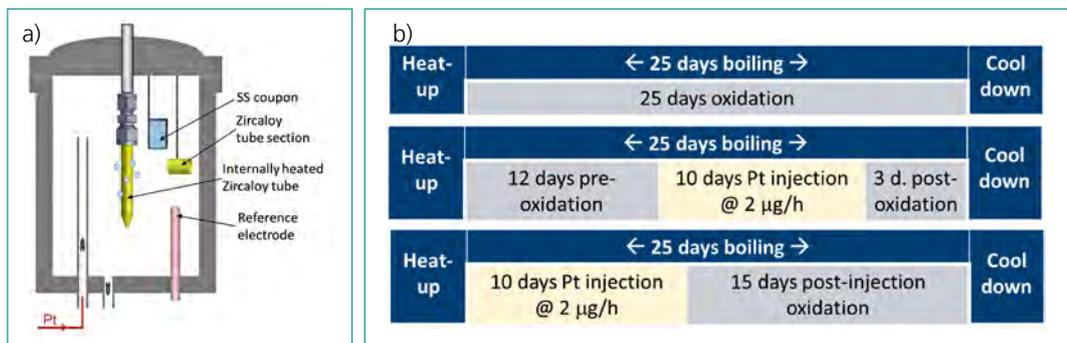


Figure 2:
Schematic of the autoclave with the simulated fuel rod assembly (a) and schematic of the testing procedure (b).



of 0.014 to 1.4 nm on stainless steel substrate. The layer thickness corresponds to 0.03 to 3 µg/cm². 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 ng/cm² in most cases).

A commercial CFD code, FLUENT 15.0 (Ansys Inc.) was used to conduct the numerical investigations simulating the flow conditions in crevices. The mean velocity field is obtained by solving the three-dimensional time-averaged RANS equations of motion. Two turbulence models, the SST k- ω model and the RSM model, were used to evaluate the velocity fluctuations. The RSM model was found to provide more accurate predictions of particle concentration and distribution on the surface of crevices.

3.2. Results

3.2.1. Pt erosion and re-deposition behaviour

Results from the NORA project indicated a loss of Pt particles on specimens exposed at KKL, and therefore of protection against SCC, when specimens are exposed to reactor water for longer periods without further OLN applications. To investigate this in more detail, Pt treated (as well as non-treated) coupons have been exposed to simulated reactor water at PSI for 26 days without further Pt injection. The Pt particle size distribution and surface loading after this test was measured and compared to the values recorded before re-exposure of the specimens, to assess the Pt erosion or re-deposition rate.

Figure 3 shows the Pt particle size distribution of an original and a second re-exposed specimen. The average Pt particle size is in the expected range for a Pt injection rate of 4 µg/h [3], and is slightly shifted

towards a higher value after re-exposure, possibly due to a loss of the smaller particles. Not all Pt surface loading values are available yet, but some preliminary results revealed Pt erosion rates in the same order of magnitude as observed in the mitigation monitoring system of KKL of 0.5 ng Pt per cm² per day [8]. On non-Pt-treated coupons, exposed to the high-temperature water for extended periods without OLNLC application, only traces of Pt could be detected, indicating that re-deposition of Pt from other specimens or surfaces takes place, but at a much lower rate than it is eroded away. Additional experiments investigating the erosion and re-distribution behaviour are currently being performed.

3.2.2. Pt deposition experiments with creviced and cracked specimens

It is still debated how far Pt particles can penetrate into existing cracks or crevices and thus mitigate further crack growth or (re-) initiation. Because of the variability and difficulty of controlling the geometry (width, depth, ramification and direction changes) of cracks, crevices of well-defined geometry are a better choice to obtain reproducible results which can be used for comparison and to assess the effect of different parameters on particle penetration. Therefore, the present section will mainly focus on the particle penetration and deposition in crevices. As described in last year's report [9], two cracked and six creviced specimens were exposed to a flow of high-temperature water containing Pt nanoparticles. SEM investigations showed that no Pt particles had penetrated beyond a few

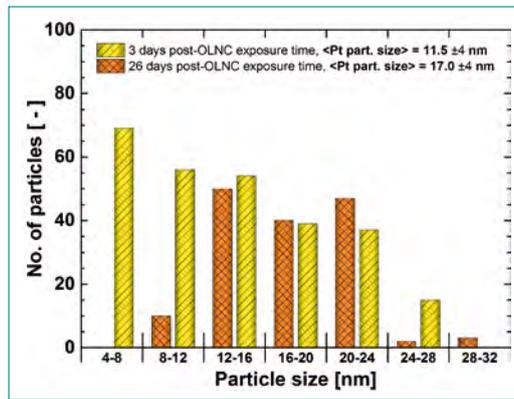


Figure 3: Comparison of Pt particle size distributions on specimens exposed to high-temperature water for 3 or 26 days after an OLNLC application.

µm into the very narrow (5 and 55 µm) SCC cracks. A similar situation was observed for the narrowest crevice (0.2 mm width) oriented perpendicularly to the flow direction. In all other crevices (width 0.8 and 1.5 mm, perpendicular and parallel to the flow, including the 0.2 mm in parallel direction) Pt particles could be detected to various depths.

These semi-quantitative observations are now complemented by results from LA-ICP-MS measurements. These analyses show that the Pt surface loading does not only vary with the depth of the crevices but also in the transversal direction, creating a more complex distribution pattern than initially expected. A computational fluid dynamics (CFD) simulation of the specimen holder with the creviced specimens was performed at PSI's Lab for Thermal-Hydraulics (LTH). The combination of the LA-ICP-MS and CFD results shows that Pt deposits in significant amounts only in areas reached by active fluid flow (Figure 4).

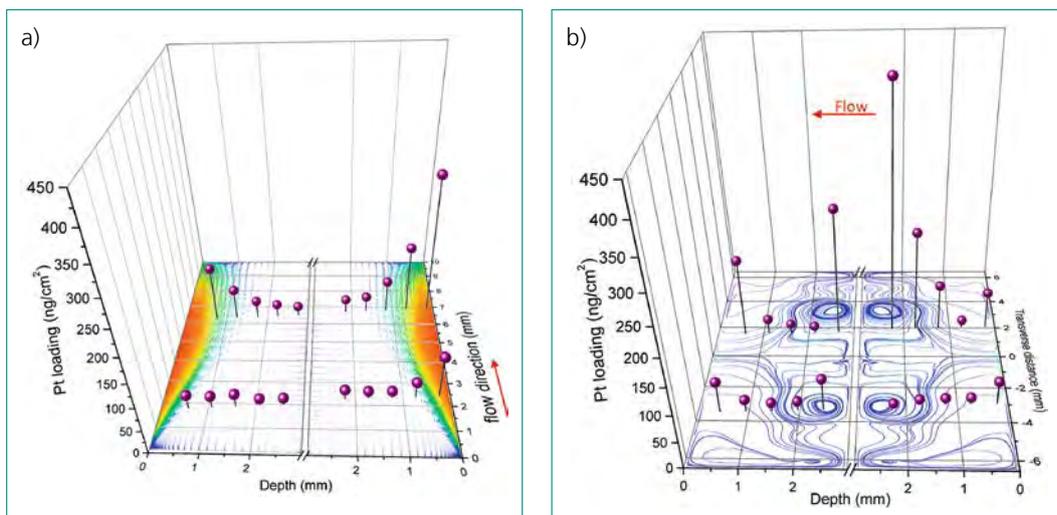


Figure 4: a) Plot of the Pt loading along two depth profiles on the walls of the 0.2 mm wide crevice oriented parallel to the flow direction. The underlay shows the flow velocity inside the crevice from CFD simulations. The maximal Pt loading correlates well with the area of the highest flow velocity. b) Plot showing variation of the Pt loading on the walls of the 1.5 mm wide crevice oriented perpendicular to the flow direction. The underlay displays the streamlines of the fluid flow inside the crevice. In this configuration, the flow reaches the bottom of the crevice and so do the Pt particles.

The good correlation between flow pattern and Pt loading, led to performing a series of CFD simulations with particle tracking to try to reproduce the distribution of the Pt loadings. These simulations have shown that three different mechanisms contribute to the deposition of Pt particles on the surface of a crevice, that is, flow penetration, interception and turbulent eddy entrainment.

To summarise, in the narrowest crevices (0.2 mm width), especially the perpendicular one, large regions are subject to almost stagnant conditions. These conditions were found to be unfavourable for Pt particles to deposit on the surfaces, which will lead to no electrocatalytic properties with a potentially negative effect on SCC if the chemi-

cally aggressive species can reach these locations. On the other hand, in the wider crevices, strong recirculation and turbulence are well developed and enhance the dispersion and deposition of particles, so Pt particles can deposit at all locations on the surfaces of the crevices and therefore contribute to SCC mitigation assuming that enough H_2 is present. Due to the faster diffusion of H_2 compared to O_2 and H_2O_2 , even a slightly sub-stoichiometric concentration of H_2 is sufficient to achieve a low ECP on an electrocatalytically active surface [10]. It has to be stated that also the narrow crevices/cracks without Pt deposited all the way down to the bottom may be protected, because Pt is only needed as far into a crack/crevice as the oxidizing

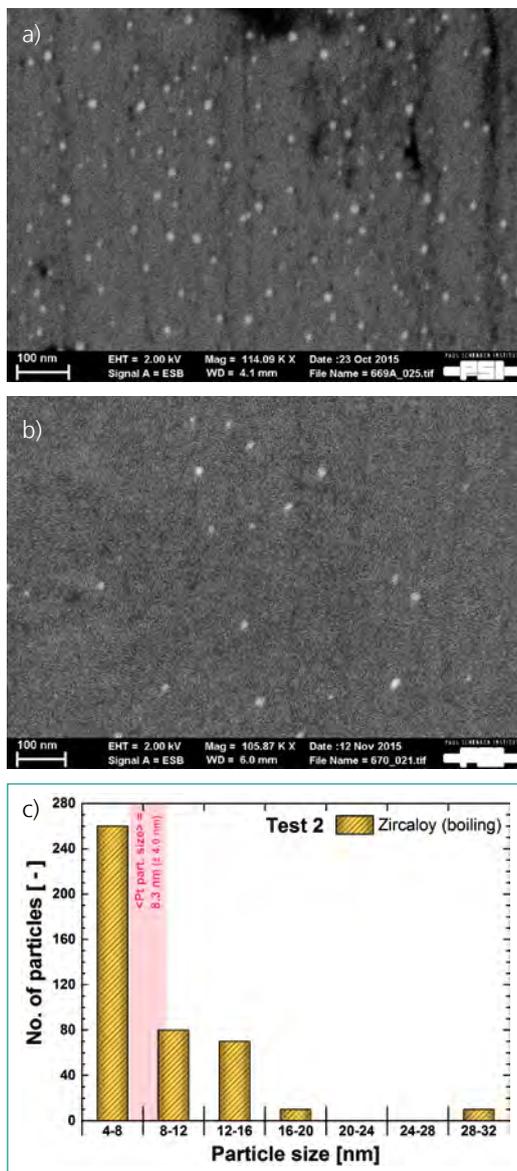


Figure 5 : Back scattered electron micrographs of the boiling (a) and non-boiling (b) Zircaloy-2 tube from Test 2 («late Pt») with corresponding Pt particle size distribution (c). The white objects in the SEM micrographs are Pt particles resting on the oxide film.

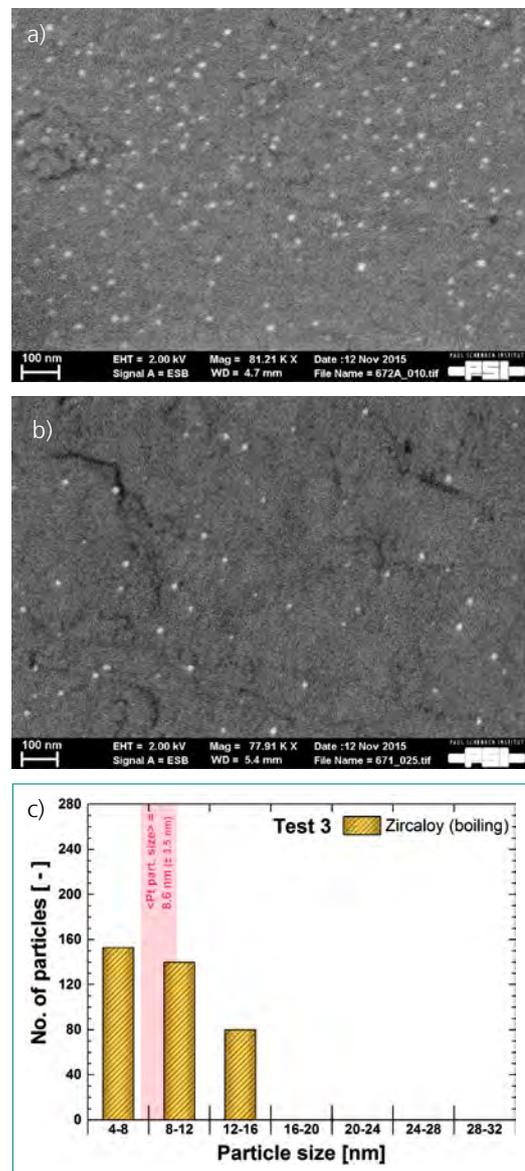


Figure 6 : Back scattered electron micrographs of the boiling (a) and non-boiling (b) Zircaloy-2 tube from Test 3 («early Pt») with corresponding Pt particle size distribution (c). The white objects in the SEM micrographs are Pt particles resting on the oxide film.

species will go. However, to determine the penetration depth of the oxidizing species is rather difficult.

3.2.3 Effect of Pt deposition on the performance of simulated fuel rod cladding

Early on, there were concerns that the Pt particles may have adverse effects on the Zircaloy cladding of fuel elements, especially on fresh elements with only a minimal oxide layer. Therefore, the recommendation was issued to wait for 90 days from start-up after a refuelling outage to allow passivation of the newly installed elements [11]. This waiting period can potentially be detrimental to the SCC mitigation effort and therefore a better understanding of the interaction of Pt nanoparticles with the fuel cladding may help to shorten the waiting period without compromising the reliability of the fuel elements. Therefore it was decided to investigate the deposition of Pt on a boiling Zircaloy surface, simulating a fuel rod.

After a test-run with a heated Zircaloy-2 tube, which was instrumented with six thermocouples to verify if the previously developed test set-up [7] works and if the surface of the tube is properly boiling, a series of three tests have been conducted, which are schematically shown in Figure 2b. During the first experiment no Pt was injected (as reference test). In the second test, Pt was injected after a pre-oxidation period of 12 days and finally in the third test Pt was injected soon after reaching the target temperature of 280 °C. The total time the specimens were exposed to high-temperature water was 25 days in all three tests.

As a first step, all specimens were characterised by high-resolution SEM. The evaluation of the Pt particle size distribution of specimens from Tests 2 and 3 (in Test 1 no Pt was injected) by SEM revealed no major difference in the average Pt particle size. The average particle size (see examples from the boiling Zircaloy tubes in Figures 6 and 7; all results are summarised in Table 4) is in the normal range for a Pt injection rate of 2 µg/h (approx. 6 to 14 nm, [3]). As expected from screening tests with heated stainless steel tubes [7], clearly more Pt particles could be found on the boiling Zircaloy tubes as compared to the non-boiling ones from the same test (see Figure 5a vs. 5b and Figure 6a vs. 6b).

As a next step, the Pt surface loading and the hydrogen uptake into the Zircaloy cladding material will be measured by LA-ICP-MS and by hot gas extraction, respectively. Finally, the oxide film will be stud-

Specimen/material:	Average Pt particle size [nm]	
	Test 2 («late Pt»)	Test 3 («early Pt»)
AISI 304L (non-boiling)	6.0 ±2	10.2 ±5
Zircaloy-2 tube section (non-boiling)	6.9 ±2	9.2 ±4
Zircaloy-2 tube (boiling)	8.6 ±4	8.3 ±4
Zircaloy-2 tube end (non-boiling)	6.3 ±3	9.8 ±4

Table 4:
Average Pt particle sizes on the specimens from the two fuel rod tests with Pt injection.

ied in more detail to possibly identify if the (early) injection of Pt has a negative impact on the oxidation or corrosion behaviour of the Zircaloy cladding. These investigations are currently ongoing.

4. National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA-II 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-II project and some collaborative work is performed together with the Lab for Thermal-Hydraulics at PSI.

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.org/>, 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/>), S. Ritter was elected recently as Vice-Chair-

man of the Working Party 4), 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 had a cooperation with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA) until August 2015. PSI has analysed the Pt particle distribution on KKL OLNC plant specimens by TEM for EPRI. The results of the NORA project(s) are also well recognised by the US NRC, who currently reviews US OLNC plant guidelines. The project leader was also strongly involved in the very successful organisation of a Summer School on Nuclear Corrosion (NuCoSS-15, <http://www.zag.si/nucoss>) in Slovenia in 2015, where SCC mitigation was presented as one of the topics.

6. Assessment of 2015 and perspectives for 2016

6.1. Assessment of 2015

The project goals and milestones of the second project year have been achieved. The systematic series of Pt deposition experiments in the high-temperature water loop (seven tests) and analysis of specimens from the PSI tests (by SEM and TEM) has been continued. The slight delay of the Pt surface loading analysis by LA-ICP-MS, which was reported last year, has been made up for. Specimens have been exposed at KKL (with a one year delay) and transported back to PSI for analysis. Two project steering committee meetings and the annual ENSI-PSI project presentation meeting were held (at ENSI and PSI). At four conferences (Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, 17th Environmental Degradation Conference, EUROCORR 2015, and Top Fuel 2015) and one workshop (European BWR Forum) results have been presented. The project also contributed to education of young nuclear engineers/scientists in the framework of the Summer School on Nuclear Corrosion. Finally, one journal paper has been published (and one submitted).

6.2. Perspectives for 2016

The systematic test programme in the high-temperature water loop and the detailed analysis of the specimens will be continued. The focus in 2016 will

be placed on the investigation of the Zircaloy fuel rod cladding. The specimens exposed in the new mitigation monitoring system at KKL were transported back to PSI in September 2015 and will be analysed beginning of 2016. The first results from NORA-II will be published in journal and conference papers and a report summarising all NORA-II results will be prepared towards the end of the project (until November 2016). 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 2015)

- *Grundler, P.V., Veleva, L., Ramar, A., Ritter, S., «Effect of flow conditions on the deposition of platinum nanoparticles on stainless steel surfaces», Corrosion 71, 2015, 101-113.*
- *Grundler, P.V., Veleva, L., Gu, H., Allner, S., Niceno, B., Ritter, S., «Noble metal applications for SCC mitigation in BWRs: Platinum nanoparticle penetration into crevices and cracks under controlled flow conditions», 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Canadian Nuclear Society, Ottawa, Canada, 2015.*
- *Ritter, S., Grundler, P.V., Veleva, L., «A comprehensive investigation of the platinum application to BWRs to mitigate stress corrosion cracking – Update on NORA results», European BWR Forum 2015, Mühleberg, Switzerland, April 2015.*
- *Ritter, S., Grundler, P.V., Veleva, L., Ledergerber, G., «Platinum deposition behaviour on stainless steel surfaces in a boiling water reactor plant», EUROCORR 2015, European Federation of Corrosion, Graz, Austria, September 2015.*
- *Ritter, S., Grundler, P.V., Veleva, L., Ramar, A., «Pt deposition behaviour on stainless steel under BWR conditions: plant results of the NORA project», in: Ritter, S., Hickling, J. (Eds.), Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Ann Arbor, MI, USA, May 2015.*
- *Veleva, L., Grundler, P.V., Streit, M., Ritter, S., «Platinum deposition on a boiling stainless steel surface (simulating a fuel rod)», Top Fuel 2015, European Nuclear Society, Zürich, Switzerland, September 2015.*

8. References

- [1] *P.L. Andresen, Y.-J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in: 12th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.
- [2] *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.
- [3] *P.V. Grundler, L. Veleva, A. Ramar, and S. Ritter*, «A Comprehensive Investigation of the Platinum Application to BWRs to Mitigate Stress Corrosion Cracking», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Atomic Energy Society of Japan, Paper No. 10128, Sapporo, Japan, October 26–31, 2014.
- [4] *P.V. Grundler and S. Ritter*, «Noble Metal Chemical Addition for Mitigation of Stress Corrosion Cracking: Theoretical Insights and Applications», *PowerPlant Chemistry*, 2014, 16(2), pp. 76–93.
- [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.
- [6] *A. Ramar, P.V. Grundler, V. Karastoyanov, I. Günther-Leopold, S. Abolhassani-Dadras, N. Kivel, and S. Ritter*, «Effect of Pt Injection Rate on Corrosion Potential and Pt Distribution on Stainless Steel under Simulated Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2012, 47(7), pp. 489–497.
- [7] *L. Veleva, P.V. Grundler, M. Streit, and S. Ritter*, «Platinum Deposition on a Boiling Stainless Steel Surface (Simulating a Fuel Rod)», in: Top Fuel 2015, European Nuclear Society, Paper No. A0232, Zürich, Switzerland, ISBN: 978-92-95064-23-2, September 13–17, 2015.
- [8] *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and G. Ledergerber*, «Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel Surfaces in a Boiling Water Reactor Plant», in: EUROCORR 2015, European Federation of Corrosion, Paper No. 870 (CD-ROM), Graz, Austria, September 6–10, 2013.
- [9] «Erfahrungs- Und Forschungsbericht 2014», ENSI Research Report, ENSI-AN-9157, ENSI, Brugg, Switzerland, April 2015.
- [10] *P.L. Andresen and Y.-J. Kim*, «Developments in SCC Mitigation by Electrocatalysis», in: 15th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Colorado Springs, CO, USA, August 7–11, 2011.
- [11] *S.E. Garcia, J.F. Giannelli, and M.L. Jarvis*, «BWR Chemistry Control Status: A Summary of Industry Chemistry Status Relative to the BWR Water Chemistry Guidelines», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, CNS, Paper No. 9.09, Quebec City, Canada, October 3–7, 2010.

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
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 http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
Duration of the Project	July 2012 to December 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) initiated by loss of coolant accidents (LOCA) [1]. In this interdisciplinary project a reference RPV is studied. First the system behavior due to loading with transients based on certain scenarios is calculated with the system code RELAP5, followed by computational fluid dynamic (CFD) and semi-analytical calculation of local temperatures in the RPV. The results from the latter were used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element (FE) calculations. Finally cracks are assumed at the critical locations and deterministic and probabilistic fracture mechanics (PFM) calculations are performed with the code FAVOR and ABAQUS in order to evaluate probabilities for crack initiation and failure of the RPV.

The main results achieved within the report period 2015 are:

- Calculations by means of the system code RELAP5 provided the primary system mass flow, water temperatures and pressure drops for a set of hot leg loss-of-coolant accidents, from small (SBLOCA, 3 cm² leak), medium (MBLOCA, 70 cm² leak) up to large (LBLOCA, 3832 cm² leak). Additional calculations of

the temperatures within the cooling plume were performed by the code GRS-MIX.

- The transient three dimensional temperature fields at the inlet and inner wall of the RPV during 800 seconds of a MBLOCA and during 2560 seconds of a SBLOCA were analysed by means of unsteady RANS (URANS) CFD-simulations. The cold plumes at the inner wall of the RPV showed a strong dynamical behaviour with temperature fluctuations of about 100 °C with a frequency of 0.166 Hz.
 - Maximum stresses and stress intensities due to a MBLOCA and SBLOCA were evaluated by means of a three dimensional FE model for different cracks postulated at critical positions of a reference RPV.
 - It was shown that stress intensities inside the cold plume are about 33% higher than outside the plume, meaning that considering of plume cooling with CFD and GRS-MIX is highly recommended.
 - The PFM code FAVOR was successfully applied to study the conditional probabilities of crack initiation and failure of the RPV with postulated cracks, subjected to the different PTS loads.
 - Comparison of different codes for calculating the temperature fields in the RPV during PTS loads showed differences of about 40%, which shows the importance of code validation.
- Valuable knowledge and expertise in the field of CFD, FEM, PFM and thermal-hydraulics were acquired.

1. Project goals for 2015

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 e.g. in case of 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. However, probabilistic predictions would be very helpful in the interpretation of safety margins.

Within the research project PISA-II we explore the application of probabilistic methods for the integrity assessment of RPVs subjected to a PTS [2–4] 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 GRS-MIX and CFD simulations of temperature field. 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 margins of a component.

The PISA-II project consists of four Sub-Projects (SP) having specific goals.

SP I: Refined probabilistic PTS-analysis for a reference RPV (30%)

- Safety assessment of the reference RPV for LBL-OCA, MBLOCA and SBLOCA transients.

- Investigation of the effect of loading uncertainty on the RPV integrity.
- Probabilistic analysis of the cold plume effect on the RPV integrity.

SP II: Study of transients with RELAP5, GRS-MIX and the CFD-code FLUENT (20%)

- Evaluation and calculation of critical PTS-transients.
- CFD calculation of the transient temperature field in the RPV subjected to PTS loads due to MBLOCA and SBLOCA.

SP III: 3D deterministic fracture mechanics calculations (30%)

- Three dimensional modeling of a reference RPV and evaluation of stress intensities and critical locations by the eXtended Finite Element Method (XFEM) with the FE code ABAQUS.
- Calculation of stress intensities at postulated cracks in the RPV and inlet nozzle due to a MBLOCA, based on temperature distributions calculated by CFD codes and by means of 3D FE calculations.
- Studying the plume cooling effect on stress intensities.

SP IV: Investigation of modern fracture mechanics methods (20%)

- Application of local approaches to fracture (LAF) in the DBT region.
- Considering the warm prestressing (WPS) effect on material toughness by using local approaches to fracture.
- Calibration of the Beremin model parameters using the Master Curve concept together with MC simulations.
- Analysis of constraint effects.

2. Work carried out and results obtained

The following work was performed: A spectrum of break sizes occurring in the hot leg of the reactor coolant system piping were simulated by the system code RELAP5 to provide initial and boundary conditions for calculations with CFD, GRS-MIX and PFM code FAVOR. CFD simulations of the transient behaviour of the cooling plumes in the RPV and in the nozzle region were performed for SBLOCA and MBLOCA and different boundary conditions. Temperatures calculated by CFD were

transferred to the three dimensional FE-model for the evaluation of stress intensity factors (SIFs) at postulated cracks. The application of the XFEM allowed studying of the plume cooling and its influence on the RPV integrity in the presence of postulated cracks of different size, type, orientation and location. The results of the 3D FE-model were compared with simpler models usually used in integrity assessments. PFM calculations with the FAVOR code result in probabilities for crack initiation and failure of the RPV for a spectrum of PTS transients. Quantitative analyses of the WPS showed its beneficial effect on the integrity of the RPV. In addition to the ASME code, the Master Curve approach was employed for the evaluation of fracture toughness. Constraint effects on the fracture toughness were investigated by Q- and T-stresses and two local approaches to fracture (Beremin model and σ^*-A^* approach). The latter also allowed the calculation of the WPS effect. Furthermore attempts were made to consider residual stresses in the weld and cladding. In a special study, the influence of so called multiple hydrogen flakes, as found in the Belgian plants Doel 3 and Tihange 2 in 2012, on K_I was analyzed for a PTS load case [5].

2.1 Study of transients with RELAP5 (SP II)

A RELAP5 model developed at PSI to simulate LOCAs for a reference two loop pressurized water reactor (PWR) was modified to perform PTS simulations assuming breaks of different sizes in the hot leg piping. The emergency core cooling system (ECCS) included three high pressure injection pumps capable of injecting into both cold legs and two accumulators, one per cold leg.

Break sizes in the hot leg of 3, 10, 20, 30, 40, 60, 70, 80, 100, 200, 300, 450, 1000 and 3832 cm² and the double guillotine (2x3832 cm²) were simulated assuming all the ECCS pumps and accumulators were available to inject. The RELAP5 output parameters of interest as initial and boundary conditions for FAVOR calculations are the RCS pressures (Fig. 1), RCS fluid temperatures in the downcomer at the height of the core (Fig. 2), and the heat transfer coefficients (HTC) between the primary coolant and the RPV inner wall at the height of the core (Fig. 3).

An additional RELAP5 simulation assuming only one accumulator was available to inject was per-

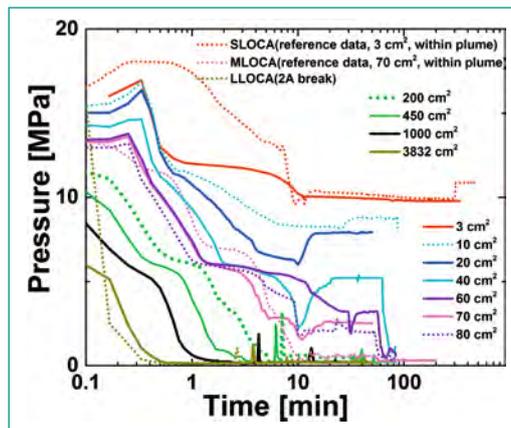


Figure 1: Reactor coolant system pressure for various hot leg break sizes (cm²) calculated with RELAP5 and compared to reference data.

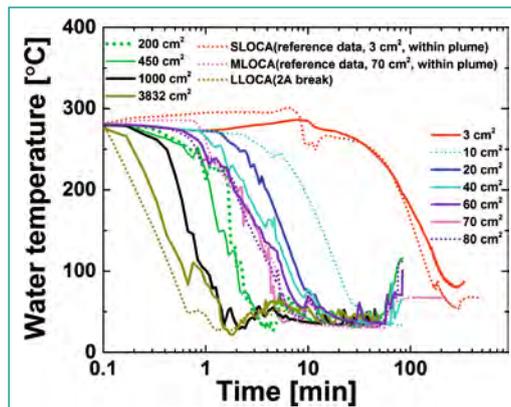


Figure 2: Reactor coolant system liquid temperature in the downcomer at core height for various hot leg break sizes (cm²) calculated with RELAP5 and reference data.

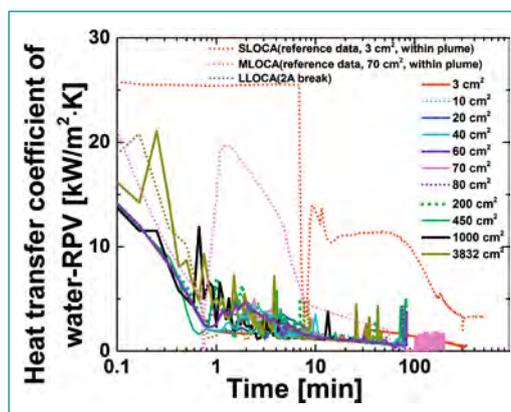


Figure 3: Heat transfer coefficient history of all the transients studied with RELAP5 and compared with reference data. Note that plume cooling is only considered in two cases.

formed for the 70 cm² hot leg break size. This simulation together with the 3 and 70 cm² break area simulations with both accumulators available, provided input for the CFD simulations. The RCS pressure, RCS temperature, mass flow rates of the ECCS high pressure pumps and accumulators (Fig. 4), void fractions in the downcomer, and mass flow rate in the RCS loop (Fig. 5) are required for the initial and boundary conditions of the CFD calculations. ECCS mass flow rates into cold leg B for high pressure injection pumps A and B combined and pump D and the B Accumulator (Acc) are shown. The flow rates shown are for 3 and 70 cm² breaks with both accumulators (2Acc) and a 70 cm² break with only one accumulator (1Acc).

Figure 4:
ECCS mass flow rates into cold leg B for high pressure injection pumps A and B combined (JSIAB) and pump D (JSID) and the Accumulator (Acc).

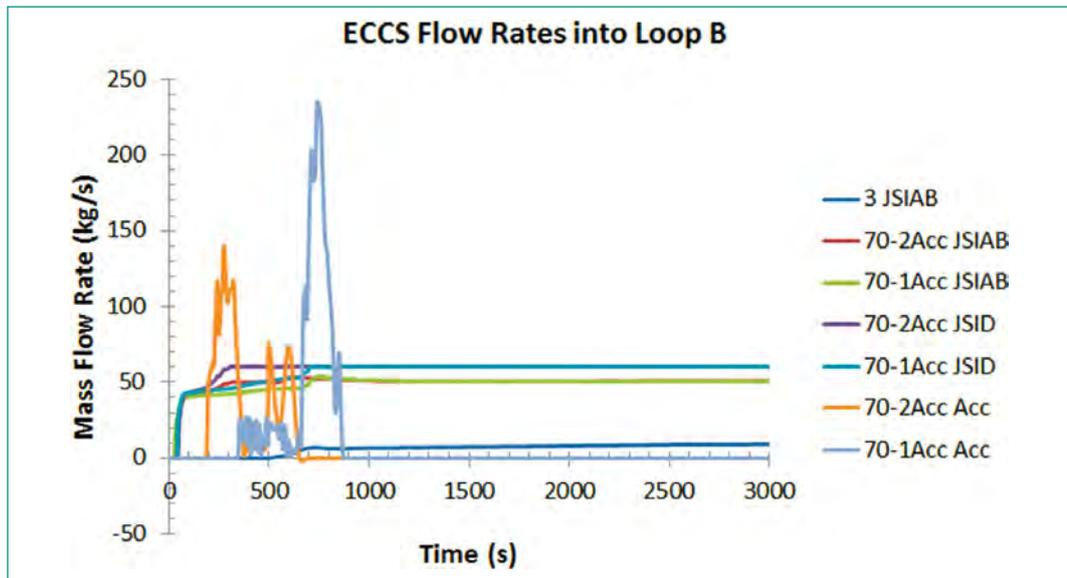
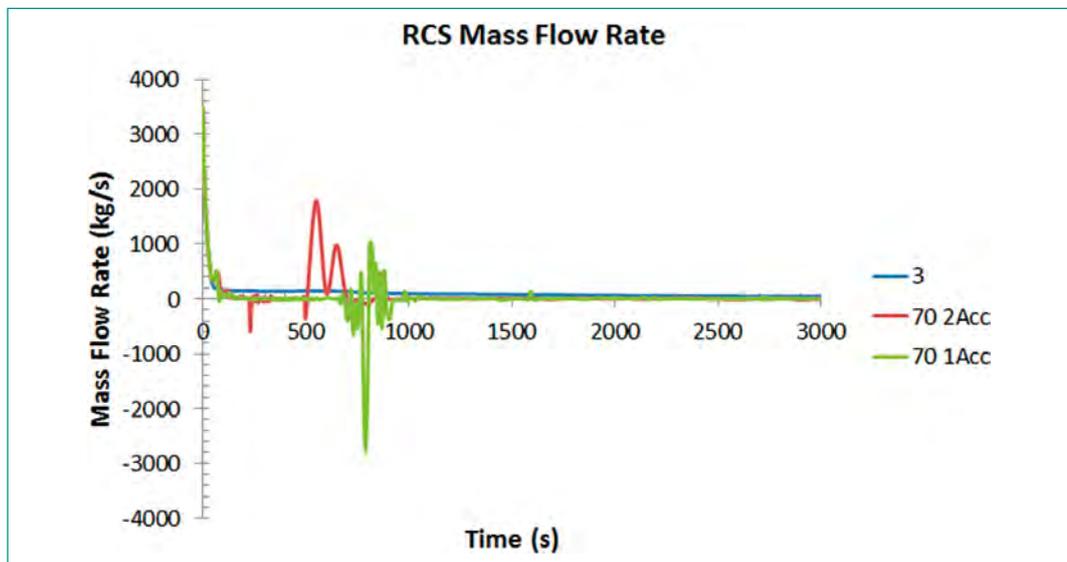


Figure 5:
Mass flow rates in the RCS coolant loop for 3 and 70 cm² breaks with both accumulators available, and 70 cm² break with only one accumulator available.



Since RELAP5 does not consider the plume cooling effect, the corresponding results for the HTC show large differences compared with those from reference data in which the cooling plume is taken into account.

2.2 Study of PTS transients with CFD-code FLUENT (SP II)

In order to realistically predict the thermal mixing in the cold leg and the effect of the plume cooling in the down-comer, CFD is used to simulate the three-dimensional behavior of the PTS transients in the RPV. The results from RELAP5 analyses for the SBLOCA of 3 cm² and the MBLOCA of 70 cm² in the hot leg are used to define the initial and boundary conditions for the CFD simulations. The CFD model considers all relevant geometry details of the RPV which have impact on the predictions. A

structured computational mesh, following the best practice guidelines for application of CFD in nuclear safety analyses [6], was constructed as shown in Fig. 6. Mesh sensitivity study was performed showing insignificant change of the results with change of the mesh refinement.

As the CFD simulations require substantial computational resources, only the relevant part of the transient is simulated. The origin of the time window for the simulations was selected at the time when the flow rate in the loops approaches zero. Simulating the initial part of the transient with high flow rate in the loops would result in enhanced mixing between the two streams, resulting in temperature gradients which are too small to create significant stresses on the RPV walls. For the SBLOCA case, the ECC injection is accomplished by the high pressure Safety Injection Pumps (SIP) with a mass flow rate of about 12 kg/s while the accumulator remain inactive because the pressure of

the system stabilizes at a high value of 9.8 MPa. On the other hand, for the MBLOCA both the SIPs (80 kg/s) and accumulator (200 kg/s) in loop B are available to provide the ECC water. The CFD simulations were conducted for about 2500 s for SBLOCA and 800 s for the MBLOCA case. The results of temperature distributions in the structure were interpolated for the fracture mechanics analyses. Snapshots of the temperature distributions are shown in Fig. 7. For the SBLOCA case, thermal stratification prevails in the cold leg due to the low ECC injection flow rate, while for the increased mass flow rate case the interface moves toward the cold leg inlet nozzle. The figures show the development of the cooling plume and the importance of three-dimensional representation of the adopted models. The results in Fig. 8 show comparisons of the temperature distribution between CFD and RELAP5 calculations for the SBLOCA case at a vertical line as indicated in the figure. The RELAP5 results show uniform and slow change of temperature while the CFD results show non-uniform distributions with faster cooling rate at the ring and the region of 1 m below the inlet nozzle due to reattachment of the flow. The cold plumes at the inner wall of the RPV showed a strong dynamical behaviour with temperature fluctuations of about 100 °C and a frequency of 0.166 Hz.

2.3 Simulations using GRS-MIX (SP II)

Due to the large computational effort needed to perform PTS simulations using CFD and inconvenience to systematically analyze the full spectrum of LOCA break sizes, an engineering approach is used in order to complement the analyses in the current project. Thermal mixing in the cold, down-

comer and heat transfer between the RPV walls and the fluid are calculated using engineering correlations developed based on experimental data



Figure 6: Structured mesh of the RPV for CFD.

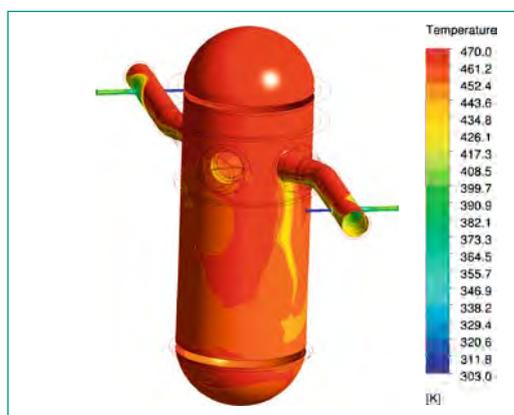


Figure 7a: Temperature distribution at the inner RPV wall for the SBLOCA at $t = 118$ s.



Figure 7b: Temperature distribution at the inner RPV wall for the MBLOCA at $t = 29$ s.

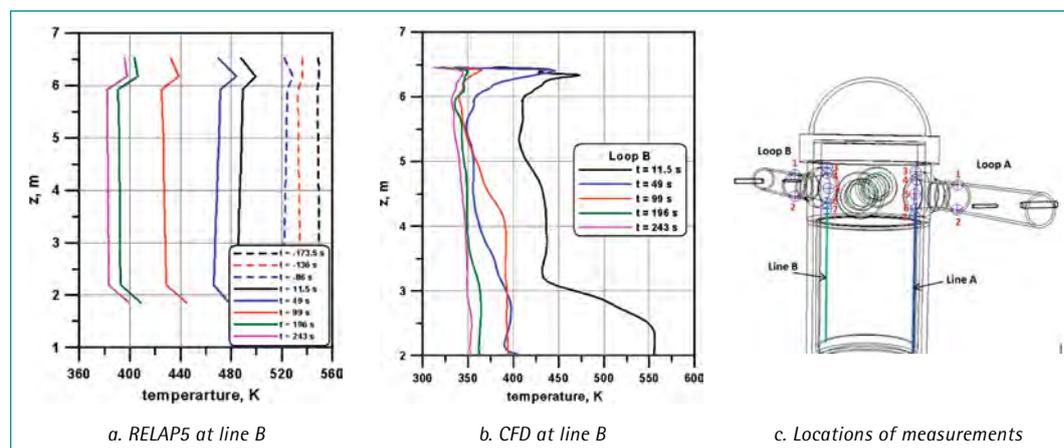


Figure 8: Vertical temperature distribution as predicted by RELAP5 (a) and CFD (b)

Figure 9a:
Reactor coolant temperature in the downcomer for various hot leg break sizes (cm^2) calculated with GRS-MIX and reference transients.

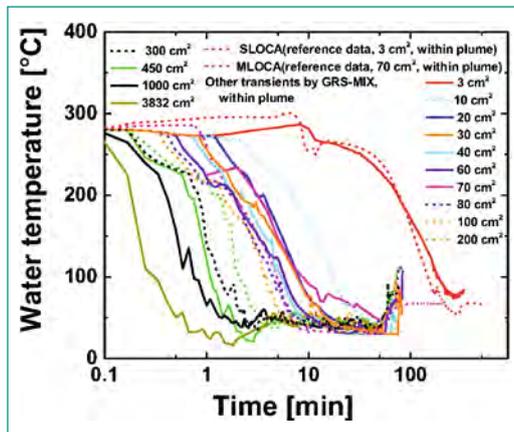


Figure 9b:
Heat transfer coefficient history for various hot leg break sizes (cm^2) calculated with GRS-MIX and reference transients.

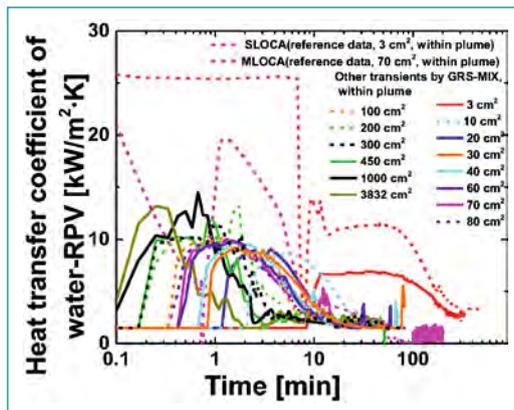
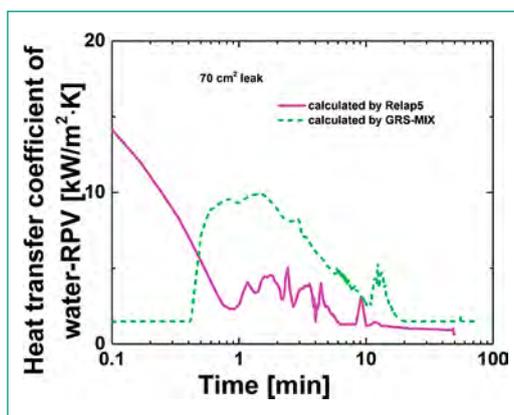


Figure 9c:
Comparison of HTC as predicted by RELAP5 and GRS-MIX for the MLOCA case.



obtained from the UPTF test facility [7]. Depending on the injection flow rate and the collapsed water level in the cold leg, either stratified flow or counter-current flow pattern in the cold leg can be identified. The heat transfer coefficient can be calculated from a modified Dittus-Boelter correlation based on the plume parameters. The model is implemented in the specialized GRS-MIX code [8], which is used in the current analyses. In addition to boundary conditions for the injection flow, temperatures of the counter-current flow in the cold leg and that outside of the plume are approximated using the RELAP5 results. Figures 9 show the temperatures (Fig. 9a) and HTC (Fig. 9b) obtained using GRS-MIX. Since GRS-MIX considers the cooling plume whereas RELAP5 does not, the

corresponding temperatures are different and the HTC are partially much higher than those from RELAP5. Nevertheless, it should be considered that the obtained results are still based on boundary conditions for temperatures which are obtained using one-dimensional simulations from RELAP5 and in additional differences in the geometries and operational conditions give rise to uncertainties in the predictions using GRS-MIX.

2.4 Refined probabilistic RPV-PTS-analysis for a reference RPV (SP I)

The integrity analysis of the RPV subjected to transients ranging from 3 cm^2 to 3832 cm^2 leak, as shown in Figs. 1–3, are studied by deterministic and probabilistic methods with the FAVOR code [9]. The input data for all these transients are calculated by the system code RELAP5 as prescribed above, except for the MBLOCA and SBLOCA (denoted as reference data) which are calculated with a semi analytical method. Note that in the MBLOCA and SBLOCA the plume cooling regions are considered as in [2–4]. In a deterministic assessment, an axial surface crack with depth of 17 mm and aspect ratio (length/depth) of 6 is considered. The comparison of K_I with K_{IC} ($RT_{NDT} = 93 \text{ }^\circ\text{C}$, limiting value given by [10]) is shown in Fig. 10a. It is shown that for most of the transients K_{IC} is higher than K_I , meaning that no crack initiation will occur. However, during the MBLOCA transient, K_I (from reference data) is higher than K_{IC} for a large part of the time. In this period of time, crack initiation may occur if WPS effects are ignored. WPS means that crack initiation will not occur even if $K_I > K_{IC}$ if the material was prestressed at a higher temperature. Thus, with regard to crack initiation, the 10, 20, 70 (MBLOCA) and 1000 cm^2 are the most critical transients. Calculations based on GRS-MIX (in which plume cooling is considered) have shown that the K_I -curves are shifted to lower temperatures, meaning that the loading at the crack front is even more critical. In Fig. 10b, K_I of different cracks is compared to K_{IC} for the MBLOCA transient. Both surface and embedded cracks with different depths are studied. It is shown that for the surface cracks, a decrease of the crack depth will shift the peak K_I to lower temperature. This makes crack initiation for shallow cracks more likely and therefore more

critical concerning crack initiation than deep ones. For the embedded cracks, K_I decreases significantly once the crack tip moves from inner surface to the outer surface. This is due to the larger thermal gradient at the inner surface compared to that at the outer surface of the vessel. Note that the K_I -curves for the embedded crack shown in Fig. 10b are calculated at the point near the cladding, meaning that it has no direct consequences on the thru-wall failure behavior. From the deterministic analysis shown in Figs. 10a, we conclude that no crack initiation is predicted for the 17 mm deep axial crack, if WPS effects are considered. However, for shallow cracks with depths less than 17 mm, as shown in Fig. 10b, there is no WPS effect and crack initiation must be expected. Note that crack initiation does not mean that the RPV fails, since cracks could arrest. However, no crack arrest analyses were performed yet in the deterministic calculations.

The probabilistic analysis is focused on the belt-line region of the vessel, which is composed of two rings and a welding region. RT_{NDT} is used for the analysis and ΔRT_{NDT} (ΔT_{41}) is calculated as the temperature shift of RT_{NDT} . In the probabilistic analysis, the crack databases from the decommissioned plants, PVRUF and Shoreham in the U.S. [11] are used to generate crack properties distribution functions. The crack density, depth, location, orientation, aspect ratio are assumed to be random variables. The mean depths for surface and embedded crack are of about 5 mm and of 1.9–8.9 mm, respectively. From material property part, ΔRT_{NDT} , K_{IC} and K_{Ia} are assumed as random variables.

The calculated conditional crack initiation and failure probabilities for all the transients are listed in Table 1. Note that the WPS effect and crack arrest are considered in the probabilistic calculations. The total cumulative failure frequency under several transients is determined from the summation of the products of the individual transient occurrence frequency and the corresponding conditional vessel failure probability. Due to the low conditional failure probability and occurrence frequency, the calculated total failure frequency fulfills the acceptance criterion (is less than 1×10^{-6} /year) for RPVs [12]. Therefore, from a probabilistic point of view (with considering WPS effects and crack arrest) the reference RPV is regarded as safe concerning the studied transients.

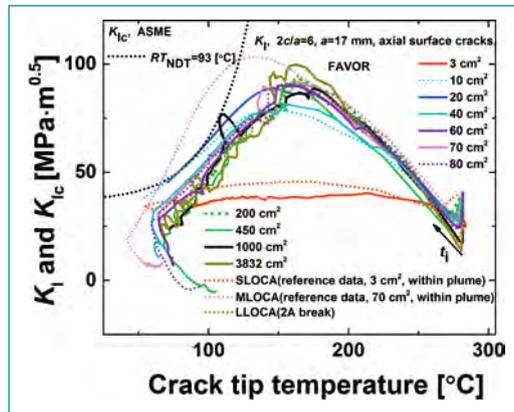


Figure 10a: Comparison of K_I with K_{IC} for all transients studied, based on RELAP5 and ref. data

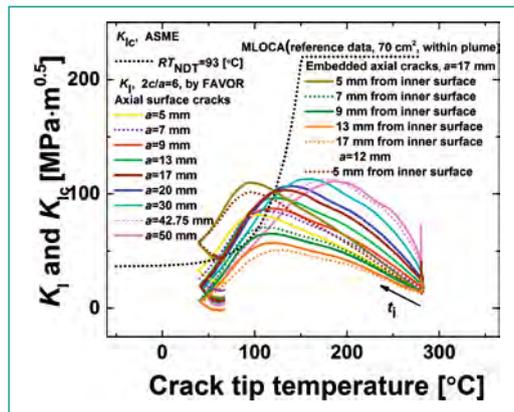


Figure 10b: Comparison of K_I with K_{IC} for surface and embedded cracks loaded by a MBLOCA.

2.5 Effects of plume cooling on stress intensities and failure probabilities (SP I/III)

The effect of plume cooling on the integrity of the RPV is studied with the FAVOR code. The MBL-OCA and SBLOCA transient with and without considering plume cooling, calculated by CFD, GRS-MIX, ref. data and RELAP5 are compared in Figs. 11a and 11b with reference data. Obviously the vessel wall temperature within the plume region is lower than that outside. The temperature history inside, outside and at the border of the plume, calculated by CFD, is used in the PFM calculations. Cracks are postulated in order to calculate stress intensities for 800 seconds and 2560 seconds (the most severe period) of the MBLOCA and SBLOCA, respectively. Note that the original FAVOR code is modified to allow reading of the RPV temperature distribution calculated by CFD. Note that in FAVOR the vessel is assumed to be uniformly loaded (in circumferential and axial direction) by the water temperature inside, outside or at the border of the plume. These three cases are compared in order to evaluate the plume effect on the RPV integrity.

The stress intensities from the deterministic analysis with considering plume cooling effects are com-

pared in Figs. 11c and 11d for MBLOCA and SBLOCA, respectively. It is seen that the peak K_I of the crack in the plume is increased by about 33% compared to that outside the plume. Peak K_I of the

cracks inside the plume (based on CFD) increases more than 40% compared with that outside (based on RELAP5). Thus, neglecting the effect of the cold plume in the safety assessment is a non-conservative simplification.

The resulting probabilities for cracks inside, outside and at the border of the plume, calculated with FAVOR and based on temperatures calculated with RELAP5, CFD, GRS-MIX and reference data, are shown in Table 1. Note that the probabilities are calculated concerning a $RT_{NDT}=93\text{ }^\circ\text{C}$. It is shown that the probabilities inside the plume are more than 1 order of magnitude higher than that within the border region of the plume, and more than 9 orders of magnitude higher than that outside the plume, which is in agreement with the deterministic analysis. It is worth mentioning that the simulated time windows in the CFD calculations do not cover the whole transient time and therefore the conditional probabilities based on CFD calculations are underestimating the risk of crack initiation. Small differences between GRS-MIX and reference data based probabilities are observed, whereas the differences between RELAP5 based ones are significant, which is the consequence of considering local cooling effects. Table 1 also shows the large scatter of the probabilities with respect to the break leak sizes, the reason for this are fluctuations of temperatures and HTCs.

Figure 11a: Wall temperature for MBLOCA, with and without considering plume cooling.

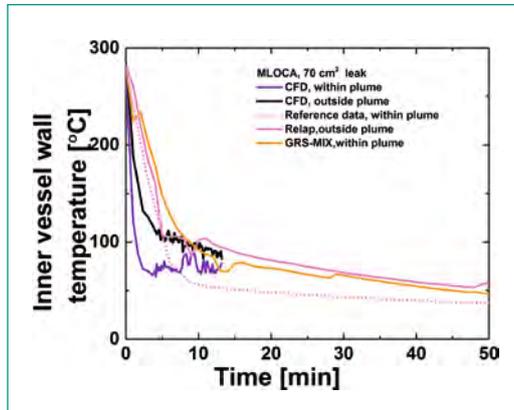


Figure 11b: Wall temperature for SBLOCA, with and without considering plume cooling.

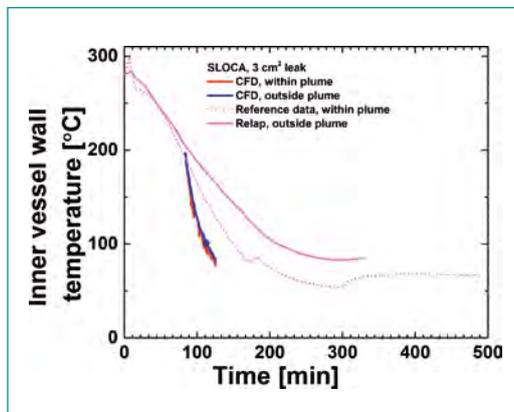


Figure 11c: Deterministic assessment of the RPV by considering plume cooling, MBLOCA.

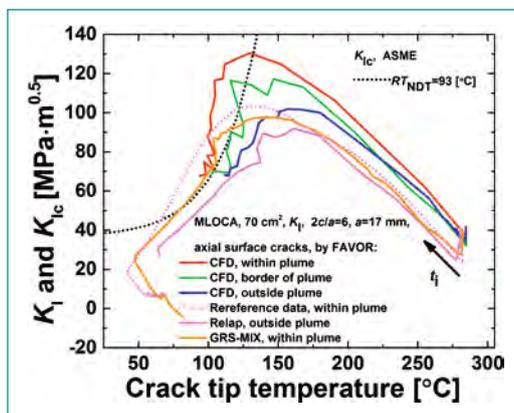
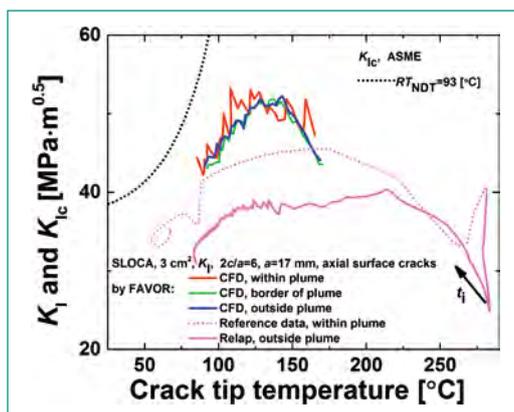


Figure 11d: Deterministic assessment of the RPV by considering plume cooling, SBLOCA.



3. 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.

4. 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).

	3 cm ²	70 cm ²	450 cm ²	10 cm ²	20 cm ²	30 cm ²	40 cm ²	60 cm ²
Conditional initiation probability (Relap5)	6.13x10 ⁻⁷	7.85x10 ⁻⁴	3.79x10 ⁻⁵	1.32x10 ⁻⁵	9.83x10 ⁻⁶	1.17x10 ⁻⁵	1.05x10 ⁻⁶	3.18x10 ⁻⁶
Conditional failure probability (Relap5)	5.49x10 ⁻⁷	1.00x10 ⁻¹³	1.00x10 ⁻¹³	6.01x10 ⁻⁷	7.56x10 ⁻¹⁰	1.00x10 ⁻¹³	1.00x10 ⁻¹³	1.00x10 ⁻¹³
Conditional initiation probability (GRS-MIX)	7.56 × 10 ⁻⁶	1.38 × 10 ⁻²	5.53x10 ⁻⁶	9.95 × 10 ⁻⁴	4.99 × 10 ⁻⁴	3.80 × 10 ⁻⁴	7.40 × 10 ⁻³	1.78 × 10 ⁻³
Conditional failure probability (GRS-MIX)	6.36 × 10 ⁻⁸	9.51 × 10 ⁻⁷	1.00 × 10 ⁻¹³	1.38 × 10 ⁻⁵	3.12 × 10 ⁻⁸	3.38 × 10 ⁻⁹	1.00 × 10 ⁻¹³	1.46 × 10 ⁻⁸
Conditional initiation probability (reference transient)	2.46x10 ⁻⁵	4.19x10 ⁻²						
Conditional failure probability (reference transient)	2.44x10 ⁻⁵	1.00x10 ⁻¹³						
Conditional initiation probability (CFD, inside plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	7.87 × 10 ⁻³						
Conditional failure probability (CFD, inside plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	4.57 × 10 ⁻⁴						
Conditional initiation probability (CFD, border plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	7.93 × 10 ⁻⁴						
Conditional failure probability (CFD, border plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	6.64 × 10 ⁻⁹						
Conditional initiation probability (CFD, outside plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	1.00 × 10 ⁻¹³						
Conditional failure probability (CFD, outside plume)	1.00 × 10 ⁻¹³	1.00 × 10 ⁻¹³						
	80 cm ²	100 cm ²	200 cm ²	300 cm ²	1000 cm ²	3832 cm ²	2 × 3832 cm ²	
Conditional initiation probability (Relap5)	1.89x10 ⁻⁵	1.19x10 ⁻¹³	1.66x10 ⁻⁵	1.00x10 ⁻¹³	3.92x10 ⁻⁹	8.95x10 ⁻⁴	1.31x10 ⁻⁴	
Conditional failure probability (Relap5)	1.00x10 ⁻¹³							
Conditional initiation probability (GRS-MIX)	2.74 × 10 ⁻²	3.03 × 10 ⁻³	4.68 × 10 ⁻³	2.52 × 10 ⁻³	5.54 × 10 ⁻⁴	8.95 × 10 ⁻⁹		
Conditional failure probability (GRS-MIX)	1.00 × 10 ⁻¹³							

Table 1: Conditional probability of crack initiation and failure for different transients with respect to $RT_{NDT} = 93$ °C, calculated with FAVOR and based on temperatures calculated with RELAP5, GRS-MIX, CFD and reference data.

5. Assessment of 2015 and Perspectives for 2016

5.1 Assessment of 2015

The project goals are fully achieved. A spectrum of PTS-transients, initiated by different postulated crack sizes in the hot leg, was simulated with RELAP5, GRS-MIX and CFD followed by deterministic and probabilistic FM calculations with XFEM and FAVOR. The CFD simulations showed a pronounced dynamic behaviour of the cooling plume with large temperature differences (about 100 °C and ≈ 0.166 Hz). The largest temperature shock of about 230 °C appears 1 meter below the inlet in a less irradiated region of the RPV. Symmetric cooling (loop A and B) results in a faster mixing of the cold with the hot water, whereas unilateral cooling lead to a more stable cooling plume. Two-phase flow results (not presented in this report) in a larger thermal shock than the corresponding single-phase case.

The comparison of stress intensities, calculated based on the different thermal-hydraulic tools (RELAP5, GRS-MIX, ref. data and CFD), showed large differences (about 40%) which should be

clarified by further validating these methods. It could be shown that CFD calculations followed by 3D FE-structural mechanics calculations are necessary for a more detailed evaluation of the inhomogeneous load e.g. by fluctuating cooling plumes. The analyses of additional transients allowed evaluating the most critical ones, which are the 10, 20, 70 (MBLOCA) and 1000 cm² leak break transients. The SIFs depend on the method (code) used for temperature calculation. Highest K_I are observed for cracks within the cooling plume based on temperatures from CFD, followed by those based on reference data and GRS-MIX. If the SIFs are based on RELAP5 without considering the cooling plume, the peak K_I are found to be about 33% lower.

Probabilistic PTS analyses were performed for all transients and crack sizes mentioned above by using different crack distribution data and it was found that conditional probabilities inside the plume are more than 9 orders of magnitude higher than those outside the plume. However, the calculated total failure frequencies satisfy the screening criteria, meaning that the RPV is found to be safe. MBLOCA appeared to be the most critical transient concerning crack initiation. Shallow cracks may be more critical than deep cracks with respect to RPV

failure because of the lack of crack arrest. A change in the boundary conditions (p, T, HTC) of 10% result in increase of the RPV failure probability of about factor 100 (SBLOCA) and of about factor 1000 (MBLOCA), respectively. The large fluctuations observed in the temperatures and HTC are reflected in the probabilities for crack initiation and RPV failure. This makes a comparison of probabilistic results cumbersome.

The investigation of modern fracture mechanics methods, namely, the application of local approaches to fracture (LAF) in the DBT region, considering WPS effects on material toughness by using local approaches to fracture, calibration of the Beremin model parameters using the Master Curve concept together with Monte Carlo simulations and the analysis of constrain effects are not described in this report but published in [13–15].

5.2 Perspectives for 2016

Several open questions concerning RPV integrity under PTS load were detected, discussed with specialists from ENSI and external partners and a follow-up project was defined. In this follow-up project (PROBAB), the RPV integrity will be further analyzed in a broader context and with advanced numerical methods. Furthermore, the probabilistic analyses will be extended to components (nozzles and piping) connected to the RPV and to active damage mechanisms as fatigue or stress corrosion cracking. Table 2 shows the separation of the follow-up project PROBAB into three subprojects.

6. Publications

M. Niffenegger, K. Reichlin, The proper use of thermal expansion coefficients in finite element calculations, Nuclear Engineering and Design 243 (2012) 356–359.

G. Qian, M. Niffenegger, «Procedures, methods and computer codes for the probabilistic assessment of reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shocks», Nuclear Engineering and Design 258, 2013, 35–50.

G. Qian, M. Niffenegger, M.A. Zhou, W.B. Li, S., «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 Volume 105–106, 2013, 19–27.

G. Qian, M. Niffenegger, «Integrity analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks by considering constraint effect», Engineering Fracture Mechanics 112, 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.

G. Qian, M. Niffenegger. Deterministic and probabilistic analysis of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. Nuclear Engineering and Design, Vol. 273 (2014) 381–395.

G. Qian, V.F. Gonzalez-Albuixech, M. Niffenegger. Probabilistic PTS analysis of a reactor pressure vessel by considering realistic crack distributions. Nuclear Engineering and Design, Vol. 270 (2014) 312–324.

G. Qian, V.F. Gonzalez-Albuixech, M. Niffenegger. In-plane and out-of-plane constraint effects under pressurized thermal shocks. International Journal of Solids and Structures, Vol. 51 (2014) 1311–1321.

G. Qian, M. Niffenegger, Probabilistic pressurized thermal shocks analysis for a reactor pressure vessel. Proceedings of ASME PVP (2014), 2014-28765.

G. Qian, V.F. Gonzalez-Albuixech, M. Niffenegger, Constraint effects for a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock, Procedia Materials Science, Vol. 3 (2014) 1687–1693.

G. Qian, M. Niffenegger, Methodology and warm prestressing effect for pressurized thermal shock

Table 2:
Subprojects of the
project PROBAB

Subproject	Research Topic	Portion
TP-I	In depth parameter study of transients with RELAP5, GRS-MIX, ATHLET und CFD considering different cooling regimes.	25%
TP-II	Probabilistic & deterministic fracture mechanics analyses of RPVs under PTS load, start-up and shutdown transients, with considering of neutron embrittlement and material inhomogeneities.	50%
TP-III	Probabilistic integrity analyses of critical RPV regions and piping by considering active damage mechanisms.	25%

analysis in nuclear power plant, Proceedings of 2014 International Symposium on Structural Integrity, 49–58.

M. Sharabi, B. Niceno, V.F. Gonzalez-Albuixech, M. Niffenegger, «Computational Fluid Dynamics of Pressurized Thermal Shock Phenomena in the Reactor Pressure Vessel,» Proc. Of CFD4NRS-5, ETH-Zurich, Switzerland, Sept. 9–11 (2014).

V.F. González-Albuixech, G. Qian, M. Niffenegger, Integrity analysis of a reactor pressure vessel with quasi laminar flaws subjected to pressurized thermal shocks, Nuclear Engineering and Design 280 (2014), 464–472.

V.F. González-Albuixech, G. Qian, M. Niffenegger, Integrity analysis of reactor pressure vessels subjected to pressurized thermal shocks by XFEM, Nuclear Engineering and Design 275 (2014), 336–343.

G. Qian, M. Niffenegger, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks, Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME, Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME, Volume 137, Issue 1, 1 February 2015, Article number 011204.

G. Qian, V.F. González-Albuixech, M. Niffenegger, Calibration of Beremin model with the Master Curve, Engineering Fracture Mechanics 136 (2015), 15–25.

G. Qian, M. Niffenegger, D. R. Karanki, S. Li, Probabilistic leak-before-break analysis with correlated input parameters, Nuclear Engineering and Design 254 (2015), 266–271.

G. Qian, M. Niffenegger, Investigation of constraint and warm prestressing effects by means of a local approach to fracture, Engineering Fracture Mechanics 136 (2015), 26–37.

G. Qian, M. Niffenegger, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. ASME Journal of Pressure Vessel Technology, 2015 (137) (011204-1)-(011204-7).

G. Qian, M. Niffenegger, Probabilistic pressurized thermal shocks analyses for a reactor pressure vessel, Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME, Volume 137, Issue 6, 1 December 2015, Article number 61206.

V.F. Gonzalez-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno, N. Lafferty, Comparison of PTS analyses of RPVs based on 3D-CFD and RELAP5, Nuclear Engineering and Design, Volume 291, 18 June 2015, Pages 168–178.

V.F. Gonzalez-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno, N. Lafferty, Coupled RELAP5, 3D

CFD and FEM analysis of postulated cracks in RPVs subjected to PTS loading, Nuclear Engineering and Design, accepted for publication.

M. Sharabi, V.F. González-Albuixech, N. Lafferty, B. Niceno, M. Niffenegger, Computational Fluid Dynamics Study of Pressurized Thermal Shock Phenomena in the Reactor Pressure Vessel, accepted for publication in Nuclear Engineering and Design.

7. Conferences and Seminars

ASME 2015 Pressure Vessels & Piping Conference –PVP2015.19–23, July, Boston, Massachusetts, USA, Probabilistic pressurized thermal shocks analysis for a reactor pressure vessel by considering plume effect, G. Qian, V.F. González-Albuixech, M. Niffenegger, M. Sharabi.

XXXII encuentro del grupo español de fractura e integridad estructural, international edition, 32 CEFIE (32 GEF) FRACTUSAL 2015, 2–4 April 2015. San Lorenzo de el Escorial. Spain. Comparison of PTS Analyses of RPVs based on 3D-CFD and RELAP5, V.F. González-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno and N. Lafferty.

ETSON Expert Group Meeting «Mechanical Systems», 3–4 February 2015 and 1–2 October 2015, GRS Köln, Deutschland. M. Niffenegger.

18th Meeting of the International Group on Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM), 22–29 November 2014, Miyazaki, Japan. M. Niffenegger.

NUGENIA FORUM+DEFI-PROSAFE Meeting, 13–16 April 2015, Ljubljana, Slowenien. M. Niffenegger.

SNETP, NUGENIA General Assembly, 16–18 March 2015, Brüssel, Belgien. M. Niffenegger.

NUGENIA Plenary Meeting Nr. 3, 8–10 September 2015, Paris, Frankreich. M. Niffenegger.

GRS-MIX Seminar, 1 September 2015, Garching, Deutschland, M. Sharabi, M. Niffenegger.

8. References

- [1] *M. Niffenegger, H. P. Seifert, G. Qian*: Projektantrag PISA-II zu Handen des ENSI, AN-46-12-01, 12.3.2012.
- [2] *M. Niffenegger et al*: ENSI Research Report 2012.
- [3] *M. Niffenegger et al*: ENSI Research Report 2013.
- [4] *M. Niffenegger et al*: ENSI Research Report 2014.

- [5] *V.F. González-Albuixech, G. Qian, M. Niffenegger*, Integrity analysis of a reactor pressure vessel with quasi laminar flaws subjected to pressurized thermal shocks, *Nuclear Engineering and Design* 280 (2014), 464–472.
- [6] *Mahaffy, J., et al.* Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactors Safety Applications. NES/CSNI/R (2007)5.
- [7] *Damerell, P.S., Simonis, J.W., 1992.* 2D/3D Program Work Summary Report. Tech. rept. GRS.
- [8] *Sonnenburg, H. G., 1997.* Phänomenologische Versuchsauswertung des Versuchs UPTF-TRAM C1 Thermisches Mischen im Kaltstrang. GRS-A-2434.
- [9] *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. NU-REG/CR -6854.
- [10] Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken, (SR 732.114.5), 16.4.2008.
- [11] *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.
- [12] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Section 50.61a of the Code of Federal Regulations, «Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events,» 10 CFR 50.61a, (2010).
- [13] *G. Qian, M. Niffenegger, 2015.* Investigation of constraint and warm prestressing effects by means of a local approach to fracture. *Engineering Fracture Mechanics*, Vol. 136, 26–37.
- [14] *G. Qian, V.F. González-Albuixech, M. Niffenegger*, Calibration of Beremin model with the Master Curve, *Engineering Fracture Mechanics* 136 (2015), 15–25.
- [15] *G. Qian, M. Niffenegger*, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. *ASME Journal of Pressure Vessel Technology*, 2015 (137) (011204-1)-(011204-7).

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff, P. Brede, S. Ghadimi, 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, D-44787 Bochum, Deutschland
Tel., E-Mail, Internetadresse	+49 (0)234 96 130 30, spi@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer des Projekts	Januar 2012 bis Dezember 2014 (ursprüngliche Planung)

ZUSAMMENFASSUNG

Das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert und sollte planmässig innerhalb der Laufzeit von 2012 bis 2014 zum Abschluss gebracht werden (zum Laufzeitende 2014 siehe Abschnitt «Bewertung 2015 und Ausblick 2016»); 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 in den Erfahrungs- und Forschungsberichten der letzten drei Jahre bereits vorgestellt, weshalb sich der vorliegende Bericht auf die im Jahr 2015 durchgeführten Versuche und ihre rechnerischen Simulationen konzentriert und Modellabbildungen sowie Berechnungsverfahren nur soweit erforderlich erläutert werden. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI), Basler & Hofmann (B&H) sowie Principia an diesem Projekt.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2015 elf Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar drei Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), drei Versuche zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series) und fünf Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen (Liquid effect tests, L-Series).

Im vorliegenden Bericht werden die 2015 durchgeführten weiteren drei Versuche am Versuchskörper V1 zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen sowie die zugehörigen rechnerischen Simulationen vorgestellt. Des Weiteren werden die im Rahmen der Planung der weiteren Versuche X5 bis X8 mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten durchgeführten rechnerischen Untersuchungen behandelt.

Projektziele

Das Ziel dieses Projektes besteht darin, 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 und erweitert 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 Durchführung der Tests V1D bis V1F

An dem Versuchskörper V1 zur Untersuchung der Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung sind im «VTT Technical Research Centre of Finland» bereits 2014 nacheinander die drei Tests V1A, V1B und V1C mit den nahezu gleichen Aufprallgeschwindigkeiten 113,7 m/s, 114,9 m/s und 114,7 m/s durchgeführt worden. Die aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer Rückwand sowie seitlich zur Stabilisierung angeordneten Dreieckswänden bestehende Struktur ist schon im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2014 beschrieben worden. Aufgrund der nur geringen Schädigung durch die bereits erfolgten Tests sind an demselben Versuchskörper 2015 drei weitere Tests durchgeführt worden, und zwar einer (V1D) mit vergleichbarer Geschwindigkeit (112,6 m/s) und noch zwei mit 60,3 m/s (V1E) und 61,8 m/s (V1F).

Rechnerische Simulation der Tests V1D bis V1F

Die von SPI durchgeführten dynamischen Analysen erfolgten an dem in Abbildung 1 dargestellten Finite-Elemente(FE)-Modell mit dem Programm SO-

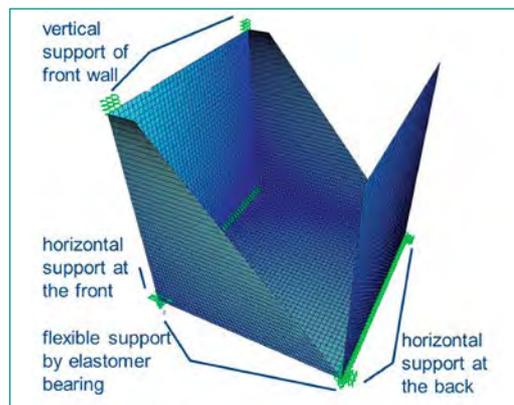


Abbildung 1: Test V1, SOFiSTiK-FE-Modell mit Lagerungsbedingungen, Quelle: SPI



Abbildung 2: Test V1, Horizontallager an der Rückseite des Versuchskörpers, Quelle: VTT

FiSTiK [1], wobei die Betonstruktur auf Schalenelemente und die Lagerungen auf Federelemente abgebildet wurden.

Insbesondere die mit diesem Modell berechneten Vertikalverschiebungen der Rückwand in den im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2014 beschriebenen Versuchen V1A bis V1C erreichten deutlich höhere Amplituden als die gemessenen Verschiebungen. Nachträglich durchgeführte Parameteranalysen ergaben, dass aufgrund von Reibungsvorgängen an den in Abbildung 2 gezeigten horizontalen Lagern ungewollt zusätzliche Vertikalkräfte übertragen werden, die die Strukturantwort dämpfen und die vertikalen Verschiebungen verringern.

Die Ergebnisse der SOFiSTiK-Berechnungen für den ersten Test V1A mit einem Reibungsbeiwert 0,4 an den rückseitigen Horizontallagern sind in den Abbildungen 3 bis 6 den Rechenwerten ohne Berücksichtigung von Reibung und den Messwerten gegenübergestellt. Insbesondere die ursprünglich am stärksten abweichenden vertikalen Verschiebungen der Rückwand stimmen mit Berücksichtigung von Reibung gut mit den Messwerten überein, siehe Abbildung 3. Aber auch die Grössenordnung der horizontalen Verschiebungen

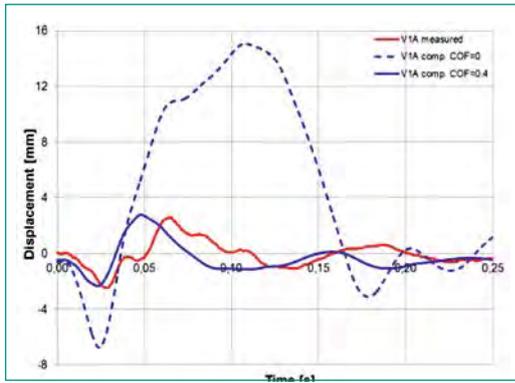


Abbildung 3 (links): Test V1A, vertikale Verschiebungen der Rückwand aus Berechnung und Versuch (COF = Reibungsbeiwert), Quelle: SPI

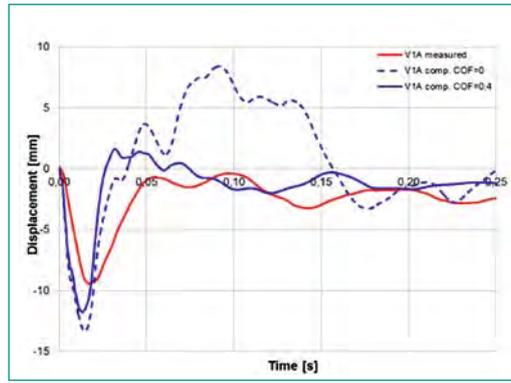


Abbildung 4 (rechts): Test V1A, horizontale Verschiebungen in der Mitte der Vorderwand aus Berechnung und Versuch (COF = Reibungsbeiwert), Quelle: SPI

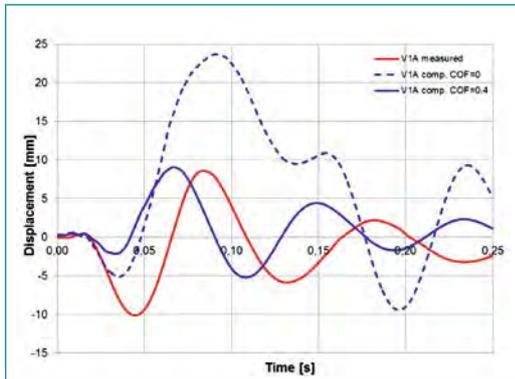


Abbildung 5 (links): Test V1A, horizontale Verschiebungen an OK Rückwand aus Berechnung und Versuch (COF = Reibungsbeiwert), Quelle: SPI

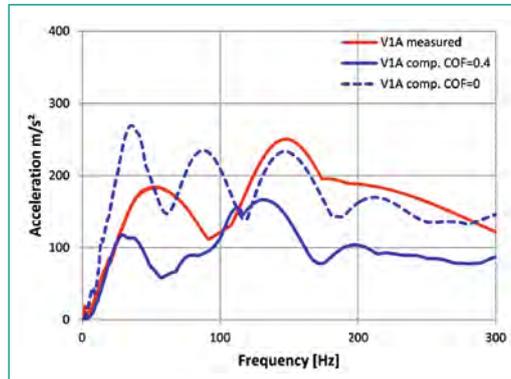


Abbildung 6 (rechts): Test V1A, vertikale Beschleunigungsantwortspektrien ($D = 5\%$) der Rückwand aus Berechnung und Versuch (COF = Reibungsbeiwert), Quelle: SPI

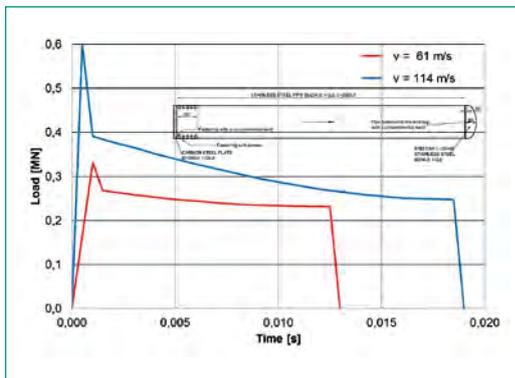


Abbildung 7 (links): Test V1, Lastzeitfunktionen des Projektilaufpralls mit $v = 114\text{ m/s}$ (V1A – V1D) und $v = 61\text{ m/s}$ (V1E – V1F) nach dem Riera-Verfahren, Quelle: SPI

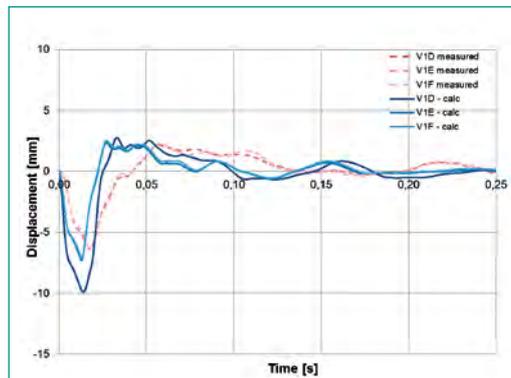


Abbildung 8 (rechts): Test V1, gemessene und berechnete horizontale Verschiebungen in der Mitte der Vorderwand (V1D – V1F), Quelle: SPI

wird auf diese Weise rechnerisch besser erfasst, vgl. Abbildungen 4 und 5. Demgegenüber werden die vertikalen Beschleunigungsantwortspektrien der Rückwand bei Ansatz eines Reibungsbeiwerts von 0,4 im gesamten Frequenzbereich unterschätzt, siehe Abbildung 6. Um in diesem Punkt eine bessere Übereinstimmung zu erzielen, ist der Reibungsbeiwert in den SOFISTIK-Berechnungen zu den 2015 durchgeführten Anschlussversuchen V1D bis V1F auf 0,3 verringert worden. Aufgrund der Änderung des Reibungsbeiwertes auf 0,3 war es zur Berücksichtigung der Vorschädigung erforderlich, die gesamte Versuchsreihe einschließlich V1A bis V1C erneut durchzurechnen. Als Einwirkung aus dem Projektilaufprall wurden hierfür die nach dem Verfahren von Riera ermit-

telten Lastzeitfunktionen für ein rohrförmiges Projektil aus nichtrostendem Stahl mit 250 mm Innendurchmesser und 2 mm Wandstärke aufgebracht. In Abbildung 7 sind die Lastzeitfunktionen für den Aufprall mit $v = 114\text{ m/s}$ (Mittelwert V1A – V1D) und $v = 61\text{ m/s}$ (Mittelwert V1E – V1F) dargestellt. Im Vergleich zu den stark oszillierenden, aber realistischeren Lasten einer Berechnung mit einem aus Platte und Projektil bestehenden gekoppelten FE-Modell sind mit der idealisierten Lastzeitfunktion nach Riera bezüglich Verschiebungen und Dehnungen gute Übereinstimmungen erzielt worden, siehe aufgeführte Publikationen. Bei Beschleunigungsantwortspektrien können allerdings im hohen Frequenzbereich Abweichungen von der Realität auftreten.

Die Ergebnisdarstellung zu den Systemverschiebungen in den Abbildungen 8 bis 10 beschränkt sich auf die 2015 durchgeführten Tests V1D bis V1F, wobei für die horizontalen Verschiebungen im Test V1D keine Messwerte zur Verfügung stehen, siehe Abbildungen 8 und 9. Die Messergebnisse für die Tests V1E und V1F mit der verminderten Aufprallgeschwindigkeit $v = 61$ m/s stimmen nahezu miteinander überein, da sich die Struktur unter dieser Belastung linear-elastisch verhält.

Die gemessenen vertikalen Verschiebungen sind in den Tests V1D bis V1F grösser als die mit dem Reibungsbeiwert 0,3 berechneten Werte, siehe Abbildung 10. Offenbar sind beim Neuaufbau der Versuchseinrichtung geringere Zwängungen in das Lagerungssystem eingebracht worden, als sie in den Tests V1A bis V1C vorhanden waren. Auch in

diesen ersten Tests war jedoch schon festzustellen, dass die Vertikalverschiebungen von Test zu Test grösser wurden. Aufgrund dieser Unbestimmtheiten wurde davon abgesehen, weitergehende Anpassungen in den rechnerischen Lagerungsbedingungen vorzunehmen.

In den Diagrammen der Abbildungen 11 bis 14 sind ausgewählte Beschleunigungszeitverläufe und Beschleunigungsantwortspektren aufgetragen. Die Horizontalbeschleunigungen an OK Rückwand werden von den Lagerungsbedingungen geringer beeinflusst als die Vertikalbeschleunigungen an UK Rückwand, weshalb die Übereinstimmung der Mess- und Rechenwerte unterschiedlich gut ist. Insgesamt kann jedoch festgestellt werden, dass die mit dem Programm SOFiSTiK erzielten Ergebnisse das reale Strukturverhalten gut wiedergeben

Abbildung 9 (links):

Test V1, gemessene und berechnete horizontale Verschiebungen an OK Rückwand (V1D – V1F),
Quelle: SPI

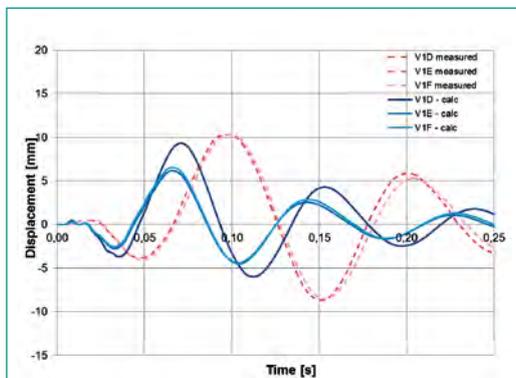


Abbildung 10 (rechts):

Test V1, gemessene und berechnete vertikale Verschiebungen an OK Rückwand (V1D – V1F),
Quelle: SPI

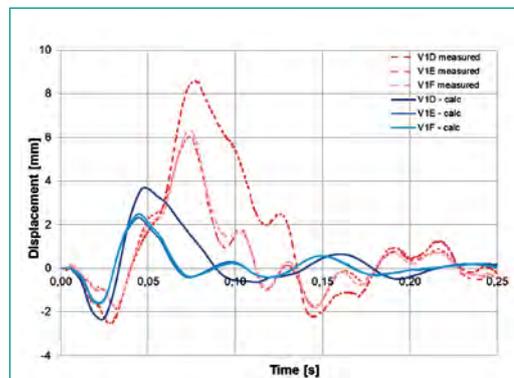


Abbildung 11 (links):

Test V1F, gemessene und berechnete horizontale Beschleunigungen an OK Rückwand,
Quelle: SPI

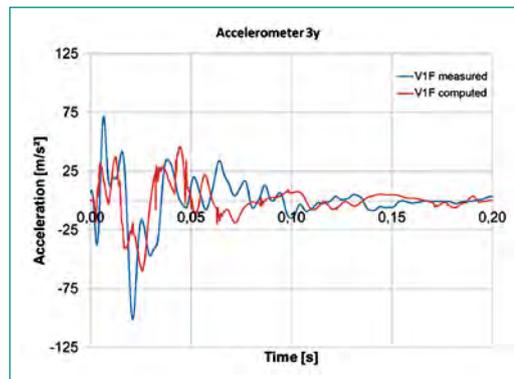
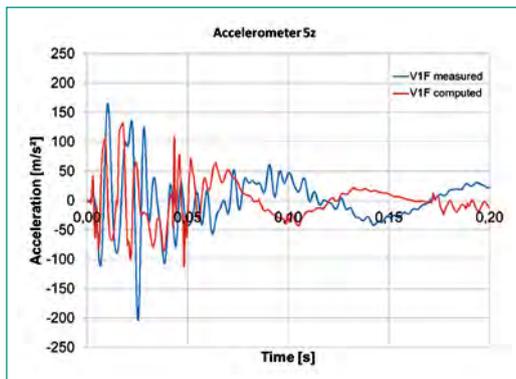


Abbildung 12 (rechts):

Test V1F, gemessene und berechnete vertikale Beschleunigungen an UK Rückwand,
Quelle: SPI

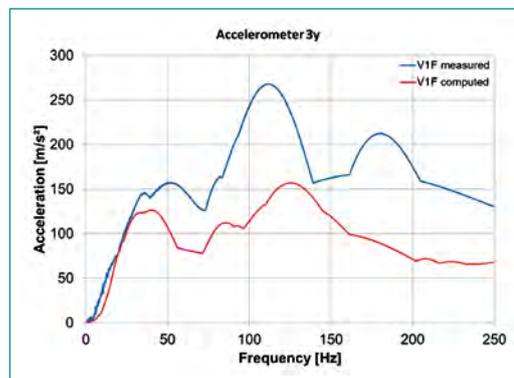
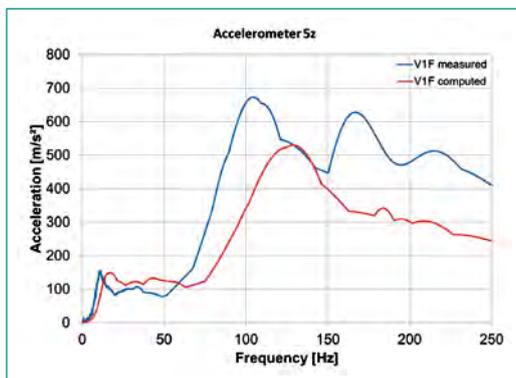


Abbildung 13 (links):

Test V1F, gemessene und berechnete horizontale Beschleunigungsantwortspektren ($D = 5\%$) an OK Rückwand,
Quelle: SPI

Abbildung 14 (rechts):

Test V1F, gemessene und berechnete vertikale Beschleunigungsantwortspektren ($D = 5\%$) an UK Rückwand,
Quelle: SPI

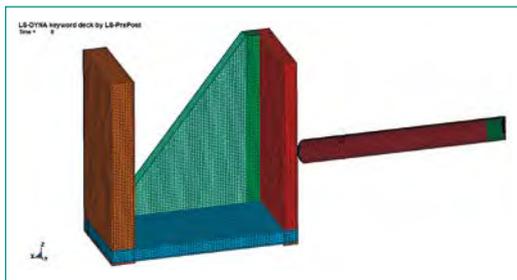


Abbildung 15: Test V1, gekoppeltes LS-DYNA-FE-Modell, Quelle: B&H

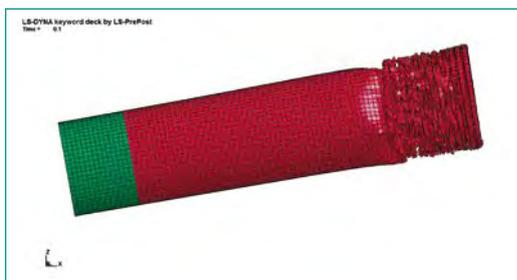


Abbildung 17: Test V1, Projektilverformung nach Aufprall mit $v = 114 \text{ m/s}$ (V1A - V1D) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

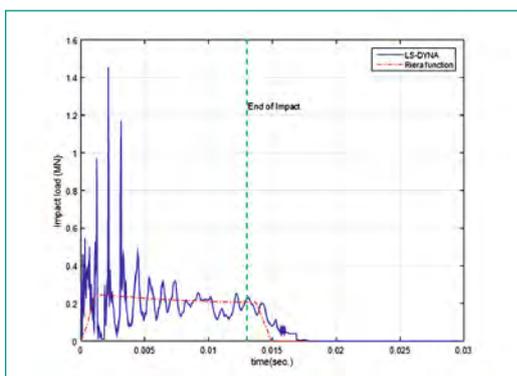


Abbildung 19: Test V1, Lastzeitfunktion des Projektillaufpralls mit $v = 60 \text{ m/s}$ (V1E - V1F) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

und bei eindeutigeren Randbedingungen noch deutlich bessere Simulationsergebnisse erreichbar sind. Die Abweichungen im hohen Frequenzbereich sind vornehmlich durch die idealisierte Lastzeitfunktion bedingt, die die Oszillationen des tatsächlichen Lastzeitverlaufs infolge des Knautschvorgangs des Projektils nicht beinhaltet.

Auch B&H hat mit dem Programm LS-DYNA [2] dynamische Analysen der Testserie V1 durchgeführt. Hierfür wurde das in Abbildung 15 dargestellte FE-Modell verwendet, in dem die Betonstruktur mit Volumenelementen und die darin eingebettete Bewehrung mit Stabelementen abgebildet wurden. Die Elastomerlager wurden mit elastischen Volumenelementen abgebildet, wobei Kontaktflächen zwischen dem Versuchskörper und den Elastomerlagern definiert wurden. Die unteren Knoten

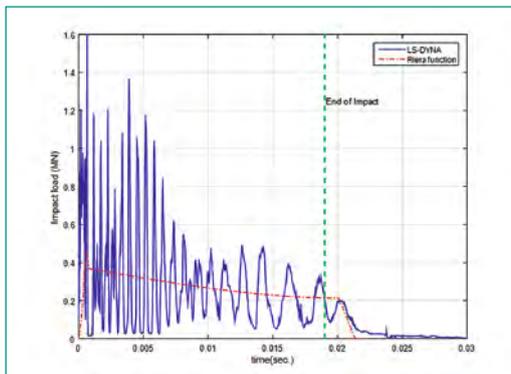


Abbildung 16: Test V1, Lastzeitfunktion des Projektillaufpralls mit $v = 114 \text{ m/s}$ (V1A - V1D) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

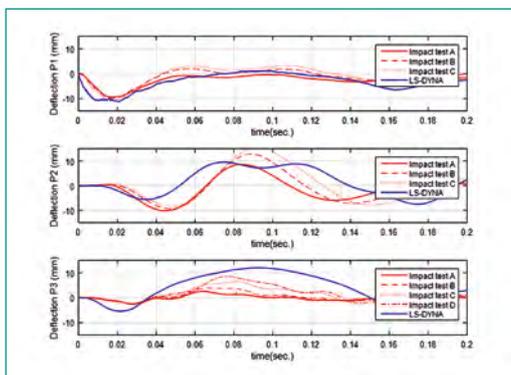


Abbildung 18: Test V1, gemessene und berechnete Verschiebungen in Mitte Vorderwand (P1: horizontal) und an OK Rückwand (P2: horizontal, P3 vertikal) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H



Abbildung 20: Test V1, Projektilverformung nach Aufprall mit $v = 60 \text{ m/s}$ (V1E - V1F) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

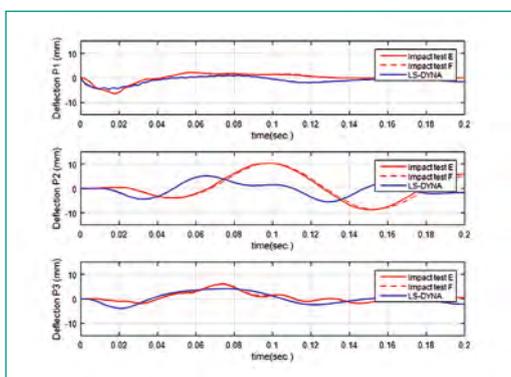


Abbildung 21: Test V1, gemessene und berechnete Verschiebungen in Mitte Vorderwand (P1: horizontal) und an OK Rückwand (P2: horizontal, P3 vertikal) aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

der Elastomerlager wurden vertikal unverschieblich gelagert. Bei dem LS-DYNA-FE-Modell handelt es sich um ein gekoppeltes Modell, in dem sich die Einwirkung auf die Betonstruktur unmittelbar aus dem mit der Aufprallgeschwindigkeit auftreffenden, mit Schalenelementen diskretisierten rohrförmigen Projektil ergibt. In Abbildung 16 ist die sich im Verlauf des Knautschvorgangs rechnerisch ergebende Lastzeitfunktion (Kontaktkräfte) bei Aufprall mit $v = 114 \text{ m/s}$ dargestellt. Zum Vergleich ist in dem Diagramm die impulsgleiche

Abbildung 22:
Test X5, gekoppeltes
Abaqus-FE-Modell,
Quelle: Principia

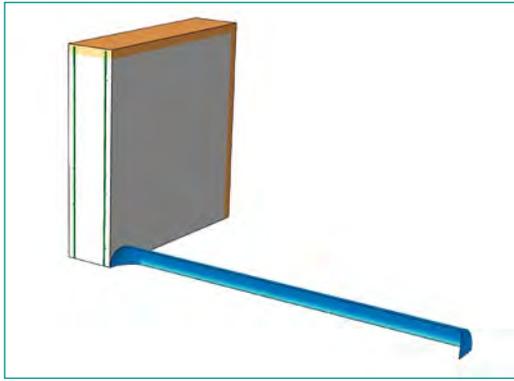


Abbildung 23:
Test X5, Diskretisierung
des FE-Modells,
Quelle: Principia

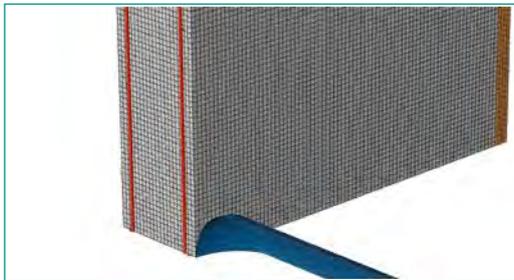
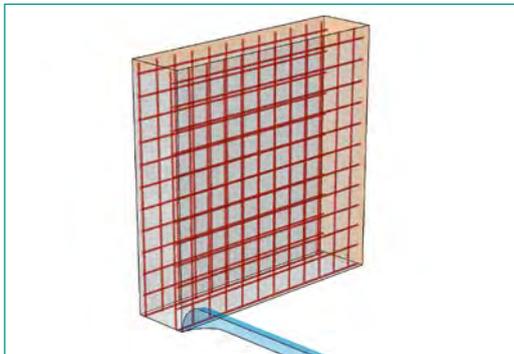


Abbildung 24:
Test X5, Modell-
abbildung des
Bewehrungsnetzes,
Quelle: Principia



Rierafunktion eingetragen. Der plastisch verformte Zustand des Projektils nach dem Aufprall mit $v = 114 \text{ m/s}$ ist in Abbildung 17 zu sehen.

Eine Reibungswirkung an den rückseitigen Horizontalagern ist in der LS-DYNA-Berechnung nicht berücksichtigt worden. Abbildung 18 beinhaltet einen Vergleich der für den Test V1A gemessenen und der für alle Tests mit $v = 114 \text{ m/s}$ berechneten Verschiebungen in der Mitte der Vorderwand und an OK Rückwand. Die horizontalen Verschiebungsmesswerte werden durch die Berechnungsergebnisse abgesehen von einer Phasenverschiebung gut nachvollzogen. Bei den Vertikalverschiebungen der Rückwand ergibt sich die auch aus der ursprünglichen SOFiSTiK-Berechnung ohne Berücksichtigung von Reibkräften an den Lagern hervorgegangene Abweichung zwischen Mess- und Rechenwerten.

In den Abbildungen 19 bis 21 sind zum Vergleich die entsprechenden Ergebnisse für die Tests V1E und V1F mit $v = 60 \text{ m/s}$ dargestellt. Da in dieser zweiten Hälfte der Testserie V1 die Zwängungswirkung des Lagerungssystem – wie schon festgestellt

– von geringerer Intensität ist, ist die Übereinstimmung der berechneten Verschiebungen mit den Messwerten hier besser als in den ersten Tests V1A bis V1C.

Entwurf der Tests X5 bis X8

Die für die Durchführung im Jahr 2016 vorgesehenen vier weiteren Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens sind im Wesentlichen in Zusammenarbeit der Projektbeteiligten EDF und ENSI entwickelt worden. Die Zielsetzung für den Test X5 ohne Schubbewehrung in der Versuchsplatte besteht in der Erkundung des Betontraganteils an der Durchstanztragfähigkeit bei Aufprall eines verformbaren Projektils. Die Zielsetzung der Versuche X6 bis X8 besteht in der Untersuchung des Einflusses der Schubbewehrungsform auf die Durchstanztragfähigkeit. Im Test X6 sind geschlossene Bügel, in X7 Stäbe mit aufgestauchten Ankerköpfen und in X8 Stäbe mit Endhaken vorgesehen. Der in allen drei Tests X6 bis X8 gleiche Schubbewehrungsgrad ist in Kombination mit der vorgesehenen Aufprallgeschwindigkeit so gewählt, dass der Grenzzustand der Tragfähigkeit nahezu erreicht wird, eine Perforation wie beim Tests X4 aber nicht erfolgt.

Rechnerische Simulation des Tests X5

Für die Bestimmung der geeigneten Aufprallgeschwindigkeit im Test X5 sind von Principia parametrische FE-Analysen mit dem in Abbildung 22 dargestellten gekoppelten FE-Modell durchgeführt worden. Hierfür ist das Programm Abaqus [3] verwendet worden. Aus Abbildung 23 geht der Feinheitsgrad der Diskretisierung der Betonplatte mit Volumenelementen und des Projektils mit Schalenelementen hervor. Die Modellabbildung des Bewehrungsnetzes ist aus Abbildung 24 zu sehen. Die Abaqus-FE-Berechnungen wurden für Betonfestigkeiten von $f_c = 40 \text{ MPa}$ und $f_c = 50 \text{ MPa}$ und Aufprallgeschwindigkeiten zwischen $v = 140 \text{ m/s}$ und $v = 190 \text{ m/s}$ durchgeführt.

Aus den Berechnungsergebnissen resultierten ohne Perforation ertragbare Aufprallgeschwindigkeiten zwischen $v = 160 \text{ m/s}$ und $v = 170 \text{ m/s}$ für $f_c = 40 \text{ MPa}$ und zwischen $v = 170 \text{ m/s}$ und $v = 180 \text{ m/s}$ für $f_c = 50 \text{ MPa}$. Eine Halbierung des Geschwindigkeitsintervalls führte zu dem Ergebnis, dass bei $f_c = 40 \text{ MPa}$ ein Aufprall mit $v = 165 \text{ m/s}$ und bei $f_c = 50 \text{ MPa}$ mit $v = 175 \text{ m/s}$ zwar eine deutliche Penetration zur Folge hat, aber noch keine Perforation erfolgt. Das Ergebnis für $f_c =$

40 MPa ist in Abbildung 25 anhand verschiedener Verformungszustände im Zeitverlauf graphisch dargestellt. Als Zusatzinformation sind in Abbildung 26 die berechneten Restgeschwindigkeiten nach Perforation in Abhängigkeit von der Aufprallgeschwindigkeit angegeben.

Rechnerische Simulation der Tests X6 bis X8

Die rechnerische Untersuchung zur Überprüfung der gewählten Aufprallgeschwindigkeit $v \approx 165 \text{ m/s}$ wurde von SPI mit dem in Abbildung 27 dargestellten SOFiSTiK-FE-Modell durchgeführt, in dem die Versuchsplatte mittels ebener Schalenelemente abgebildet ist. Die Anordnung der Längs- und Bügelbewehrung im Plattenzentrum von Test X6 ist in Abbildung 28 zusammen mit den Dehnungsmessstellen an den Bügeln in der Zone des erwarteten Stanzrisses eingezeichnet. Da die Anordnung der anderen Schubbewehrungsarten in den Tests X7 und X8 übereinstimmend ist und keine Abbildung der un-

terschiedlichen Bewehrungsformen stattfindet, gelten die SOFiSTiK-Analyseergebnisse des Tests X6 auch für X7 und X8.

Die Längsbewehrung mit ihrem elastisch-plastischen Werkstoffverhalten ist Bestandteil des SOFiSTiK-Layermodells der Stahlbetonplatte. Das nicht-lineare Verhalten der Schubbewehrung kann hingegen nur vereinfacht anhand eines idealplastischen Schubspannungs-Scherdehnungsgesetzes berücksichtigt werden, das nach Überschreitung einer spezifizierten Grenzschubspannung im Betonquerschnitt wirksam wird. Zur Quantifizierung dieses fiktiven Schubspannungsgrenzwertes ist neben dem Schubbewehrungsgrad die Kenntnis des Winkels des Durchstanzkegels erforderlich. Auf Basis von Abaqus-Berechnungen wurde in Test X3 ein Durchstanzwinkel im Bereich zwischen 35° und 51° erwartet. Ein Foto der Schnittfläche eines Viertels der Versuchsplatte X3 nach dem Test zeigt im Vergleich mit der Bügelanordnung, dass die Risswinkel in erster Linie durch die Positionen der Bügel bestimmt worden sind, siehe Abbildung 29. Für die

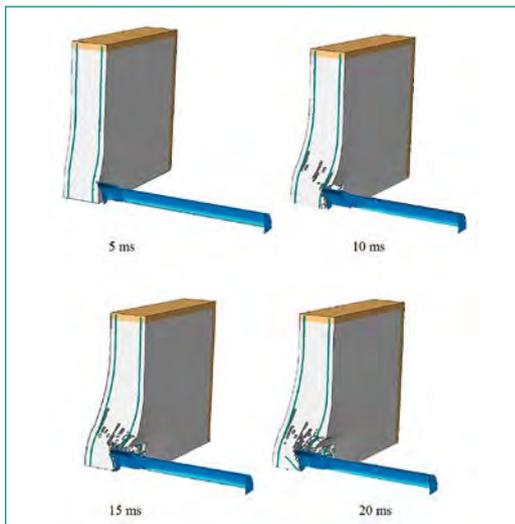


Abbildung 25: Test X5, Strukturverhalten des Abaqus-FE-Modells für Betonfestigkeit $f_c = 40 \text{ MPa}$ und Aufprallgeschwindigkeit $v = 165 \text{ m/s}$, Quelle: Principia

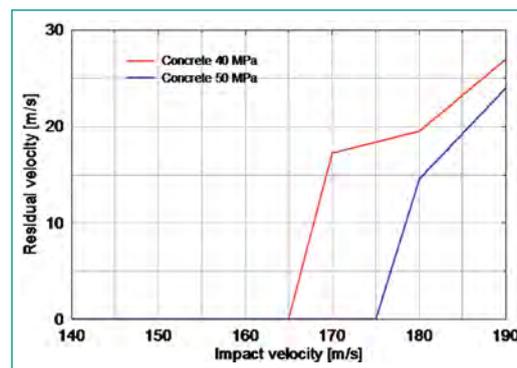


Abbildung 26: Test X5, berechnete Restgeschwindigkeiten nach Perforation für verschiedene Betonfestigkeiten und Aufprallgeschwindigkeiten, Quelle: Principia

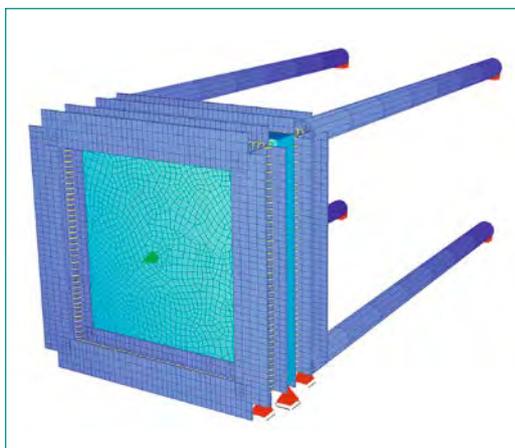


Abbildung 27: Tests X6 bis X8, SOFiSTiK-FE-Modell, Quelle: SPI

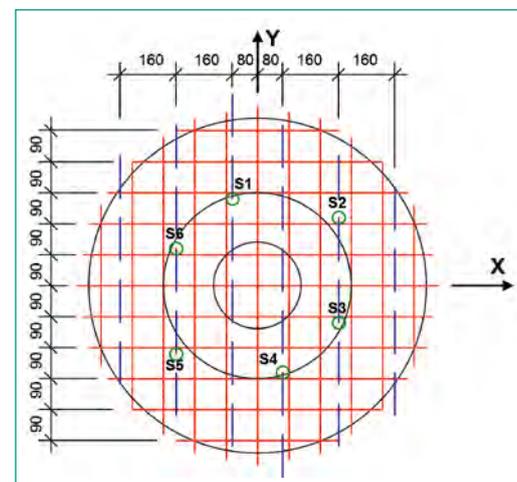


Abbildung 28: Test X6, Biege- und Schubbewehrung mit Positionen der Dehnungsmessung an den Bügeln (in Tests X7 und X8 entsprechend), Quelle: SPI

Abbildung 29:
Test X3, Horizontalschnitt mit Stanzzrissbildung in Bezug zum Abstand der Schubbewehrung, Quelle: SPI

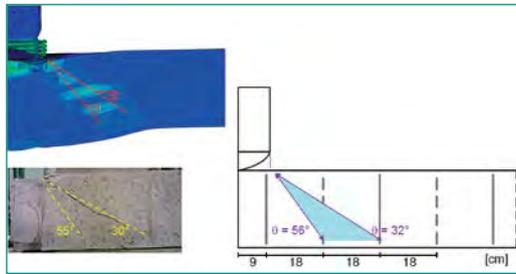


Abbildung 31:
Tests X6 bis X8, berechnete Verschiebungen für verschiedene Positionen und Durchstanzwinkel, Quelle: SPI

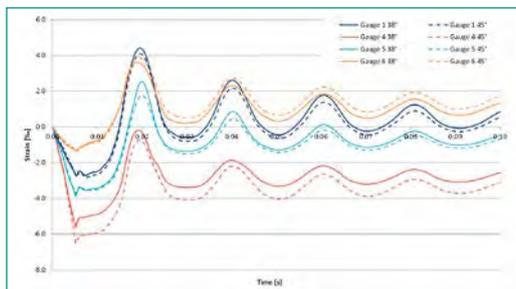
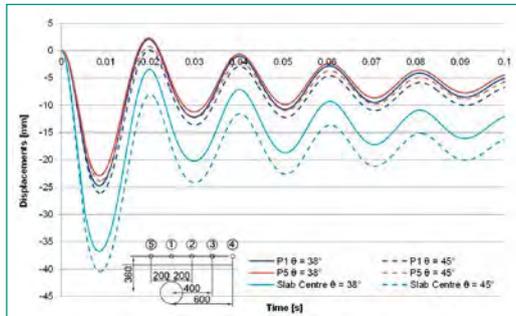


Abbildung 33: Tests X6 bis X8, berechnete Betondehnungen für verschiedene Positionen und Durchstanzwinkel, Quelle: SPI

Anordnung der Bügelbewehrung im Test X6 ergeben sich prognostizierte Hauptrisswinkel zwischen 38° im Horizontalschnitt und 45° im Vertikalschnitt. Auf dieser Basis sind die FE-Analysen mit Schubspannungsgrenzwerten durchgeführt worden, die für diese beiden Winkel ermittelt worden sind.

In den FE-Analysen ist als Einwirkung die in Abbildung 30 aufgetragene Lastzeitfunktion des mit $v = 165 \text{ m/s}$ auftreffenden Projektils nach dem Riera-Verfahren verwendet worden. Als Berechnungsergebnisse sind in den Abbildungen 31 bis 33 Verschiebungen sowie Stahl- und Betondehnungen im Zeitverlauf dargestellt. Die Grösse dieser Werte lässt erwarten, dass sich im Test ein deutlicher Stanzzriss ausbilden wird, lässt aber darüber hinaus den Schluss zu, dass es mit $v = 165 \text{ m/s}$ nicht zu einem Durchstanzen mit Perforation kommen wird.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler&Hofmann AG (Zürich) im Team ENSI beteiligt.

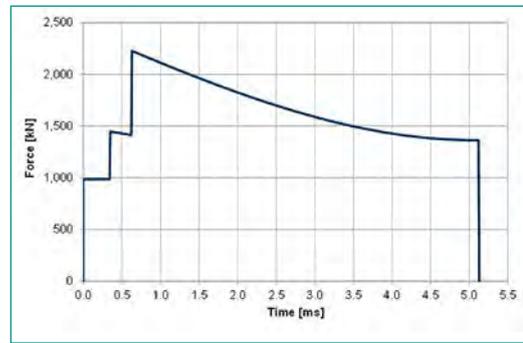


Abbildung 30:
Tests X6 bis X8, Last-Zeit-Funktion für $v = 165 \text{ m/s}$ nach dem Riera-Verfahren, Quelle: SPI

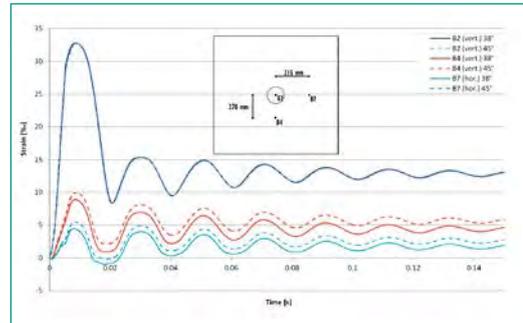


Abbildung 32: Tests X6 bis X8, berechnete Dehnungen der Biegebewehrung für verschiedene Positionen und Durchstanzwinkel, Quelle: SPI

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 Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. Im Team ENSI sind Stangenberg und Partner (Bochum) und Principia (Madrid) beteiligt.

Bewertung 2015 und Ausblick 2016

Die vom Team ENSI geleisteten Arbeiten führten auch 2015 zu sehr zufriedenstellenden Resultaten. Bei der rechnerischen Simulation der weiteren Tests des Versuchskörpers V1 zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung konnten aufgrund verbesserter Berücksichtigung der Lagerungsrandbedingungen deutlich realitätsnähere Ergebnisse erzielt werden. An dem Entwurf der weiteren Versuche X5 bis X8 mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten hat das Team ENSI massgeblich mitgewirkt. 2016 werden die

Experten vom ENSI auch Berechnungen zur Simulation der unterschiedlichen Schubbewehrungstypen mit Abaqus und LS-DYNA durchführen. Die Durchführung der Versuche X5 bis X8 ist in der ersten Hälfte 2016 geplant.

Das Projekt IMPACT III wird weitere Verzögerungen erfahren, weil VTT mit dem Durchführen der Versuche von IRIS Phase 3 beauftragt wurde. Das Projekt IMPACT III wird voraussichtlich erst im Jahr 2017 offiziell abgeschlossen.

Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2013):* Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA
- *R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodriguez, L. Lacoma, F. Martinez, J. Marti (2014):* Analysis of Combined Bending and Punching Tests of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal
- *C. Schneeberger, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, R. Zinn (2014):* Analysis of Vibration Propagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal
- *M. Borgerhoff, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom

Referenzen

- [1] *SOFiSTiK AG:* SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014
- [2] *Livermore Software Technology Corporation (LSTC):* LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015.
- [3] *SIMULIA:* Abaqus Analysis User's Manual, Version 6.13, Dassault Systèmes Simulia Corp., Rhode Island, USA, 2013

SED-Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author and Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, B. Edwards, V. Poggi, M. Pilz, W. Imperatori, A. Rinaldi, L. Urpi
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet	+41-44-633 3857, d.fae@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2014 to June 2018

ABSTRACT

The goal of this project is to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The project is split into three subtasks. Subproject 1 focuses on the investigation and improvement of ground motion attenuation models and earthquake source scaling for Switzerland. The analyses show that previously obtained ground motion models perform well but a large uncertainty in assigning attenuation measurements at hard rock sites remains due to the model simplifications, with different methods leading to significantly different results. The development of 2D resonance patterns in alpine sedimentary basins has been investigated through the implementation of new techniques for modal decomposition of the seismic wavefield and by means of numerical modelling. The analysis of recordings at sites with pronounced topography has shown a strong correlation between ground motion polarisation and amplification, at the same time excluding clear relations between the latter and local topographic features. Within sub-

project 2, we have investigated the effects of smallscale velocity heterogeneities and topography on the ground motion at close distance from the source. The wave field variability induced by these two factors is found to be close to the variability caused by intricate fault rupture processes. Our simulations have shown that 3D velocity models can, on one hand, lead to more reliable source images and, on the other hand, reproduce many complexities found in the observed ground motions only if they are accurate. The potential non-linear behaviour of sites of interest located on soft soils in Switzerland is assessed by coupling field measurements and numerical modelling. Within subproject 3, previous numerical models of injection-induced seismicity were improved, with focus on including physics based assumptions into the numerical approach to simulate induced seismicity. Finally, a study on seismicity induced by tunnel excavation was initiated and has revealed the possibility of triggering small earthquakes on nearby pre-existing faults.

Project goals

This science project is split into three subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The subprojects are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion;
3. Induced seismicity and application for deep geological disposal.

Subproject 1 is focused on the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source scaling models for Switzerland. We further develop methods to separate source, path and site effects, implementing alternative parameterization such as the energy magnitude, complex shapes of the source spectrum, or improved distance metrics. We target ground-motion estimates for sites at depth and in the near field, for damaging events as well as for smaller induced earthquakes, based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface attenuation constitutes a key point in our research.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near field, to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and to new trends in modelling complex source processes. This includes the calibration of material parameters via field measurements and the development of numerical codes to simulate ground motion in three-dimensional complex media. The final goal is to combine models from subproject 1 with deterministic simulations from subproject 2, and to test it with observed data.

In subproject 3, we move towards a more realistic characterization of seismogenic sources for induced earthquakes. The goal is to adapt existing geomechanical models to a situation of a deep geological disposal (e.g. nuclear waste repositories), develop and validate new modelling methods, and integrate them in a probabilistic framework for seismic hazard assessment.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 has focussed on improving ground-motion prediction and developing new techniques for assessing the geophysical site parameters necessary for accurate estimation of ground motion at the surface.

Building on the ground-motion prediction equations (GMPEs) and site amplification models developed for Switzerland during the previous «Experten-gruppe Starkbeben 2010–2014» project (e.g., [1]; [2]; Michel et al., 2014; Cauzzi et al., 2014), we have focused on providing further analyses and refinements. Burjanek et al. (2014) looked for empirical evidence of topographic effects on ground-motion in Switzerland and Japan. They classified sites according to their topographic features and analysed polarization and amplification of the wave-field. They found that topographic effects were present, although much weaker than those related to the S-wave velocity structure of the subsurface. Moreover, a correlation between ground motion polarisation and amplification was observed. As a result, seismic hazard estimates at site with pronounced topography should require a detailed knowledge of the shear-wave velocity profile to assess the state of weathering of the surface material.

Complex subsurface structures can affect the ground motion also by exciting reverberations in the uppermost layers that may modify severely the wave field. The development of 2D resonance patterns in alpine sedimentary basins has been investigated through the implementation of new techniques for modal decomposition of the seismic wave-field and by means of numerical modelling (Ermert et al., 2014; Poggi et al., 2015). These studies have demonstrated the possibility of mapping the relative variation of ground motion along the transversal section of elongated axial-symmetric sedimentary basins (e.g. Rhône Valley) by performing array analysis of ambient vibration recordings. This is essential for the evaluation of site response in such complex environments and particularly for the identification of areas of maximum expected amplification.

The attenuation of seismic waves occurs everywhere in the Earth's crust, although most frequen-

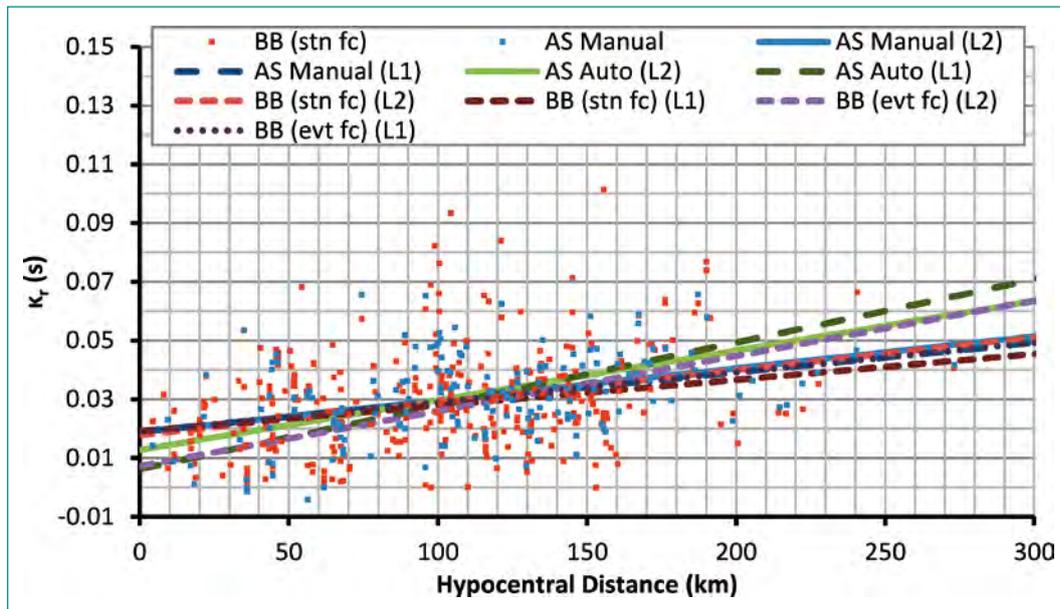


Figure 1: Comparison of the different path attenuation (Q) and near-surface attenuation (κ_0) models for the seismic station LLS of the Swiss network. For reference, two data sets are plotted: «BB(stn fc)» are the data from the broad-band method, «AS manual» are the data from the manual high-frequency approach. The models are for different fit types («L1» – absolute amplitude; «L2» – least-squares) and for different origin data sets: «BB» indicates broad-band methods, «AS» indicates high-frequency methods. The differences due to the method used to derive the input data κ , are by far the most significant: for station LLS, κ_0 is measured at zero hypocentral distance and ranges between 0.007 and 0.019 s.

cies of engineering interest are expected to be dampened mainly as they travel almost vertically in the upper rock or soil layers. Edwards et al. (2015a) investigated this shallow attenuation at hardrock sites. Hard rock sites are important because they are mostly free of amplification effects and therefore form the basis of hazard maps, such as the Swiss National Seismic Hazard. They found that the uncertainty in assigning attenuation measurements (κ) at hard rock sites was significant – with different methods leading to very different results (Figure 1). This is generally due to the model simplifications that are made when measuring attenuation. Multiple methods should be used to estimate κ – e.g., high-frequency and broad-band methods. Edwards et al. (2015a) concluded that epistemic uncertainty to account for these differences (and the resulting host-to-target conversions of global GMPEs to Switzerland) should be included in the hazard logic tree.

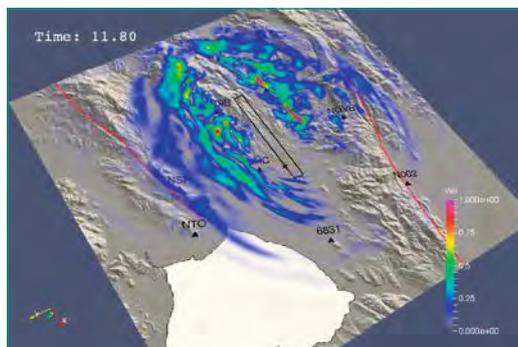
Besides natural (purely tectonic-driven) earthquakes, seismic events induced by the exploitation of geothermal systems may play an important role in seismic hazard. Edwards et al. (2015b) investigated the characteristics of a recent moderate earthquake having occurred in Switzerland: the shallow ML 3.5 associated to the geothermal project in St. Gallen. They found that the ground motion model of Cauzzi et al (2014) for Switzerland performed well, although some ground-

motions in the near field tended to be underpredicted. This may be due to the shallow source of the event, or due to an underestimation of the local amplification effects. They also found, using an empirical Green's function approach, that the stress-drops of St. Gallen and Basel (geothermal) events were around 3 to 3.5 MPa, consistent with the Swiss stochastic model [1] and the GMPE of Cauzzi et al. (2014). Although the Basel geothermal event had a slightly higher stress-drop (3.5 MPa), this could not be reconciled with the significantly higher damage reports experienced for that event, suggesting that such difference may be related to the human perception of individual phenomena and differences in local site amplification.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Research in subproject 2 has focussed on ground motion modelling in complex media and nonlinear behaviour of soft soils near the surface. To improve our understanding of ground motion variability in the near-source region (e.g. less than 20 km from the fault), we simulated wave propagation in complex media including small-scale velocity heterogeneities and topography representative of the Swiss alpine region (Imperator & Mai, 2015). By exploit-

Figure 2:
 Snapshot of the simulated peak ground motion velocity 12 seconds after the rupture initiated along the Napa fault (Imperator, 2015). The complexity of the wave field is mainly controlled by lateral discontinuities in the 3D velocity model.



ing advanced numerical techniques and high-performance computing infrastructures, our simulations covered a wide frequency range, reaching 5Hz. Results showed that both velocity heterogeneities and topography produce a comparable amount of late arrivals (known as coda waves), but of different nature. In particular, while velocity heterogeneities scatter prevalently body waves, irregular topography can affect both body and surface waves. Simulations evidenced also that the ground motion complexity is mainly controlled by the elastic characteristics of the shallowest layers in the Earth's crust. At the same time our study revealed that the ground motion variability due to such propagation effects could be comparable to the variability induced by complex rupture along fault planes. This finding represented an important element of novelty of our study for seismic hazard estimation, as it was generally expected that source effects would dominate ground motions at short epicentral distances. In the framework of scenario modelling, a realistic description of the causative fault remains essential. A common way to study the key features of faulting is represented by the inversion of recorded seismograms, opportunely low-pass filtered (typical frequency range up to 0.5 Hz). Ordinary inversion studies assume simple 1D media to approximate the impulse response (i.e. Green's functions) of the Earth's crust, therefore neglecting complex 3D wave propagation effects. This may result into inaccurate Green's functions that, in turn, could bias the source image. To clarify this critical issue, we imaged the source responsible of the recent Mw6.0 Napa earthquake by means of Green's functions computed using a regional 1D velocity model and the high-resolution USGS 3D velocity model for the San Francisco Bay Area, thus including basin and topographic effects. Although both source models presented similar characteristics, they showed peculiar differences in terms of energy release close to the surface (Gallovic & Imperatori, 2015). Synthetic tests indicated that 3D velocity models could effec-

tively improve the source imaging, provided their accuracy is high. After retrieving the low-frequency source model, we tried to reproduce the recorded seismograms up to 3 Hz (figure 2) using a recently developed technique to generate kinematic source models releasing high-frequency energy in accordance to dynamic rupture studies [3]. Thanks to the USGS 3D velocity model, we were able to reproduce many features of the observed seismograms, although some discrepancies were found at stations close to secondary sedimentary basins (Imperator, 2015). This indicated that the USGS velocity model should be improved in some of its parts. More in general, our study pointed out that accurate 3D velocity models are of primary importance for accurate inverse and forward modelling. Regional 3D models might be a direction for future developments in particular regions in Switzerland. The non-linear behaviour of soft soils has been another objective of our research. Observation of strong ground motion recordings suggests that water-rich, sandy soil could experience high-frequency amplitude bursts and possibly liquefaction as a result of pore-water pressure build-up during strong earthquakes. The non-linear model of lai et al. [4] could be used to predict ground motions on such soils and ultimately assess their liquefaction potential for site characterization purposes. Roten et al. (in preparation) have developed a method to calibrate the non-linear soil model of lai et al. using cone penetration testing (CPT). We plan to apply the procedure of Roten et al. at the location of many strong motion stations in Switzerland. To date we have collected CPT data for three strong motion station in Luzern, Yverdon and Solothurn. Data analyses is progressing.

3. Induced seismicity and application for deep geological repositories

The overall objective of our research was to analyse the possible effects of induced seismicity. The first twelve months have been dedicated to the development of geomechanical models including processes relevant to deep geological repositories, as well as to their application and validation with available data. We validated the geomechanical models with studies of seismicity induced by injection activities, such as enhanced geothermal system and/or CO₂ storage operation. The investigation of these processes allows us to gain insight

into the physical mechanisms capable of inducing seismic events.

We proceeded along two modelling approach. The first approach was to improve the geomechanical part of the seed model develop at SED in the past years (e.g. Gischig and Wiemer [5]) by accounting for an improved fluid-flow modelling including thermal effects. We implemented a coupled mechanical-statistical model named TOUGH2-SEED for the study of injection-induced seismicity. Such model accounts for a 3D fluid flow and seismicity on seeds (hypothetical earthquake hypocenters) as well as earthquake–earthquake interactions by means of Coulomb stress transfer. In such case, the deformation induced by one earthquake affects the stress field as well as the permeability. Preliminary results were presented at the TOUGH Symposium 2015. Such geomechanical-statistical model will be applied in the future to studies of relevance for the geological repository of nuclear waste.

The second approach we took was to improve the TOUGH-FLAC modelling, already including fault reactivation (e.g. Rinaldi et al. [6]). This accounts for a more sophisticated friction law to better describe the mechanics of rupture propagation during injection-induced reactivation. We designed a scenario, to investigate how rupture size can be affected by a complex friction coefficient dependent not only on slip distance (slip-weakening) but

also on shearing velocity (velocity-weakening or velocity-strengthening). A more accurate modeling of the rupture process will allow the integration of geomechanical modeling into Probabilistic Seismic Hazard Assessment (PSHA). Results were presented at the TOUGH Symposium 2015. The findings will be applied in models related to tunnel excavation for nuclear waste repositories.

Finally, we have started investigating the seismicity induced by tunnel excavation. Relatively intense seismic activity was observed for example during the Gotthard base tunnel excavation, with more than 100 earthquakes recorded during the period 2005–2007, with a maximum local magnitude of 2.4 [7]. Acoustic emissions were also recorded during the construction of tunnel GA04 at the Mont Terri underground rock lab [8]. Considering the massive excavation activity associated to the deep geological disposal for nuclear waste, we decided to create a model to quantify the seismicity induced by tunnelling. We developed our model using the software FLAC-3D, accounting for a tunnel size similar to that in Mont Terri (~5 m radius). We explored a possible scenario that could occur during massive tunnelling, with the tunnel running parallel to an existing fault (Figure 3). Our study indicates that tunnel excavation may induce seismicity characterized by very small magnitude events.

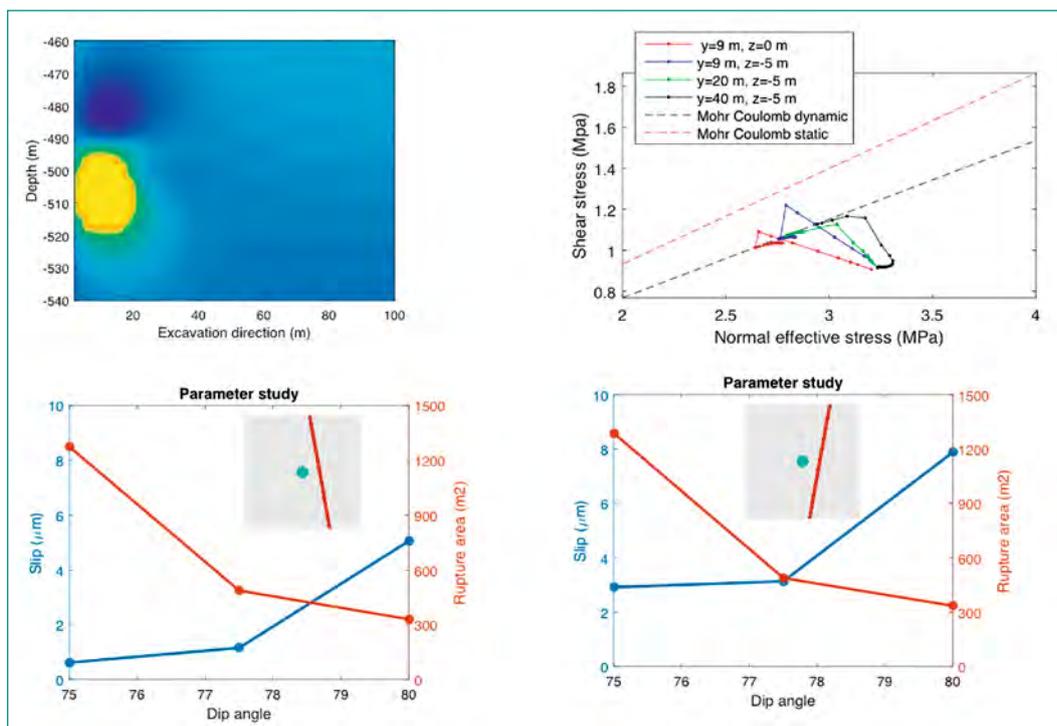


Figure 3:

FLAC-3D simulation of seismicity induced by tunnel excavation and sensitivity analysis on fault dip. Top left: rupture area (yellow) of a base-case simulation. Top right: stress variation on the fault zone at different distances from the excavating front. Bottom row: sensitivity analysis of fault slip and rupture area as a function of the fault dip angle.

National Cooperation

We initiated collaborations with the Mont Terri Underground Lab and Swisstopo to model the ongoing Fault Slip experiment at Mont Terri. We cooperated with Engineering Geology to discuss issues related to deep geological disposals. Collaboration with the Institute of Geotechnical Engineering at ETHZ was successful in relation to borehole installations to study nonlinear soil response.

International Cooperation

Successful cooperation continued with the University Joseph Fourier in Grenoble and the University of Potsdam resulting in common research activities for the development of improved GMPEs. Our work on ground-motion simulations in complex media was conducted in collaboration with the Charles University of Prague and the King Abdullah University of Science and Technology in Jeddah. The validation of the USGS Bay Area 3D velocity model has established cooperation with the United State Geological Survey (USGS). We collaborate with the Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) in Livermore to further develop a finite-difference method to compute synthetic seismograms. Research on induced seismicity was carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley and the Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia (INGV) in Bologna.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

While the project has addressed the questions originally posed, the work has further highlighted the potential for improvements in regional and local seismic hazard assessment in Switzerland and has opened up new directions for research.

For example, hard rock sites, forming the basis for hazard maps, are accompanied by a significant level of uncertainty when assessing attenuation values (κ). This is mainly due the general lack of consensus regarding the dependence of attenuation on the wave-field characteristics and parameters of the local ground conditions. Previous results will enable us to verify the correlation of various profile parameters with attenuation and to clarify the physical significance of the empirical

attenuation parameter κ . Moreover, numerical simulations of high frequency seismic waves in complex media will help develop relationships between site-specific attenuation and near-surface geophysical parameters and structural heterogeneities in well-known environments. This, in turn, may help derive more constrained region specific ground-motion prediction equations.

Our research has also evidenced that accurate deterministic seismic hazard assessment studies should be based on realistic, detailed 3D velocity models. Such models are needed to better understand the key features of the rupture process and to reproduce the complexity of the observed seismic wave field. At the same time, high-frequency deterministic simulations have shown that hybrid methods commonly used in the engineering community to calculate synthetic seismograms must be improved, as they cannot fully reproduce all the features of realistic ground motions. We expect to further develop these techniques according to our results.

We have started improving existing models to predict injection-induced seismicity by implementing more accurate fluid flow equations and friction laws. These models will be used to study the seismicity induced during tunnel excavation and quantify the probability that the associated small earthquakes may trigger larger events. We target to model ground motions due to induced seismicity at nearby sites for deep geological disposals and to generate catalogues of injection-induced seismicity.

Publications in the project 2014 – 2015

- *Burjánek, J., B. Edwards and D. Fäh* (2014). Empirical evidence of local seismic effects at sites with pronounced topography: a systematic approach. *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggu014.
- *Cauzzi, C., B. Edwards, D. Fäh, J. Clinton, S. Wiemer, P. Kästli, G. Cua and D. Giardini* (2014). New predictive equations and site amplification estimates for the next-generation swiss shake-maps, *Geophys. J. Int.*, doi: 10.1093/gji/ggu404
- *Edwards, B., O.-J. Ktenidou, F. Cotton, N. Abrahamson, C. V. Houtte and D. Fäh* (2015a). Epistemic Uncertainty and Limitations of the Kappa0 Model for near-Surface Attenuation at Hard Rock Sites, *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggv222.

- *Edwards, B., T. Kraft, C. Cauzzi, P. Kästli and S. Wiemer* (2015b). Seismic Monitoring and Analysis of Deep Geothermal Projects in St Gallen and Basel, Switzerland, *Geophysical Journal International* 201, 1020–1037, doi: 10.1093/gji/ggv059.
- *Ermert, L., Poggi, V., Burjanek, J. and Fäh, D.* (2014). Fundamental and higher two-dimensional resonance modes of an Alpine valley. *Geophys. J. Int.*, Vol. 198, Issue 2, 795-811.
- *Gallovic, F., Imperatori, W.*, 2015. Modelling velocity recordings for the Mw6.0 South Napa, California, earthquake: unilateral event with weak high-frequency directivity. Workshop on Numerical Modeling of Earthquake Motions: Waves and Ruptures (NMEM), Smolenice, Slovakia, July 5–9, 2015.
- *Imperatori, W.*, 2015. From inverse to forward modelling: the 2014 Mw6.0 South Napa earthquake case study. Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations workshop, Vienna, Austria, November 18–20, 2015.
- *Imperatori, W.*, Mai, P. M., 2015. The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and ground motion variability. *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggv281
- *Michel, C., B. Edwards, V. Poggi, J. Burjanek, D. Roten, C. Cauzzi and D. Fäh* (2014). Assessment of site effects in alpine regions through systematic site characterization of seismic stations, *B SeismolSoc Am*, 104 (6), doi: 10.1785/0120140097.
- *Nespoli, M., Rinaldi, A.P., Wiemer, S.*, 2015. TOUGH2-SEED: a coupled fluid flow mechanical-statistical model for the study of injection-induced seismicity. Proceedings of TOUGH Symposium 2015, Berkeley, California, USA, September 28–30, 2015.
- *Poggi, V., Ermert, L., Burjanek, J., Michel, C. and Fäh, D.* (2015). Modal analysis of 2-D sedimentary basin from frequency domain decomposition of ambient vibration array recordings. *Geophys. J. Int.*, Vol. 200, 615-626.
- *Urpi, L., Rinaldi, A.P.* (2015a). Dynamic modelling of sliprate dependent friction during injection-induced fault rupture. Best Practices in Physics-based Fault Rupture Models for Seismic Hazard Assessment of Nuclear Installations workshop, Vienna, Austria, November 18–20, 2015.

- *Urpi, L., Rinaldi, A.P., Wassing, B.* (2015b). Modelling fault reactivation and velocity dependent friction with TOUGH-FLAC. Proceedings of TOUGH Symposium 2015, Berkeley, California, USA, September 28–30, 2015.

References

- [1] *Edwards, B. and D. Fäh*: A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland, *Bulletin of the Seismological Society of America* 103, 78-98, doi: 10.1785/0120110331, 2013a.
- [2] *Edwards, B. and D. Fäh*: Measurements of stress parameter and site attenuation from recordings of moderate to large earthquakes in Europe and the Middle East, *Geophys. J. Int.*, 194, 1190-1202, doi: 10.1093/gji/ggt158, 2013b.
- [3] *Gallovic, F.*: Modeling velocity recordings of the Mw6.0 South Napa, California, earthquake: unilateral event with weak high-frequency directivity, *Seism. Res. Lett.*, in press, 2015.
- [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] *Gischig, V., and Wiemer, S.*: A stochastic model for induced seismicity based on non-linear pressure diffusion and irreversible permeability enhancement, *Geophys. J. Int.*, 194(2), -1249, 2013.
- [6] *Rinaldi, A.P., Rutqvist, J., Cappa, F.*: Geomechanical effects on CO₂ leakage through fault zones during large-scale underground injection, *Int. J. Greenh. GasContr.*, 20, 171-131, 2014.
- [7] *Husen, S., Kissling, E., von Deschwenden, A.*: Induced seismicity during the construction of the Gotthard Base Tunnel, Switzerland: hypocenter locations and source dimensions. *J Seismol* (2012) 16:195–213 DOI 10.1007/s10950-011-9261-8, 2012.
- [8] *Le Godinec, Y., Nussbaum, C., Sarout, J., Wasserman, J., Bossart, P.*: Microseismicity induced in the Opalinus Clay by a gallery excavation in the Mont Terri underground rock laboratory. Proceedings of the 49th US Rock Mechanics/ Geomechanics Symposium, San Francisco, CA, USA, 28 June–1 July 2015.

CASH – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Autor und Koautoren	M. Billmaier ¹⁾ , M. Borgerhoff ²⁾ , C. van Exel ²⁾ , Y. Mondet ¹⁾ , H. Stangenberg ²⁾ , U. Bumann (ENSI), T. Szczesiak (ENSI)
Beauftragte Institution	1) Basler&Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich 2) Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland
Adresse	1) Forchstrasse 395, Postfach, CH-8032 Zürich 2) Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum
Telefon, E-mail, Internetadresse	1) +41 (0)44 387 14 82, maximilian.billmaier@baslerhofmann.ch 2) +49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de
Dauer des Projekts	Januar 2015 bis November 2016

ZUSAMMENFASSUNG

Das internationale Benchmarkprojekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic Capacity of Reinforced Concrete Shear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (als Organisator) durchgeführt. Das Projekt hat das Ziel, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von Stahlbetonschubwänden, wie sie in Kernkraftwerken typisch sind, unter Erdbebeneinwirkungen, die über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen, zu bewerten. Die Projektplanung sieht eine Unterteilung in zwei Bearbeitungsphasen vor, wobei die erste Phase [1] in 2015 bearbeitet wurde und die Bearbeitung der zweiten Phase in 2016 vorgesehen ist. In der Phase 1 wurden von den 14 teilnehmenden internationalen Teams Finite-Elemente-Berechnungsmodelle erstellt, die die Versuchseinrichtung zu den in den Jahren 1997 bis 1998 am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) im Rahmen des Versuchsprogramms SAFE (Structures Armées Faiblement Elancées) [2] durchgeführten Versuchen an Stahlbetonschubwänden

abbilden. Anhand von Pushover-Berechnungen, statisch-zyklischen Berechnungen und Nachrechnungen von vier im Rahmen des SAFE-Programms [2] durchgeführten pseudo-dynamischen Versuchen erfolgt eine Kalibrierung der nichtlinearen Modelle, wobei insbesondere die den verschiedenen Berechnungsprogrammen zugrunde liegenden Materialgesetze und deren Abbildung des Strukturverhaltens bei dynamischen Beanspruchungen von Bedeutung sind. Die Projektphase 2 sieht Berechnungen für mehrstöckige Schubwände mit unregelmässig verteilten Öffnungen vor, die für Kernkraftwerksgebäude repräsentativ sind.

Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams zusammen mit Experten für Strukturtechnik und Erdbebeningenieurwesen von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI) an dem Benchmarkprojekt CASH. Die Ergebnisse der in diesem Bericht beschriebenen numerischen Analysen wurden im Rahmen des internationalen Workshops in Paris im Dezember 2015 präsentiert und diskutiert. Dabei haben die CASH-Organisatoren und die teilnehmenden Teams beschlossen, die erste Phase um eine zusätzliche Zwischenphase (Phase 1a) zu erweitern.

Projektziele

Die Ziele dieses Projektes bestehen darin, das dynamische Verhalten von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenbeanspruchungen unter Verwendung von Berechnungsprogrammen realistisch und zuverlässig zu modellieren. Dabei werden zuerst die Berechnungsparameter anhand der Messdaten aus pseudo-dynamischen Versuchen an einfachen Stahlbetonschubwänden kalibriert. Dadurch sollte auch die Aussagegenauigkeit komplexerer Modelle verbessert werden, damit mögliche Tragreserven beliebiger Stahlbetonschubwände zuverlässiger abgeschätzt werden können. Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams gemeinsam mit den Experten für Strukturtechnik und Erdbebeningenieurwesen von *B&H* und *SPI* an dem Benchmarkprojekt *CASH*. Im aktuellen Berichtsjahr 2015 wurden mit der beschriebenen Zielsetzung statische und dynamische Berechnungen nach Vorgabe der Projektorganisatoren in Bezug auf Modellierung, Berechnungsannahmen und Lastvorgaben durchgeführt. Die Ergebnisse dieser Analysen wurden zum Vergleich mit den Resultaten der anderen teilnehmenden Teams im Rahmen des internationalen Workshops in Paris im Dezember 2015 präsentiert und diskutiert.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die in 2015 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 1 gliedern sich in drei Teilaufgaben (Task 1,

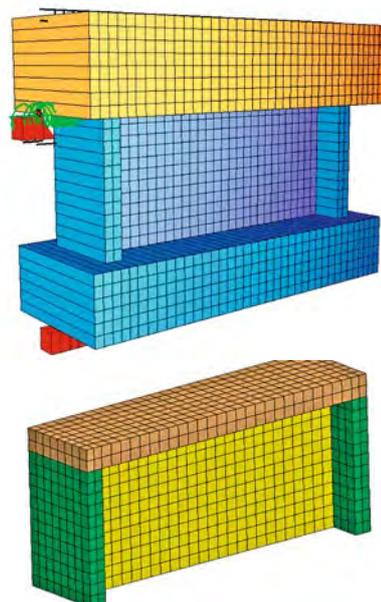
Task 2, Task 3). Alle Berechnungen erfolgen an Berechnungsmodellen, die die Versuchseinrichtung des Labors *ELSA* abbilden, wo im Rahmen des *SAFE*-Programms insgesamt 10 (T3 bis T12) pseudo-dynamische Versuche stattfanden, vgl. Abbildung 1. Das pseudo-dynamische Verfahren kombiniert statische Versuche, bei denen die Reaktionskräfte gemessen werden, mit numerischen Methoden zur Lösung der Bewegungsgleichung, woraus sich die neu aufzubringende Verschiebung ergibt. Die Verschiebungen werden über hydraulische Aktuatoren auf die Wand aufgebracht. Im Rahmen des Projektes *CASH* wurden aus den 10 Versuchen die vier Varianten T6 bis T9 für die Vergleichsberechnungen ausgewählt. Die Versuchskörper haben mit 2,68 m Breite, 1,2 m Höhe und 0,2 m Wanddicke übereinstimmende Abmessungen. Relevante Unterschiede bestehen im Bewehrungsgrad der horizontalen Bewehrung sowie der vertikalen Auflast und der daraus resultierenden Vertikalspannung in der Wand. Bei den durchgeführten pseudo-dynamischen Tests wurde zusätzlich die virtuelle, nur numerisch in horizontaler Richtung wirksame pseudo-dynamische Masse variiert, was zu unterschiedlichen Eigenfrequenzen führt. Als Berechnungsprogramme wurden von *SPI* *SOFiSTiK* [3] und von *B&H* *LS-DYNA* [4] eingesetzt.

Für die Modellabbildung (Gesamtmodell vgl. Abbildung 1) wurden von den Organisatoren drei Finite-Elemente(FE)-Netze vorgegeben (vgl. Abbildung 2 Mitte). Die Verwendung dieser Vorgaben war nicht obligatorisch, aber insofern gewünscht, als bei einheitlicher Modellierung von den verschiedenen Teilnehmern Ergebnisunterschiede aus der Netzeinteil-

Abb. 1:

links, Versuchseinrichtung ELSA, (Quelle: NECS)

Visualisierung der FE-Modelle: rechts oben, extrudierte Darstellung des Schalenmodells SOFiSTiK (Quelle: SPI); rechts unten, LS-DYNA Modell (Quelle: B&H)



lung wegfallen. Weiterhin wurde vorgegeben, welche Berechnungsergebnisse von Interesse sind. Materialkennwerte für Beton (Druckfestigkeit gemessen an Probewürfeln und daraus abgeleitete Zugfestigkeit) und Stahl (Streckgrenze, Zugfestigkeit und Bruchdehnung) lagen ebenfalls vor und wurden in der FE-Berechnung über nichtlineare Materialgesetze berücksichtigt.

Die Experten SPI erstellen das nichtlineare FE-Modell der Schubwände mit *SOFiSTiK* unter Verwendung von mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Die Experten *B&H* erstellen das nichtlineare FE-Modell mit *LS-DYNA* aus Volumen-Elementen für den Beton und Balken-Elementen für die Bewehrung.

Task 1: Pushover-Berechnungen

Als erste Teilaufgabe waren Pushover-Berechnungen durchzuführen. Das sind statische nichtlineare Berechnungen, bei denen die Last oder wie hier die eingeprägte Verformung kontinuierlich gesteigert wird. Die Ergebnisdarstellung erfolgt in einem Last-Verformungsdiagramm. Es waren die Versuchswände zu T6 und T8 zu untersuchen. Zum Studium des Einflusses von Netzgrößen bei Finite-Elemente-Berechnungen wurden für die Pushover-Berechnungen an der Versuchswand T6 drei Berechnungsmodelle mit Elementgrößen von 20 cm (84 FE-Elemente), 10 cm (336 FE-Elemente) und 5 cm (1344 FE-Elemente) aufbereitet, vgl. Abbildung 2 Mitte.

Die in Abbildung 2 links dargestellten *SOFiSTiK*-Ergebnisse für die Versuchswand T6 zeigen eine deutliche Abhängigkeit von der Netzfeinheit. Die in Abbildung 2 rechts dargestellten *LS-DYNA*-Ergebnisse für die Versuchswand zu T6 zeigen ebenfalls

eine ausgeprägte Abhängigkeit von der Netzfeinheit. Weiterhin hat sich gezeigt, dass bei dieser impliziten *LS-DYNA* Berechnung auch der ange-setzte Verschiebungs(-Zeit-)Schritt einen relevanten Einfluss auf die Resultate hat. Das maximale Lastniveau aus dem Versuch wird für die drei Kombinationen von Netzgrößen und Berechnungen erreicht. Der Lastabfall bei den 50er und 100er Netzgrößen hat keinen mechanischen Ursprung, sondern ist auf numerische Ursachen zurückzuführen. Er wird relevant vom gewählten Verschiebungs(-Zeit-)Schritt beeinflusst. Die verschiebungsgesteuerten Berechnungen ohne Wechsel der Lastrichtung können mit *LS-DYNA* numerisch stabil im impliziten Rechenmodus realisiert werden. Der Vergleich mit den Versuchsergebnissen und den Ergebnissen von *SPI* und *B&H* zeigt, dass der elastische Widerstand der Schubwand bis zu den ersten Rissen im Beton von den FE-Berechnungen überschätzt wird. Dazu ist jedoch anzumerken, dass die Pushover-Kurve aus den Versuchen eine Umhüllende der quasistatisch durchgeführten Versuche darstellt und damit ein ausgeprägter Steifigkeitsverlust zu erwarten ist.

Basierend auf den Berechnungsergebnissen sollten die Teilnehmer für die weiteren Berechnungen eines der untersuchten FE-Netze auswählen. Zwecks Begrenzung von Rechenzeit, Speicherkapazität und Auswertungsaufwand haben sich die Autoren *SPI* und *B&H* dazu entschieden, für die weiteren Berechnungen das in Abbildung 2 Mitte zu sehende Netz mit mittlerer Feinheit (Mesh 2, 10-cm-Elemente) zu verwenden.

Task 2: Statisch-zyklische Berechnungen

Die 2. Teilaufgabe bestand darin, statisch-zyklische Berechnungen für die Berechnungsmodelle der Ver-

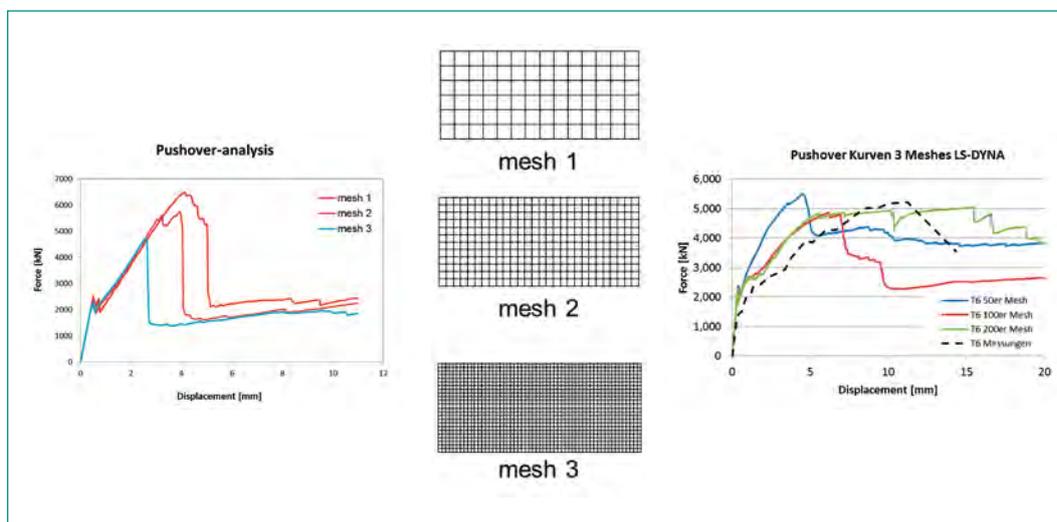


Abb. 2: Pushover-Kurven zu Versuchswand T6: links, *SOFiSTiK* (Quelle: *SPI*); rechts, *LS-DYNA* (Quelle: *B&H*); schwarz dargestellt: Pushover-Kurve aus *SAFE*-Versuch. Mitte, Netzeinteilungen der Berechnungsmodelle zu Task 1 Versuch T6 (Quelle: *SPI*)

suchswände T6 und T8 durchzuführen. Konkret war hier eine Folge von vier statischen Lastfällen zu berechnen, wobei der Verschiebungsverlauf aus den zugehörigen pseudo-dynamischen Versuchen am oberen Rand der Versuchswand aufgebracht wurde. Die aufgebrachten Verschiebungen entsprechen den in den Versuchen gemessenen Reaktionskräften, so dass die Kraft-Verformungsbeziehungen aus den Versuchen mit den Berechnungsergebnissen verglichen werden können.

Im Gegensatz zu Task 1 ging es bei Task 2 um die Simulation des nichtlinearen Stahlbeton-Materialverhaltens bei veränderlicher Last- bzw. Verschiebungsrichtung. Die mit dem Programm *SOFiSTiK* ermittelte Kraft-Verformungskurve zur Versuchswand T6 wird in der Abbildung 3 (linkes Diagramm) gezeigt. In der Abbildung 3 (rechts) ist die mit dem Programm *LS-DYNA* statisch, im impliziten Modus berechnete Kraft-Verformungskurve

dargestellt. Die gemessenen Amplituden des maximalen Schubwiderstandes werden von den *LS-DYNA*-Berechnungen besser wiedergegeben als von den *SOFiSTiK*-Berechnungen. Es zeigt sich, dass die mit *LS-DYNA* berechnete Kraft-Verformungskurve eine schwächer ausgeprägte Einschnürung als im Versuch aufweist. Die Rissbildung wird mit den gewählten Materialmodellen für Stahl und Beton adäquat simuliert. Die verschiebungsgesteuerten Berechnungen können trotz der häufigen Lastwechsel numerisch stabil durchgeführt werden.

Task 3: Dynamische Zeitverlaufsanalysen

Bei dieser Teilaufgabe waren für die vier Versuchswände T6 bis T9 aus dem *SAFE*-Programm [2] Nachrechnungen der pseudo-dynamischen Tests mittels dynamischer Zeitverlaufsanalysen durchzuführen. Wie bei den entsprechenden *SAFE*-Tests

Abb. 3:

Kraft-Verformungskurven aus Task 2 zu Versuchswand T6: links, *SOFiSTiK* (Quelle: SPI), rechts, *LS-DYNA* (Quelle: B&H)

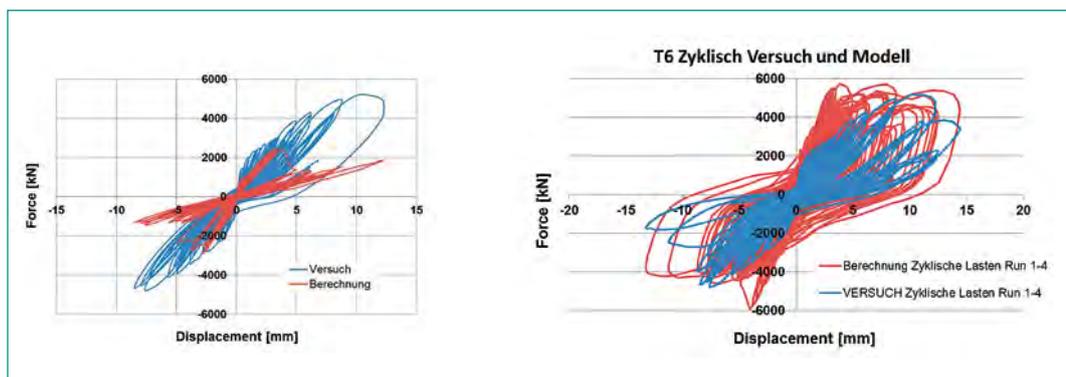


Abb. 5:

Kraft-Verformungskurve aus Task 3 zu Versuchswand T6: links, *SOFiSTiK* (Quelle: SPI); rechts, *LS-DYNA* (Quelle: B&H)

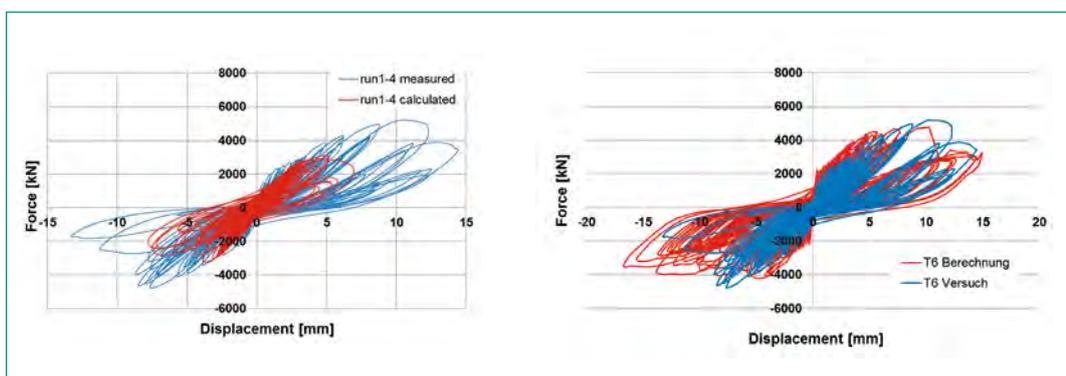
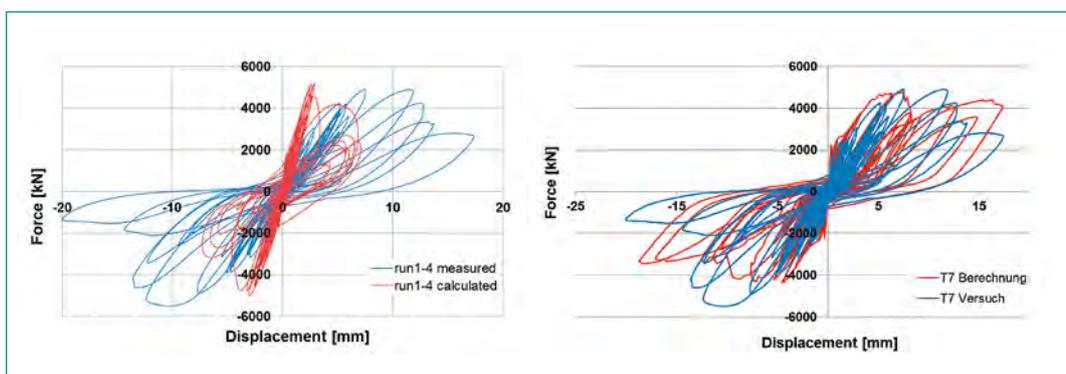


Abb. 6:

Kraft-Verformungskurve aus Task 3 zu Versuchswand T7: links, *SOFiSTiK* (Quelle: SPI); rechts, *LS-DYNA* (Quelle: B&H)



weisen die Wände durch die Variation der virtuellen Zusatzmasse unterschiedliche Eigenfrequenzen auf. Die Wände T6 und T8 haben mit ca. 4 Hz eine tiefere Eigenfrequenz als die Wände T7 und T9 mit ca. 10 Hz. Abbildung 4 zeigt schematisch das für die Nachrechnungen angepasste Berechnungsmodell.

Ausgehend von einem qualitativ immer gleichen Beschleunigungszeitverlauf über ca. 18 s mit Zeitschrittweiten von 0,01 s wurden je Versuchswand vier aufeinander folgende Rechenläufe (Run1 bis Run4) durchgeführt. Zwischen den einzelnen Läufen gab es jeweils eine Phase von ca. 2 s ohne Anregung. Die Stärke der Anregung für den Run1 wurde so gewählt, dass gerade das Bemessungsniveau erreicht wurde. Anschliessend wurde die Anregung von Lauf zu Lauf bis zur Versagensgrenze gesteigert. Die Ergebnisse (Kraft-Verformungskurven dargestellt aus den Zeitverläufen der Verschiebungen des oberen Wandrandes und der horizontalen Gesamtreaktionskraft) der für die Versuchswände T6 und T7 durchgeführten Nachrechnungen mit dem Programmen *SOFiSTiK* und *LS-DYNA* sind den Versuchsergebnissen in den Abbildungen 5 und 6 gegenübergestellt.

Während die Ergebnisse mit *SOFiSTiK*, z. B. die maximal erreichte Verschiebung und die zugehörige Reaktionskraft, beim Versuch T6 in ähnlicher Grössenordnung wie die Messergebnisse liegen, passen die Berechnungsergebnisse des Versuchs T7 weniger gut zu den Messergebnissen. In der

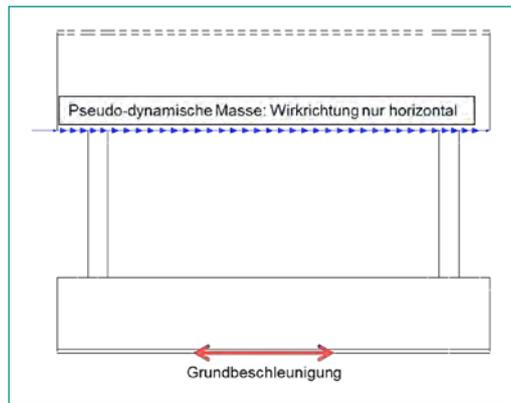


Abb. 4: Schematisches Berechnungsmodell zu Task 3 (Quelle: SPI)

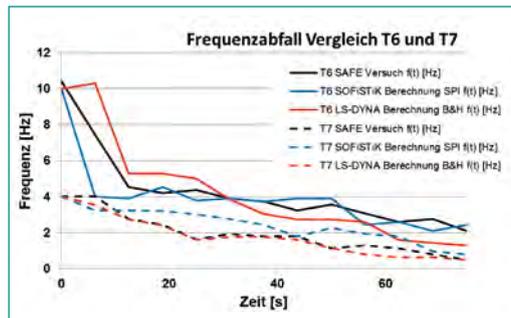


Abb. 7: Task 3, Vergleich des Frequenzabfalls von Messung und Rechnung in den Versuchen T6 und T7 (Quelle: NECS, B&H, SPI)

SOFiSTiK-Berechnung zu T7 zeigte sich ein wesentlich steiferes Modellverhalten, so dass aus den Beanspruchungen nur minimale nichtlineare Effekte entstanden, die keine grossen Verformungen zur Folge hatten.

Die dynamischen Berechnungen mit *LS-DYNA* wurden im expliziten Rechenmodus durchgeführt. Im Vergleich zu Berechnungen im impliziten Modus zeigen diese expliziten Berechnungen stabile

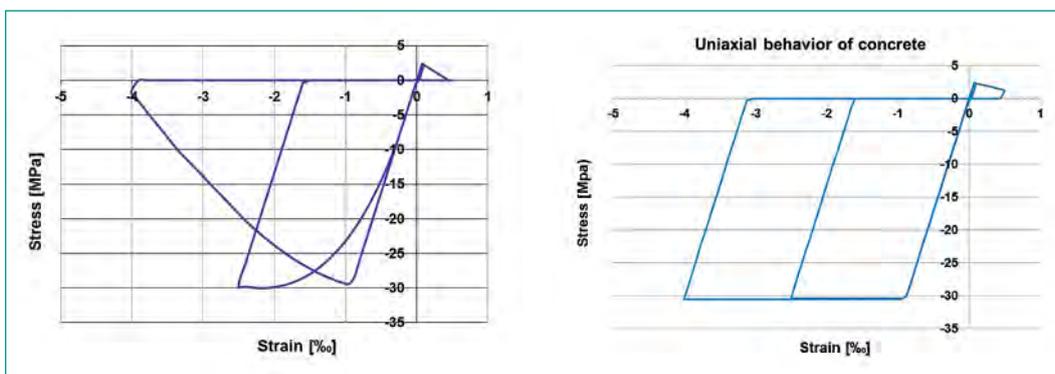


Abb. 8: Ein-axiales Verhalten von Beton: links Simulation mit SOFiSTiK (Quelle: SPI); rechts Simulation mit LS-DYNA (Quelle: B&H)

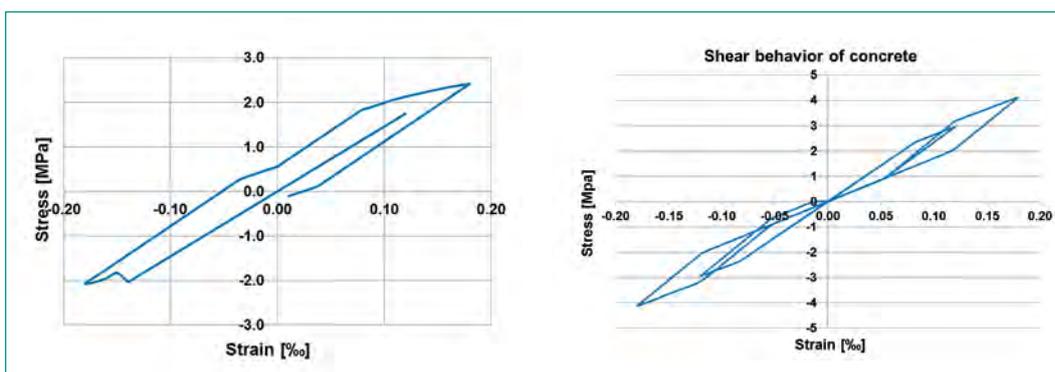


Abb. 9: Schub-Verhalten von Beton: links SOFiSTiK (Quelle: SPI); rechts LS-DYNA (Quelle: B&H)

numerische Konvergenz. Die Materialmodelle in *LS-DYNA* sind für explizite Berechnungen geschrieben und funktionieren in diesem Modus zuverlässiger. Die Resultate mit *LS-DYNA* sind hinsichtlich Kraft- und Verschiebungsamplituden mit den Versuchsergebnissen vergleichbar. Es zeigte sich jedoch, dass die kraftbasierten nichtlinearen dynamischen Zeitverlaufsberechnungen numerisch wesentlich anspruchsvoller sind als die statisch-zyklischen Berechnungen.

Die Abbildung 7 zeigt einen Vergleich des Abfalls der Eigenfrequenz der Schubwände T6 und T7 infolge Wandschädigung als Funktion der Zeit. Dabei wird der Frequenzabfall aus den gemessenen, bzw. mit *SOFiSTiK* und *LS-DYNA* berechneten Verschiebungen des Wandkopfs abgeleitet. Für die Wand T6 zeigt sich, dass bereits im Run1 die erste Grundfrequenz der Wand von ca. 10 Hz auf 4 bis 5 Hz abfällt. Für beide Wände T6 und T7 wird der Frequenzabfall über die Zeit gut abgebildet.

Materialmodelle

Im Rahmen der Phase 1 wurden auch Testberechnungen an einem aus einem Element bestehenden FE-Modell (alle drei Seitenlängen 1 m) durchgeführt. Es wurde die Simulation des einaxialen Verhaltens des Betons (vgl. Abbildung 8) und des Betonverhaltens unter Schubbeanspruchung (vgl. Abbildung 9) infolge zyklischer Beanspruchungen untersucht. Diese Berechnungen dienten der Bewertung unterschiedlicher nichtlinearer Arbeitsweisen der eingesetzten Berechnungsprogramme. Das Materialmodell für Beton in *SOFiSTiK* (Abbildung 8, links) simuliert Rissbildung und Entfestigung von Beton infolge Druckbelastung. Das Materialmodell für Beton in *LS-DYNA* (Materialmodell *Winfrith Concrete*, Abbildung 8, rechts) zeigt ähnliches Verhalten infolge einer Zugbelastung. Ab dem Überschreiten einer definierten Grenzdehnung werden keine Zugspannungen mehr aufgenommen. Das Materialmodell kann keine Entfestigung infolge Druckbelastung simulieren. Die Stauchungen nehmen solange zu, bis das Volumen-Element infolge Zugbelastung quer zur Belastungsrichtung versagt.

In weiteren Testberechnungen wird das Materialverhalten der gewählten Elemente auf Schubbeanspruchung untersucht. Die Berechnungen mit beiden Programmen zeigen ein ähnliches, von linearen Effekten dominiertes Verhalten (Abbildung 9). Weitere Untersuchungen haben gezeigt,

dass bei grösseren als den dargestellten Dehnungen plastisches Verhalten auftritt.

Die Spannungs-Dehnungslinien für den modellierten Bewehrungsstahl (linear-elastisches und linear-plastisches Verhalten mit linearer Verfestigung) entsprechen bei beiden Programmen den üblichen Ansätzen und werden hier nicht weiter diskutiert.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist in einem der beiden *ENSI*-Teams die Firma *Basler&Hofmann AG* (Zürich) beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Das Projekt *CASH* ist ein internationales Benchmarkprojekt, an dem 14 Teams vorwiegend aus dem europäischen Raum, insgesamt aber aus 4 Kontinenten beteiligt sind. Die Ergebnisse der Phase 1 wurden auf einem Workshop im Dezember 2015 in Paris präsentiert und diskutiert.

Bewertung 2015 und Ausblick 2016

Wie die dargestellten Vergleiche von Versuchs- und Berechnungsergebnissen zeigen, konnten nicht für alle Nachrechnungen befriedigende Ergebnisse erzielt werden. Einen ursächlichen Grund sehen die Autoren in der Anwendung von Materialgesetzen des eingesetzten Programmsystems *SOFiSTiK*. Es ist beabsichtigt, mit dem Softwareanbieter *SOFiSTiK* Kontakt aufzunehmen und Verbesserungsmöglichkeiten in der Simulation des nichtlinearen Strukturverhaltens bei zyklischen Scheibenbeanspruchungen zu erörtern. Die *LS-DYNA*-Ergebnisse der statischen Berechnungen im impliziten Rechenmodus sind insgesamt zufriedenstellend. Die dynamischen Berechnungen lassen sich nur im expliziten Rechenmodus numerisch stabil realisieren und zeigen auch gut mit den Messungen übereinstimmende Ergebnisse.

Am Workshop im Dezember wurden Erläuterungen zu der Phase 2 des Projektes gegeben und diskutiert, deren Bearbeitung in 2016 vorgesehen ist und die ebenfalls mit einem Workshop zum Jahresende abgeschlossen werden soll. Vorgängig werden in der Phase 1a detailliertere Festlegungen und

zusätzliche Berechnungen an den Schubwänden T6 und T7 durchgeführt, um den beteiligten Teams die Möglichkeit zu geben, ihre Modellierungen und Berechnungen zu verbessern. Für die Phase 2 ist eine Untersuchung der seismischen Belastbarkeit einer mehrgeschossigen Schubwand geplant, die für ein Kernkraftwerksgebäude repräsentativ ist.

Publikationen

Borgerhoff, C. van Exel, H. Stangenberg, U. Bumann, C. Schneeberger: Team ENSI SPI: Presentation of modelling, static and dynamic analysis of shear walls with SOFiSTiK using nonlinear layered shell elements, CASH-Workshop, Paris, 3 – 4 12.15

M. Billmaier, Y. Mondet, S. Villiger, T. Szczesiak und U. Bumann: Team ENSI B&H: Benchmark CASH: Workshop #1, Presentation of Phase 1, CASH-Workshop, Paris, 3 – 4 12.15

Referenzen

- [1] Internetseite des internationalen Benchmarkprojekts CASH www.benchmark-cash.org. Downloads: Phase1 Specifications in Document N001_A469_2014_EDF_A.pdf, Database, SAFE Program Shear Wall T6, T7, T8, T9.
- [2] *P. Labbé, P. Pegon, F. J. Molina Ruiz, C. Gallois, D. Chauvel:* The SAFE Experimental Research on the Frequency Dependence of Shear Wall Seismic Design Margins, Journal of Earthquake Engineering, 08/2015.
- [3] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.
- [4] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/D16, 5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, www.psi.ch/rhr
Duration of the Project	2015–2018

ABSTRACT

Managing the safety of nuclear power plants requires that human performance is appropriately and comprehensively considered in safety studies. With this overall aim, the project addresses the qualitative and quantitative analysis of decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions, referred to as Errors of Commission (EOCs). A second focus is the collection of plant-specific human performance data in simulated emergencies and its use in the estimation of human failure event probabilities. Since the project start in May 2015, the main topics addressed and the results obtained include:

- the review of the recent EPRI-USNRC guidelines to treat EOCs in accident scenarios initiated by fires internal to the plant (NUREG-1921). The aim is to identify potential improvements to the CESA EOC identification method, in light of its planned application in external and area event scenarios. A key insight obtained in the review is that CESA's focus on risk importance during screening analysis appears to allow a more direct identification of possibly risk-relevant EOC scenarios (i.e. fires in specific plant locations and EOCs disabling specific functions).

In these specific scenarios, it becomes possible to perform a more detailed analysis of the implications of the fire event on EOCs, also considering fire impacts on multiple indications.

- development of the CESA-Q quantification method. The modelling framework of Bayesian Belief Networks (BBNs) was further investigated. Methods to quantify the BBN relationships from incomplete information were analysed, and their applicability to HRA was evaluated. The reduction of the elicitation burden while maintaining the required model flexibility to represent factor interactions and relationship uncertainties was identified as a major research gap.
- simulator data collection. An important issue is the quantitative interpretation of a small number of observations of a simulated emergency scenario. A Bayesian method based on Atwood's (1996) constrained non-informative prior proposed by Groth et al., 2014, was applied for a set of hypothetical priors and simulator study outcomes with encouraging results. The follow-on work in this area focuses on complementary performance measures to be assessed during data collection.

Project goals

The overall aim of the project «Reliability of Operators in Emergency Situations» is to ensure that human performance is appropriately and comprehensively considered in the safety management of nuclear power plants. The project addresses specifically Human Reliability Analysis methods and applications, with which operator actions and human performance are analyzed in the Probabilistic Safety Analyses of the power plants. The project consists of three subprojects: **Errors of Commission** (EOCs), **HRA data from simulators**, and (operator actions in) **Seismic and highly demanding conditions**¹.

The main goals for 2015 were:

Errors of Commission

This subproject deals with plant-specific studies to identify decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions in abnormal and emergency situations, referred to as Errors of Commission, and the methods to identify and quantify such scenarios, in particular the CESA method for the identification of potential EOCs and the CESA-Q method for estimating EOC probabilities [1], [2]. In 2015, the goals were to identify EOC scenarios in the fourth Swiss pilot study (Pilot Study IV) and to further develop the technical basis for an implementation of the CESA-Q method using Bayesian Belief Networks (BBNs). Pilot Study IV could not start as planned due to a delay in the availability of the reference PSA; consequently, initial steps were taken to evaluate the applicability of CESA for the identification of EOCs in scenarios initiated by external and area events. In particular, the goal was to identify adaptations and potential improvements to CESA and CESA-Q based on the literature.

HRA data from simulators

This subproject deals with the collection of data in simulated accident scenarios and its use in the estimation of human failure event probabilities. The main 2015 goal was to develop an approach for

the integration of simulator data in HRA quantification. This approach will be used and evaluated in the follow-on tasks in this area.

Seismic and highly demanding conditions

The goal was to initiate the literature review of HRA methods applicable in scenarios initiated by external events and in accident management conditions.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

Extension of EOC studies to external and area events

EPRI and the US NRC recently released guidelines for performing HRA in fire-initiated scenarios (NUREG-1921, [3]). The guidelines address the issue of EOCs resulting from spurious and misleading indications induced by fire events (fire events affecting signal and instrumentation cabling). These guidelines represent an important international development in the area of EOCs in the last few years: these were reviewed as part of the 2015 project activity to identify possible improvements and complementary guidance for CESA and CESA-Q, developed earlier by PSI with emphasis on internal initiating events. The issue of EOCs induced by fire events is complex due to the large number of indications that can be failed by fire events in any location of the plant: screening becomes necessary to make the problem manageable. One of the screening criteria proposed in NUREG-1921 relates to the redundancy and diversity of indications related to actions: actions cued by multiple spurious indications on different parameters or on redundant channels can be screened out from EOC consideration (NUREG-1921, Ch. 3.4.1)². The underlying assumptions are that the cabling related to redundant and diverse indications would not be affected by the same fire event and that the operators, knowing that a fire has occurred, would be aware that some instrumentation may not be reliable. In contrast to the NUREG-1921 screening criteria, the CESA EOC search process strongly

¹ 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.

² The screening criteria and quantification approaches proposed in NUREG-1921 are intended to meet the ASME PSA capability category II (corresponding to a resolution and specificity sufficient to identify the relative importance of the significant components and operator actions). The applicability of NUREG-1921 to meet PSA capability category III (resolution and specificity is sufficient to identify the relative importance of all components and operator actions) is not discussed.

focusses on risk importance. The CESA importance-based screening approach appears to be effective in directly identifying specific fire scenarios possibly involving EOCs disabling specific systems. In this reduced set of specific scenarios, it becomes possible to perform a more detailed analysis of the implications of the fire event, also considering fire impacts on multiple indications. Concerning analysis and quantification of EOCs, the EOC influencing factors of CESA-Q seem suited to capture the effect of fire on spurious and misleading indications (CESA-Q factors: «Misleading Indications», «Adverse Exception», «Adverse Distractions»).

CESA-Q quantification method/model-based quantification

In previous work, BBNs have been reviewed for application to HRA (Mkrtchyan et al., 2015a). Attractive features were identified, mostly related to the ability to capture strong factor interactions and to combine different type of information (data and judgment) in the quantitative model. On this basis, the further development of the CESA-Q method is aimed at using BBNs in its implementation. The work performed in 2015 examined different methods for quantifying the relationships of a BBN model, i.e. the BBN model parameters, based on incomplete information. The direct estimation of all possible model relationships, which these parameters represent is not feasible for this problem. Mkrtchyan et al. (2015a) identified the fact that the combination of empirical data and expert judgment would cover only a subset of the parameters, typically those related to situations for which data and judgements are easier to obtain. Methods for populating the BBN model relationships from this incomplete information are available in the scientific literature, but their applicability to HRA has not been analyzed yet. The performance of five such methods was evaluated, considering their application to HRA. These methods are: functional interpolation [5], the Elicitation BBN (EBBN) [6], the Cain calculator [7], Fenton et al. [8], and Røed et al. [9]. The functional interpolation method [5] is a conceptual approach developed by the ROES project group. The performance of the methods is evaluated based on two simple numerical examples. These examples are designed to test aspects relevant for HRA: the representation of strong factor influences and factor interactions, the representation of uncertainty on the BBN relationships, and the method requirements as the

BBN size increases (scalability). The conclusions have more general application because these aspects are not important solely for HRA. Although the methods indeed help reduce the elicitation requirements and each method captures some modelling aspects important for HRA, the main conclusion is that all five methods have critical shortcomings. Key modelling limitations relate to the treatment of multifactor interdependencies and of different degrees of uncertainty in the factor relationships (i.e. when the conditional probabilities are known with different degree of confidence). Both of these limitations relate to aspects that are critical for HRA. The functional interpolation method is the least susceptible to these limitations; however, its elicitation requirements grow exponentially with the model size. Future project work will address the latter shortcoming.

HRA data from simulators

Studies of the operator response in abnormal and emergency scenarios simulated in a training facility represent an important source of data related to many important operator actions modeled in PSAs. While other project tasks will in the future deal with the methodology for carrying out simulator studies such that the obtained data is valid, the work performed in 2015 aimed to specify the approach for using such data in HRA quantification. For a given operator action in a specific scenario, the evidence that can be obtained in a simulator study will consist of small samples. It is expected that a typical data set would correspond to a study with all operating crews from one plant, i.e. on the order of 6 crews. In rare cases, for instance, when a common action and performance context appears in different scenarios, 12–18 observations of a given operator action could be possible. In this context, a Bayesian approach is a preferred method; in PSA, it is also used for the estimation of equipment failure probabilities and rates.

In a Bayesian estimation, a distribution of the failure probability is modified to account for the evidence, in this case, the simulator observations. The initial or prior distribution represents the state-of-knowledge before the simulator study. The likelihood of the simulator data given this prior distribution is used to modify the prior distribution to obtain the posterior distribution, which is the state-of-knowledge given the prior knowledge combined with the simulator data. The selection of the distribution type for the prior distribution and the estimation of parameters of this distribution need to be specified.

NUREG/CR-6883 [10], the SPAR-H HRA method, recommends the constrained non-informative (CNI) distribution (Atwood, 1996) [11] to represent the uncertainty in HFE probabilities. Similar to the work in this project, Groth et al. [12] propose a Bayesian approach to enhance HEPs estimated with SPAR-H with simulator data. They note that the CNI distribution can be approximated by a beta distribution. This has the advantage that the posterior distribution can be derived analytically – due to this property, this distribution is commonly used for Bayesian updates of hardware failure probabilities.

In this approach, estimating the parameters of the prior distribution requires a single value, a point estimate of the failure probability. For the simulator data problem, the point estimate is the failure probability obtained with the HRA method used in the plant's PSA for the operator action in the scenario observed in the simulator. To illustrate the effect (and benefit) of the simulator evidence, Bayesian updates were performed using this approach for some representative priors and selected study outcomes. Table 1 shows the results obtained for a prior with a mean failure probability of 5E-3. For a hypothetical study with 6 crews in a given scenario, three alternative outcomes are shown: 0 failures observed in 6 observations, 1 failure observed, and 3 failures observed. The prior mean of 5E-3 suggests that failures are unlikely and the general expectation is that no failures will be observed during the 6 simulator observations.

The case of 0 failures observed in 6 observations or «trials» (0f, 6t) is consistent with the prior but the 6 successes observed represent little new evidence. Consequently, it has little effect on the prior, as can also be seen in Figure 1, where the dashed line represents the prior and the green line represents the posterior for this case. Next, the case of 1 observed failure (1f, 6t) shifts the mean of the distribution up from 5.0E-3 to 1.4E-2; in addition, the range from 5th–95th percentile range is reduced. This case, shown in solid blue in Figure 1, suggests that values below 1E-3 are less likely than previously represented in the prior. Finally, the case of 3

observed failures in 6 trials (3f, 6t) has a very strong impact on the prior. Although the sample size remains small, hypothetically, half of the observed crews have failed. This is relatively strong evidence for a failure rate of 50%; the posterior is strongly shifted towards higher failure probabilities and is narrower. This illustrative case confirms that the CNI-based prior and the behavior of the response of the posterior distribution of the failure probability is generally appropriate for the use of simulator evidence. However, the adequacy of the prior must be examined in cases when the observations are unlikely given this prior, which may be indicative of a mismatch between the analyses underlying the prior and the simulated scenarios and context.

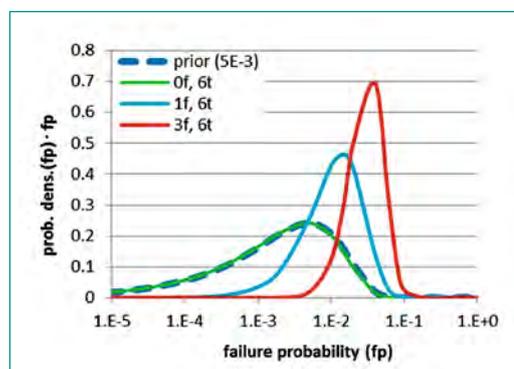


Figure 1: Prior and posterior probability densities, given failures (f) in 6 trials (6t)

Additional application and implementation issues were considered. In the example, the outcome of the simulator observations are «known» inputs. In practice, several issues in data collection and analysis are expected, all of which mean that the failure counts may be uncertain rather than an exact number. These issues include a) difficulties matching the PSA success criteria with success criteria that can be used in the simulator, b) the «divergence» of the scenarios due to crew responses that are not modeled in the PSA, and c) the observation of near-misses. Uncertainties in the failure counts can be modeled mathematically, by representing the failure count with an uncertainty distribution, as sug-

Table 1: Prior and posterior distributions for hypothetical study – key percentiles and mean

		5 th %tile	Median	95 th %tile	Mean
Prior distribution		2.0 E-5	2.3 E-3	1.9 E-2	5.0 E-3
Posteriors: for failures (f) given 6 observations	0 f	1.9 E-5	2.2 E-3	1.1 E-2	4.7 E-3
	1 f	1.7 E-3	1.1 E-2	3.7 E-2	1.4 E-2
	3 f	1.0 E-2	3.0 E-2	6.6 E-2	3.3 E-2

gested for instance by (Kelly, Smith, 2009) [13]. In this case, the posterior may no longer be analytically derived but it can be estimated. The other issues suggest that the measure of performance (or success) should be broader than the PSA success criteria. A combination of performance measures based on the control of plant parameters; qualitative, subjective assessments of the crews' control and awareness of the situation, as used in human factors; and observations of more minor performance issues may be considered. Such measures will be evaluated in the ROES tasks related to pilot and trial data collection and analysis.

Seismic and highly demanding conditions

The scope of the literature review planned for this task includes HRA methods for external event initiators and accident management contexts typically addressed in Level 2 PSA. To date, the review has addressed the external event initiators. For external event scenarios, the HRA of human failure events associated with operator actions in three main ways. First, the assessment of feasibility has an increased importance. In the second, also qualitative, analysis stage, the Performance Shaping Factors relevant for these scenarios and how they affect human performance needs to be assessed. Finally, in the estimation of failure probabilities, how much the PSFs will affect failure probabilities needs to be determined. The review confirmed that the qualitative analysis as specified in the ENSI Guideline A05 [14] is appropriate; the examined literature did not identify additional aspects of the hazard context to be considered. With regard to PSFs and quantification methods, the dominant tendency is to adapt and modify HRA methods developed primarily for internal event scenarios. The guidance for PSF assessment, i.e. the rating of the PSFs, is extended in several of the examined references, such as [3] for fires and [15] for actions outside the control room. Until now, literature on the effect of external event contexts on the quantitative impact of PSFs on failure probabilities or its validation for these contexts was not found.

National Cooperation

The planned Pilot Study IV and scoping analyses of EOC situations for external and/or area initiating events deal with the Swiss nuclear power plants. As with the previous EOC studies, the project is in the process of arranging for the plants' support of

this work through the provision of the PSA, plant procedures, and access to plant operators and training personnel.

International Cooperation

In connection with the subproject «Seismic and highly demanding conditions», PSI is leading a task of the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) entitled, «Human Reliability Analysis in External Events PSA – survey of methods and practice». This joint task of the CSNI's Working Groups on Risk Assessment and on Human and Organizational Factors was approved in December 2014. The survey questionnaire is in preparation.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

Errors of Commission

The reference PSA needed for Pilot IV was submitted to ENSI in late 2015. Pilot IV will therefore start in 2016, with the identification and prioritization of EOC scenarios. The work on extending the pilot EOC studies to external and area event scenarios, originally planned to start in 2016, was started in 2015. This work will continue in 2016, in connection with Pilot IV which will address internal, area and external events simultaneously.

Concerning the CESA-Q quantification method, in 2016 the database of operational events will be extended to include more recent experience (currently most of the events in the database refer to the 1990s, [3]). The database constitutes the empirical basis of the CESA-Q method. Concerning the development of the modelling framework, in 2015, methods to quantify the BBN relationships were analyzed, and their applicability to HRA was evaluated (Mkrtchyan et al. 2015b). The results of this analysis were submitted for publication on an international journal (Mkrtchyan et al. 2015c). In 2016 this work will continue with the formulation of the conceptual approach to deal with the method shortcomings identified in 2015 (need to reduce the elicitation burden while maintaining the required model flexibility to represent factor interactions and relationship uncertainty).

HRA data from simulators

With the selection of a Bayesian approach for the integration of simulator data in quantification, the

main goal in this area was achieved. The report (in preparation) defines the basis for using simulator data in HRA quantification from an algorithmic or mathematical viewpoint. It furthermore outlines additional issues to be addressed in data collection and analysis, which will be addressed in the follow-on tasks within the project.

An international study comparing methods for the quantitative use of simulator data is foreseen in ROES (Task B1.3), the completion of a detailed plan for this study has been delayed (Task B1.2). PSI is continuing discussions with its potential partners. For Task B2.1, the pilot study to collect (and analyze) data in a nuclear power plant simulator, PSI is revising the task schedule with our foreign cooperation partner to coordinate the respective project schedules of the partners. For 2016, the rescheduling of these tasks and revision of the project schedule is an essential next step in ensuring that the ROES aims can be reached in the following years. On the technical side, the focus will be on the specification of the simulator data collection methodology, e.g. the operationalization of the complementary performance measures discussed above, and the evaluation of these measures.

Publications

- *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang*. Bayesian belief Networks for Human reliability analysis: a review of applications and gaps. *Reliability Engineering&System Safety*, 139, July 2015, pages 1–16, 2015a
- *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang*. Overview of methods to build conditional probability tables with partial expert information for Bayesian belief networks. *Proc. European Safety and Reliability 2015 (ESREL2015)*, Zürich, Switzerland, 7–10 September 2015. 2015b.
- *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang*. Reducing the elicitation burden to quantify Bayesian Belief Networks: analysis of methods for Human Reliability Application. Submitted to *Reliability Engineering&System Safety*. 2015c.

References

- [1] *B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg*: The CESA method and its application in a plantspecific pilot study on errors of commission, *Reliability Engineering&System Safety*, 83(2) 187–205, February 2004.

- [2] *B. Reer*: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09–302, Villigen PSI, Switzerland, 2009
- [3] *EPRI/USNRC*: Fire Human Reliability Analysis Guidelines – Final Report (NUREG-1921). Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, CA and U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC. 2012.
- [4] *B. Reer, V.N. Dang*: Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [5] *L. Podofillini, L. Mkrtchyan, V.N. Dang*: Aggregating Expert-Elicited Error Probabilities to Build HRA Models. In: *Proceedings of the ESREL 2014*, Sept. 14–18, Wroclaw, Poland, pp. 1083–1091; 2014.
- [6] *B.W. Wisse, S.P. van Gosliga, N.P. van Elst, A.I. Barros*: Relieving the elicitation burden of Bayesian belief networks. *Sixth Bayesian Modelling Applications Workshop on UAI*. Helsinki, Finland; 2008.
- [7] *J. Cain*. Planning improvements in natural resource management. Guidelines for using Bayesian networks to support the planning and management of development programmes in the water sector and beyond. Centre for Ecology and Hydrology, Gromwarsh Gifford, Wallingford, UK; 2001.
- [8] *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.
- [9] *Røed W, Mosleh A, Vinnem JE, Aven T*: On the use of the hybrid causal logic method in offshore risk analysis, *Reliability Engineering and System Safety*, 94(2): 445–455, 2009.
- [10] *D. Gertman, H. Blackman, J. Marble, J. Byers, C. Smith*: The SPAR-H human reliability analysis method, NUREG/CR-6883, US Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 2005
- [11] *C.L. Atwood*, Constrained noninformative priors in risk assessment, *Reliability Engineering and System Safety*; 53: 37–46, 1996.
- [12] *K.M. Groth, C.L. Smith, L.P. Swiler*: A Bayesian method for using simulator data to enhance human error probabilities assigned by existing HRA methods, *Reliability Engineering and System Safety*, 128: 32–40, 2014.

- [13] *D.L. Kelly, C.L. Smith*: Bayesian inference in probabilistic risk assessment–The current state of the art, *Reliability Engineering and System Safety*, 94: 628–643, 2009.
- [14] *Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate*: Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope, Guide ENSI-A05/e, March 2009, ENSI, Brugg, 2009.
- [15] *A. Zoulis, Y.J. Chang*: Assessing human failures events for excontrol room actions, *Proc. Int'l Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis (PSA 2013)*, 22–26 Sept. 2013, Columbia, SC, USA, American Nuclear Society, 2013.

Author and Co-author(s)	Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Telephone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch http://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.1.2013–31.12.2015

ABSTRACT

During 2015, progress was achieved with regards to most of the objectives. On the plant behaviour side, the TRACE modelling capability and the associated assessment was enlarged to PWR Steam Generator Tube-Rupture and Station-Black-Out scenarios as well as to BWR LB-LOCA simulations. The verification of TRACE for Critical Heat Flux calculations was also continued with a widening of the validation basis to transient experiments. Significant progress was also achieved with regards to CFD methods, both concerning validation for mixing and boron dilution as well as towards the development of Swiss plant specific models. Finally, for uncertainty quantifications related to physical models, the development and application of a novel global sensitivity analysis method to TRACE reflood models for LOCA analyses was performed.

For core physics, the transition to SIMULATE-5 was launched and a first application of a nuclear data uncertainty quantification methodology to Swiss core analyses was performed. Regarding higher-order transport full core pin-by-pin solvers, a new promising method to enhance super homogenisation techniques was proposed. Also, the direct core integral neutron transport based nTRACER code was further assessed, including a first application to 3-D cycle depletion. Concerning the SIMULATE-3K core dynamics solver, a first validation against

the unique RIA SPERT experiments was launched, showing a very satisfactory performance but also strong effects from nuclear data.

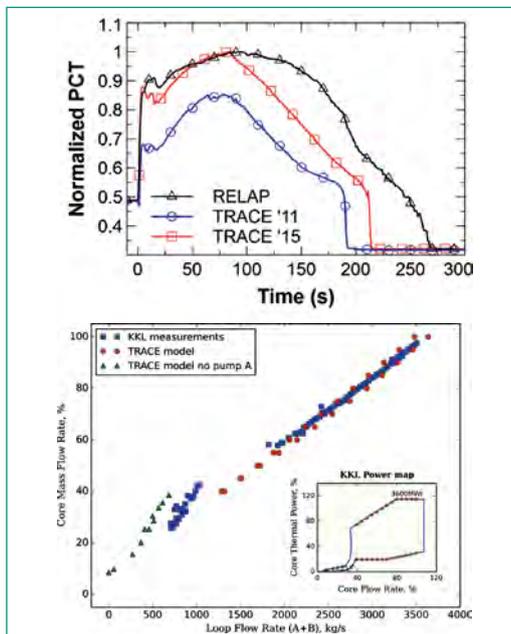
Concerning fuel modelling, significant progress was achieved in the modelling of cladding lift-off phenomena through FALCON validation against Halden experiments. Also, a new method to account for fission gas trapping due to fuel-clad bonding was developed, indicating rather substantial enhancements when comparing fission gas release calculations against measurements. Finally, the co-development of Falcon V1 was continued and significant steps towards full implementation of the GRWS-A model into the official code version were undertaken.

Finally, for multi-physics, the first validation of TRACE/S3K for BWR stability analyses was conducted, indicating the need to carefully verify spatial-temporal convergence. Regarding full core LOCA analyses, a first study for a Swiss BWR plant was carried out, including significant new developments of the COBALT Loop aimed at acting as platform for integral transient analyses of the Swiss reactors. Finally, a new method to initialize 3-D core transient simulations from sub-critical core conditions was developed and verified on the basis of a NURESAFE PWR Main Steam Line-Break benchmark.

Table 1:
Goals 2015

Plant System and Thermal-Hydraulics	Completion of plant system On-Calls upon request and TRACE model upgrades for each Swiss Plant
	Modelling and analysis with TRACE of PKL-3 station black-out experiment H2.2 run 2
	Assessment of thermal-hydraulic solvers and critical-heat-flux models for BWR transients
	Refinements and assessment of KKG CFD model for transient applications
	Development of a TRACE PWR plant system model with parametrized model of CFD based coolant mixing matrices
Core Behaviour and Reactor Physics	Periodic model updates and core licensing verifications for all the Swiss Reactors
	Establishment of CPR methodology for BWR core analyses
	Modelling and validation of S3K against RIA experiments with nuclear data uncertainty quantification
	Assessment of nTRACER for PWR cycle depletion
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Review and assessment of new fuel code licensing application
	Modelling and analysis of PWR Halden clad lift-off tests
	Establishment of FMSYS for reference steady-state methodology and models for Swiss fuel rod designs
	Development and application of Falcon uncertainty and sensitivity analysis methodology to UAM and RIA benchmarks
	Coupling of GRSW-A model with Falcon V1 code and validation for steady-state benchmark cases
Multi-Physics	Full Core BWR LOCA simulations for core-wide estimations of fuel ballooning, ruptures and dispersal
	Consolidation of COBALT methodology and TRACE/S3K assessment for BWR transients
	Establishment of methodology for coupled S3K/Falcon hot rod transient evaluations
	Coupled TRACE/S3K modelling and analyses of PWR MSLB benchmark

Figure 1:
Top: Benchmarking of revised KKB TRACE model PCTs estimate for 45 cm Cold Leg break LOCA;
Bottom: Verification of revised KKL TRACE steady-state controller at various operating points.



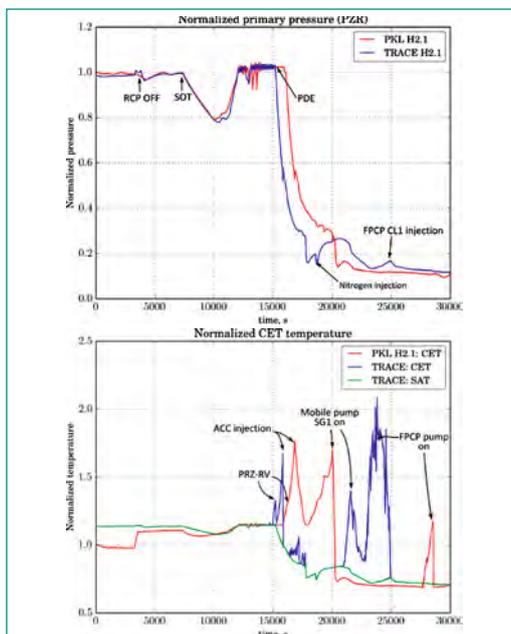
Project goals

The STARS collaboration with ENSI aims at scientific support and research related to multi-physics multi-scale modelling and simulations of Light-Water-Reactors (LWR) with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. Within this framework, the objectives for 2015 are listed in Table 1.

TRACE modelling and analyses for the Swiss reactors

During 2015, the fleet of TRACE models for the Swiss reactors have been further updated. First, the KKB model has been significantly revised as part of the execution of a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) audit analysis for ENSI, including a complete overhaul of the control system, point kinetics model, updated pressurizer (PZR) and SG nodalizations and resulting in several sensitivity studies to determine impact of analysis assumptions (single failure, initial power, decay heat) on SG levels and eventual releases. The KKB model revision has been verified for non-regression based on a Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) analysis from 2011. As shown in Fig. 1 (top), the new model resulted in Peak Cladding Temperatures (PCT) in better agreement with a reference RELAP5 analysis, thanks in particular to a corrected decay heat control in the new model. Also, the KKL model has been improved for more realistic response to fast core power variation events. The model proved apt for precise initialization at various points of the powerflow map (Fig. 1, bottom), thanks to a more robust control system. Similar

Figure 2:
TRACE assessment for PKL-3 SBO Test H2.1: Pressure (top) and Core Exit Temperature (bottom)



revision to the KKM model has been initiated, with first assessment at nominal conditions, using a point kinetics model to capture the core behaviour.

TRACE modelling and analysis of PKL-3 ITF experiments

The TRACE code and nodalization practices have been further assessed during 2015 on the basis of Station-Blackout (SBO) tests performed as part of the OECD/NEA PKL-3 Project. One objective of the SBO test series H2 is to assess the Core Exit Temperature (CET) signal as a criterion for accident management (AM) action to prevent core damage, with studies of procedure variants to explore efficiency and safety margins. All scenarios assumed failure of all safety injection systems and steam generator (SG) feeds. The TRACE model captured all AM actions and confirmed key tests results; Phase A: Initial primary pressure decrease and recovery due to competition between core decay heat and combination of SG water boil-off and facility heat losses (Fig. 2, top), thus affecting Secondary-side Depressurization (SDE) actuation time (high pressurizer water level criterion); Phase B: Core heat-up and Primary-side Depressurization (PDE) actuation based on CET criterion, resulting in accumulators (ACC) injection and temporary core refill; Phase C: AM action to feed the SG(s) using mobile pump(s). As shown in Fig. 2 for both primary pressure and CET evolutions during Test H2.1, the model accurately captured the timing of Phases A and B until PDE, whereas divergences in PDE actuation time and CET later evolution calls for further analysis of coolant distribution in the vessel and effect of nitrogen from ACCs.

Assessment of TRACE CHF models

While assessments of TRACE for stationary critical heat flux (CHF) conditions has been extended in 2015 to the Stewart-Groeneveld's and the Tadeka single tube tests, the work has been extended to transients and more complex geometries, starting with the Studsvik FIX-II transient tests, relevant to BWR conditions ($P=70$ bars, $G=830-1160$ kg/m²s) and performed on a full-length 6x6 rod assembly. Code versions v5.0RC3 and v5.0Patch4 have been assessed for ten tests reflecting various power-increase and/or flow-decrease boundary conditions. As shown in Fig. 3 (top), the TRACE predictions appeared realistic when considering the wall temperature peak, with discrepancies ranging between -133 K and 32 K for both code versions (Fig. 3, bottom), whereas significant adjustment

to the CHF model multiplier (CHFM) was necessary to capture the temperature descent down to saturation temperature during the power-to-flow ratio reduction phase. Also, the 40 K wall temperature offset prior to start of transient confirms the need to improve the two-phase pre-CHF heat transfer model in TRACE. Nevertheless, in these FIX-II tests, the fast evolving boundary conditions prompted entry in post-CHF regime thus overshadowing the initial pre-CHF model error. These results show the complex interplay between boundary conditions and heat transfer regime changes and calls for better results interpretation tools, such as Global Sensitivity Analysis.

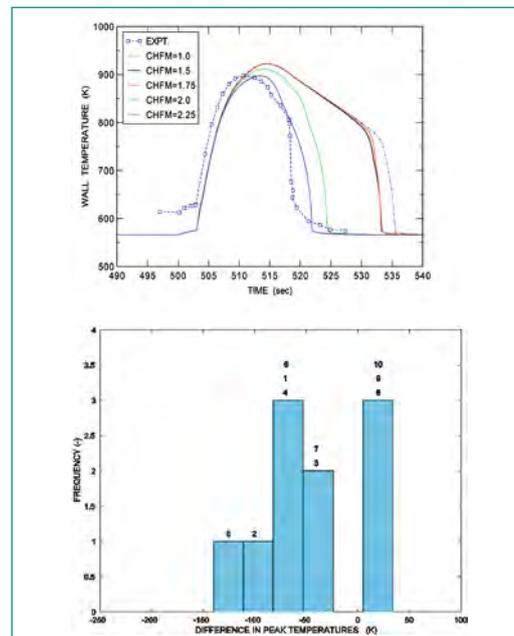


Figure 3:
Top: Assessment of TRACE v5.0Patch4 for FIX-II transient tests; Impact of CHF multiplier for Test T6291-9;
Bottom: Distribution of wall peak temperature prediction error for ten tests.

Development of CFD models for the Swiss reactors

The development of Computational Fluid Dynamics (CFD) models for the Swiss reactors was continued in 2015 with emphasis on the KKG reactor. To optimize the calculation scheme regarding meshing and convergence, a study to support a separate fluence related project and aimed at providing information on the detailed flow behaviour and heat transfer characteristics in the core bypass region was used as test case. The flow characteristics in the vessel can indeed be of importance for accurate local thermal and structural analysis or further estimations of activation of vessel steel structures. A CFD model of the core bypass region was created using OpenFOAM (see Fig. 4). A detailed analysis showed that the flow in the core bypass region is unsteady, with low-frequency vortex shedding taking place downstream of the core

formers. This was confirmed by additional analyses using different meshes, multiple turbulence models and finally by an independent CFD simulation using STAR-CCM+. Two approaches were proposed to model the unsteady flow behaviour in the coupled conjugate heat transfer solution. The results yielded similar heat transfer coefficients and temperature estimates in the steel structures of the core shroud, core formers and core barrel. On its own, the study showed that heat transfer from the core to the bypass through convection and conduction has a negligible impact on the core bypass temperature. Simulations using approximated gamma heat sources in the steel structures have confirmed that direct gamma heating in the steel structures and in the core bypass coolant is more important.

Validation of CFD solvers for RPV mixing

Test data from the Juliette EPR pressure vessel mock-up facility were used in 2015 to assess capabilities of CFD in simulating inherent boron dilution following a small break LOCA. The challenge was to model simultaneously the transport of two scalar fields (boron concentration and temperature). In this work, only the temperature was modelled as an «active» field, i.e. affecting the momentum equations (buoyancy force in natural circulation regime). Results obtained with the Unsteady Reynolds-Averaged Navier-Stokes (URANS) of STAR-CCM+ showed good model capabilities in capturing important features of the experiment mixing process (Fig. 5). A parametric study was performed for two parameters with high uncertainty, namely the turbulent Schmidt number (TSN, unknown in the Juliette system) and the time of injection of borated water from the Emergency Core Cooling System (ECCS) that was not recorded during the test. The

former is relevant to turbulent diffusion of boron in water while the latter affects premixing in the cold legs thus potentially hindering the motion of the unborated slug when entering the vessel downcomer. Quantitatively speaking, the model confirmed large impact from the test specification uncertainties and from the TSN. Nevertheless, useful conclusions could be drawn: First, for a same TSN, the space average boron concentration at the core inlet region is low when the ECCS injection is delayed, meaning that premixing in the affected cold-leg decreases the risk of return to criticality; Second, for cases with a same ECCS injection time, the space average boron concentration at the core inlet is low when the TSN is large.

Global sensitivity analysis for TRACE analyses of reflood experiments

The analysis of the TRACE reflood models were focused during 2015 on quantifying how model parameters interact and affect relevant transient simulation outputs. As shown in Fig. 6, Global Sensitivity Analysis (GSA) has been combined with Functional Data Analysis (FDA). The latter helped capturing dominant features (modes) in the variability of time-dependent outputs due to variations in the model parameters (a). A time wrapping transform separated the convoluted phase-amplitude variations, out of which few main variation modes were extracted using the Karhunen-Loève transform (b). After reduction of the problem size down to ten most influential parameters using Morris screening method (c), GSA was then applied to obtain a set of global sensitivity measures, the Sobol' indices, quantifying contributions of inputs variances to the variance of each different output mode (d). The work focused on the main- and total-effect indices that quantify

Figure 4 (left):
OpenFOAM Simulation
of the KKG Core Bypass
Region

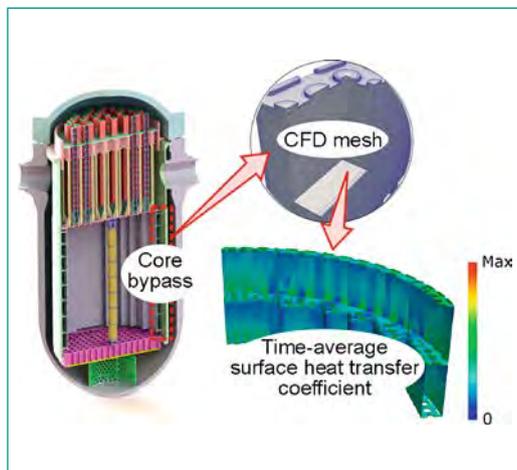
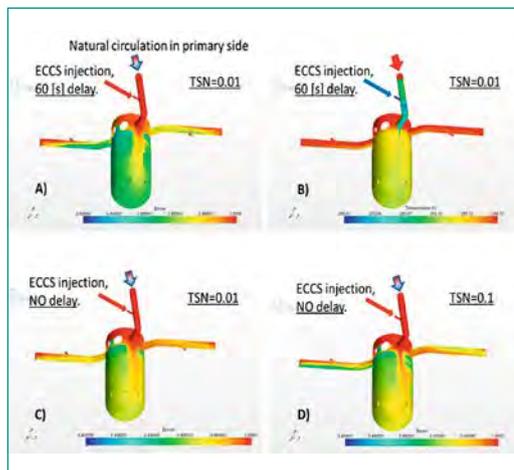


Figure 5 (right):
STAR-CCM+ results at
200 [s] of the Juliette
Test 3. Boron
concentration (A) and
normalized temperature
(B) fields for TSN=0.01
and delayed ECCS
injection; Boron
concentration field for
(C) TSN=0.01 and (D)
TSN=0.1 without ECCS
injection delay.



the effects of a single parameter variation either alone or in combination with all other parameters, respectively. The Sobol' indices showed that Dispersed Flow Film Boiling (DFFB) parameters and the spacer grid heat transfer enhancement model were most influential to the analysed FEBA test. Variance decomposition for the 1st mode, associated with the temperature ramping, resulted in very close main- and total-effect indices (d), thus confirming weak interactions between the influential parameters. Actually, only four parameters related to DFFB and spacer grid models proved to contribute to 87 % of the variance in temperature ramping. When considering the 2nd variation mode, only a third of the variation was due to the main-effects, indicating that parameters interactions contribute to most of the variation in the temperature descent prediction.

Steady-state core analysis methods for the Swiss reactors

For steady-state analyses of the Swiss reactors, the development and validation of state-of-the-art core models is conducted within the in-house CMSYS calculation system based on the CASMO/SIMULATE codes. During 2015, CMSYS was on the one hand used for independent verifications of Swiss reload licensing submittals for all plants. Related to this, the establishment of a CPR methodology was started for one of the BWR

plants and despite the high complexity of implementation, the first test cases showed a satisfactory performance. On the other hand, research aimed at continuously developing new capabilities was conducted in several areas. Among other things, the assessment of SIMULATE-5 for PWRs was launched for a Swiss plant as well as for the open MIT BEAVRS benchmark and for an in-house EPR model, the two latter being aimed at complementing the verification and validation (V&V) basis. A trend for lower critical boron predictions was observed for all reactors although for BEAVRS, part of this could be attributed to a high sensitivity upon assumed irradiation history (Fig. 7, left). A second activity to be mentioned as milestone is that steps were undertaken to enlarge CMSYS with a capability for integrated core analyses with nuclear data (ND) uncertainty quantification (UQ). Concretely, for one of the Swiss PWR reactors, the SHARK-X methodology was integrated in CMSYS and applied to estimate uncertainties in all quantities of interest (QoI) for cycle depletion as well as for reload licensing related analyses. The right hand side of Fig. 7 illustrates preliminary uncertainty results (shown as 1 sigma bars around the mean value) on the Moderator Temperature Coefficient as function of burnup and operating conditions for a selected cycle. To ensure proper statistics on all QoIs, detailed convergence studies were performed to determine an optimal sample size,

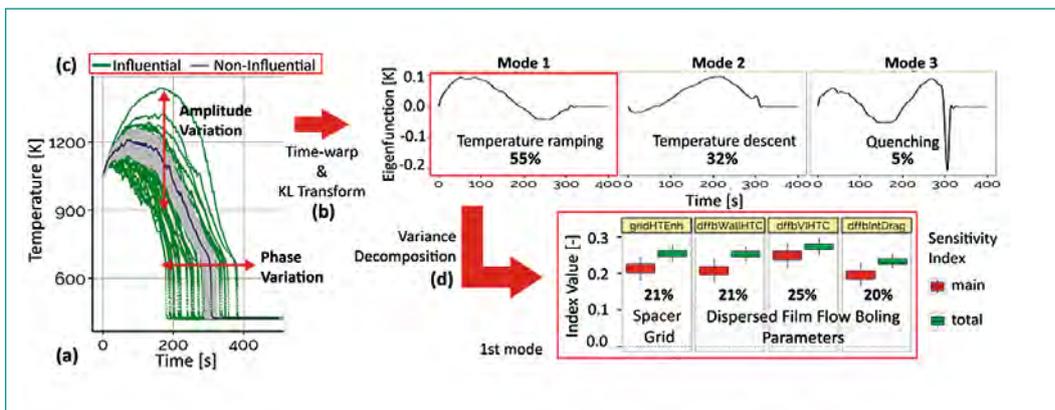


Figure 6: Global Sensitivity Analysis of 10 most-influential reflow model parameters in TRACE for FEBA reflow tests simulations.

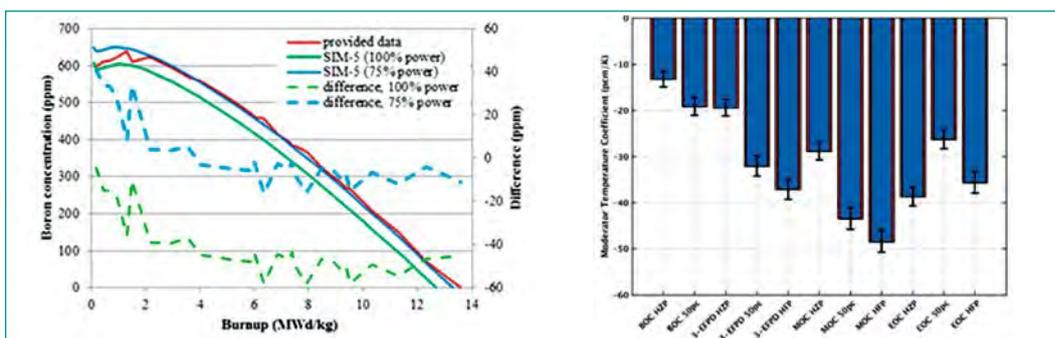


Figure 7: Validation of SIMULATE-5 for BEAVRS Benchmark (Left) and Preliminary Results for MTC of Core Analyses with Nuclear Data Uncertainty Quantification for a Swiss Operated Cycle (Right)

showing that 300 samples would be a minimum. Considering that each sample represents a complete model (from all lattices to all cycles), which for this relatively small PWR plant amount to ca. 10 GB data, it can easily be understood that a full deployment of such core UQ methodology constitutes a large challenge, not only in terms of computational resources but also regarding data storage and handling.

Simulate-3K validation against spert RIA experiments

The SIMULATE-3K (S3K) code acts as the primary 3-D core dynamics solver in STARS. For Reactivity-Initiated-Accidents (RIAs), the U.S. Special Power Excursion Reactor Tests III (SPERT-III) tests constitute unique experiments to validate time-dependent 3-D neutron kinetics solvers. For this reason, one of the SPERT tests, used also as part of the OECD/NEA benchmark, was selected in the perspective of conducting a validation of S3K with nuclear data (ND) uncertainty quantification (UQ) for all SPERT experiments. The modelling and analysis of the UAM test 43 was thus conducted in 2015 in collaboration with Studsvik. Results of the unperturbed case (Reference) obtained with three

distinct S3K models based on different CASMO-5/ENDF-B versions show that a change of code version has practically no impact on the results, while using E7.0 library provides a closer agreement to the experimental data compared to the E7.1 (Fig. 8). This clearly indicates a non negligible sensitivity upon the employed ND library. As next step, the SHARK-X methodology for the propagation of ND uncertainties in CASMO-5 was integrated in the S3K analysis of this specific SPERT test. Preliminary uncertainties in k-eff, static rod worths as well as transient power along with fuel temperatures and enthalpies have on this basis been estimated. Further investigations are now on-going in order to evaluate the impact from various variance-covariance matrices (VCM) sources as well as to enlarge the analyses with UQ to other SPERT tests. Once this will be completed, the plan will be to use these SPERT experiments as basis for further developments of SHARK-X relevant for transients and RIAs with focus on self-shielding effects as well as for treatment of kinetics data uncertainties.

Figure 8 (top-left): SPERT Test 43 Reactor Power - S3K Versions vs. Measurements

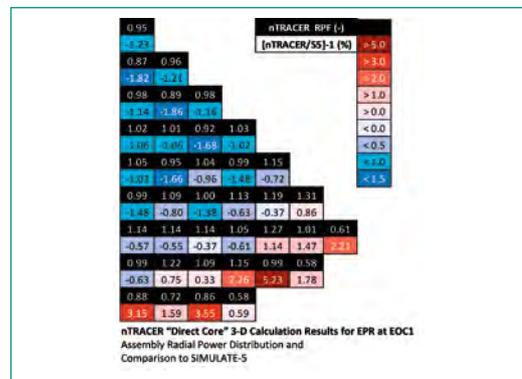
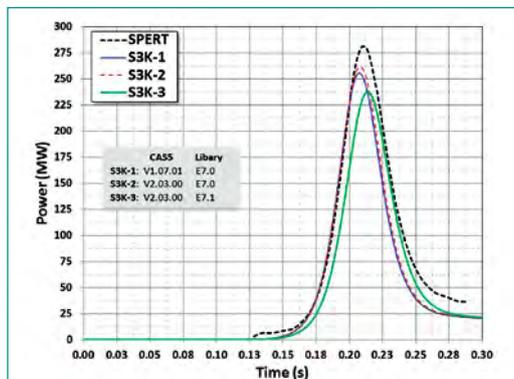
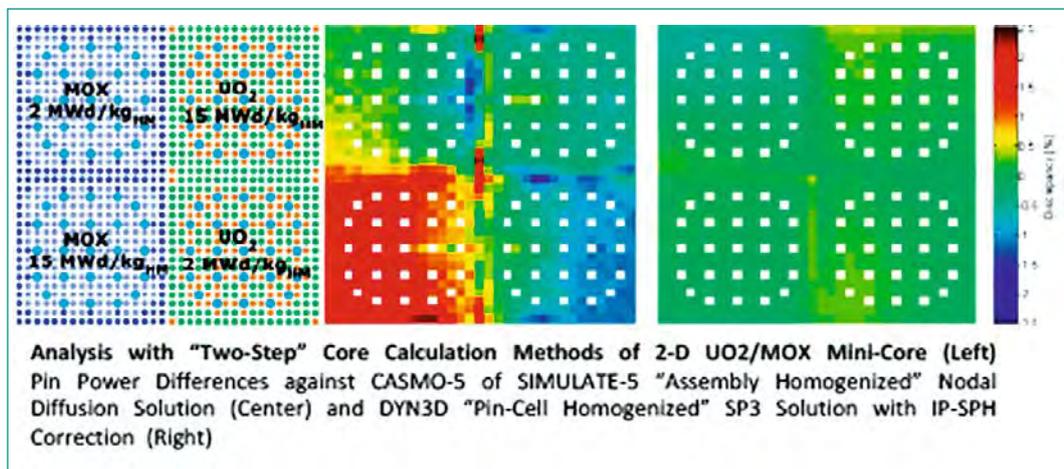


Figure 9 (top-right and bottom): Development and Verification of Full Core Pin-By-Pin Methodologies with Higher-Order Transport on self-shielding effects as well as for treatment of kinetics data uncertainties.



Full core 3-D pin-by-pin higher-order transport methods

Although SIMULATE-5 is intended to become the new standard code for Swiss core analyses, research towards establishing complementary 3-D core simulation methods with pin (or sub-pin) resolution was continued during 2015. Regarding «two-step» core calculation approaches with prior preparation of cross-section data, further development of Super Homogenization (SPH) techniques for 3-D core higher-order transport solvers with pin-cell homogenization was continued. Among other things, it was found that the SPH factors dependence on the assembly surface flux is approximately quadratic. On this basis, a new method was proposed in which the SPH factors are parameterized with respect of the assembly interface flux spectrum. First verifications using DYN3D with SP3 showed that the maximum pin power discrepancies against a reference transport solution could be reduced from an initial 2–3 % level to below 1.5 % and would through this, provide a clearly enhanced performance compared to assembly homogenized diffusion based methods (Fig. 9, bottom). Parallel to this, significant progress was also achieved regarding the establishment of a one-step «Direct Core» calculation approach, i.e. with on-the-fly cross-section evaluations, based on the nTRACER code. Among other things, an in-depth benchmarking of nTRACER vs CASMO-5/SIMULATE-5 following a gradual systematic approach from pin-cell to 3-D core models was carried out and a complete cycle depletion for an EPR core model could be realised in collaboration with Seoul University. The motivation for using an EPR core is simply because its heavy reflector design constitutes a challenge for deterministic core analysis methods for the treatment of the flux boundary conditions. A preliminary assessment of the nTRACER full core pin-by-pin results against cor-

responding SIMULATE-5 analyses tends to confirm this, even if the overall agreement can be considered as rather satisfactory for a first calculation case (Fig. 9, top-right).

Shark-X methodology and nuclear data uncertainties

The development of the SHARK-X methodology for propagation of nuclear data (ND) uncertainties in CASMO-5 and downstream steady-state, core dynamics and coupled core/plant transient analyses was continued during 2015. Primarily focus was given to refine the methodology for fission yields (FY) uncertainties and for the treatment of associated correlations via variance-covariance matrices (VCM). An important highlight of 2015 to mention in relation to this research is that the development and further improvements of the TENDL library, based on the nuclear reaction code TALYS and increasingly used worldwide for a continuously growing spectrum of applications, was integrated to the core behaviour research group attached to STARS. Through this new expertise, the research will no longer be limited solely to the usage of ND and VCM libraries but also to their development and improvements via a close and direct link to validation activities of high relevance for Swiss safety applications. As example, a Bayesian Monte-Carlo Method (BMC) combining theoretical FY calculations using the GEF code with an evaluated library of independent FYs to act as reference data was elaborated for four fission systems: ^{235}U , ^{238}U and ^{239}Pu , ^{241}Pu . The proposed BMC method basically constitutes a new and unique approach to provide and complement existing FY libraries (e.g. ENDFB/VII, JEFF, JENDL) with key information that has been lacking so far, namely FY correlation matrices for each fission system as well as «cross-correlations» between the fission systems (Fig. 10, left). To illustrate the relevance of

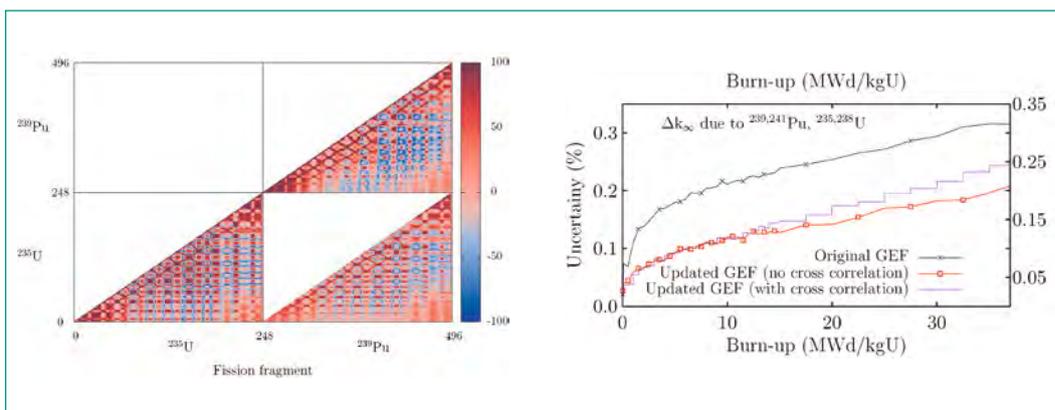


Figure 10: Left: correlations and cross-correlations between FYs for the thermal neutron-induced fission of U and Pu. Right: effect of FY correlations on keff uncertainties.

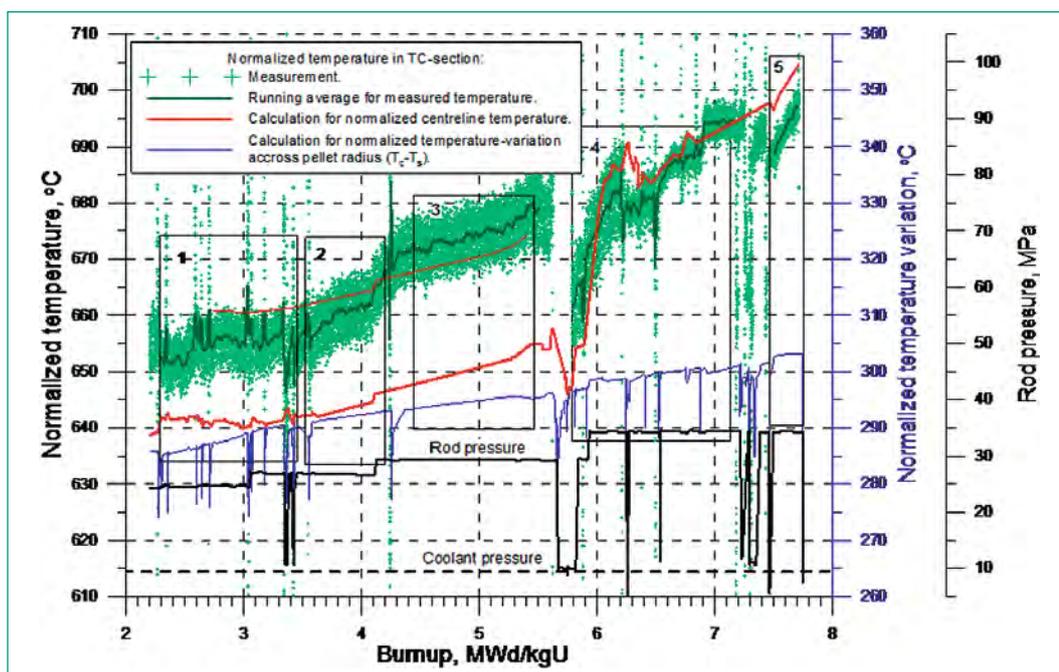
this, the BMC updated FYs with associated VCMs were applied for an uncertainty quantification of PWR pin-cell depletion (Fig. 10, right), confirming a substantial reduction of the uncertainties when accounting for the correlations although with a slight uncertainty increase when also accounting for cross-correlations between systems.

Validation of Falcon for Halden clad lift-off experiments

Several overpressure («lift-off») tests conducted within the Halden Reactor Project (HRP) were modelled and analyzed during 2015 with FALCON MOD01 coupled to the inhouse GRSW-A model for fission gas release (FGR) and swelling. The major goal of these experiments and calculations is to reveal the crucial processes and specific features of the high-burnup fuel behavior and, eventually, to explore critical conditions for rod failures caused by very high internal gas pressures. The following conclusions were drawn from the IFA-610.10 test analysis (BWR). Based on the analysis of the calculated and measured centerline- and normalized temperatures (see Fig. 11): (1) The critical overpressure for geometric-gap opening («lift-off») depends on the level of power; (2) for a Linear Heat Generation Rate (LHGR) of 11 kW/m, the geometric-gap opening happens at an overpressure of 250 bar; (3) for an overpressure of 150 bar, the «lift-off» is expected at an LHGR smaller than 7 kW/m; (4) after geometric-gap opening, there are indications for a secondary gap closure after power/overpressure dips and rises, presumably caused by a fuel

fragment relocation into the open-gap space. A partial pellet-cladding bonding could facilitate this relocation. The analysis of the cladding elongation revealed that (1) the extent of pellet-cladding bonding is essentially lower than in all PWR cases considered so far; (2) an average fractional bonding of about 33 % can be estimated; (3) a reduction of the thermomechanical impact of bonding can be seen at an overpressure increase from 150 to 250 bar. The IFA-610.1/3/5 test analyses (PWR) based on the data for fuel temperature and cladding elongation indicate a strong bonding between fuel and cladding in the segments used in all the considered PWR samples. No effects of geometric-gap opening could be seen for overpressure levels as high as 300 bar. The fuel fragments remained adherent to the cladding inner surface throughout the test, regardless of over-pressurization level, power history and cladding temperature. The thermal feedback effect of the imposed overpressure seems to be caused mainly by: (1) fuel property degradation with burnup and (2) fragment rearrangement due to hypothesized formation of circumferential cracks. The cladding elongation was most likely controlled by the fuel swelling, due to strong bonding between the pellets and cladding. A fractional bonding in the PWR samples is estimated at 70–80 %, which is a factor of 1.5–2 higher than in the BWR test. All in all, considerable effects of bonding and fuel cracking/relocation were identified. It is concluded that the identified effects are out of the current traditional licensing analysis methods.

Figure 11:
Calculated and measured temperature against internal rod pressure as function of burn-up increase during IFA-610.10 test



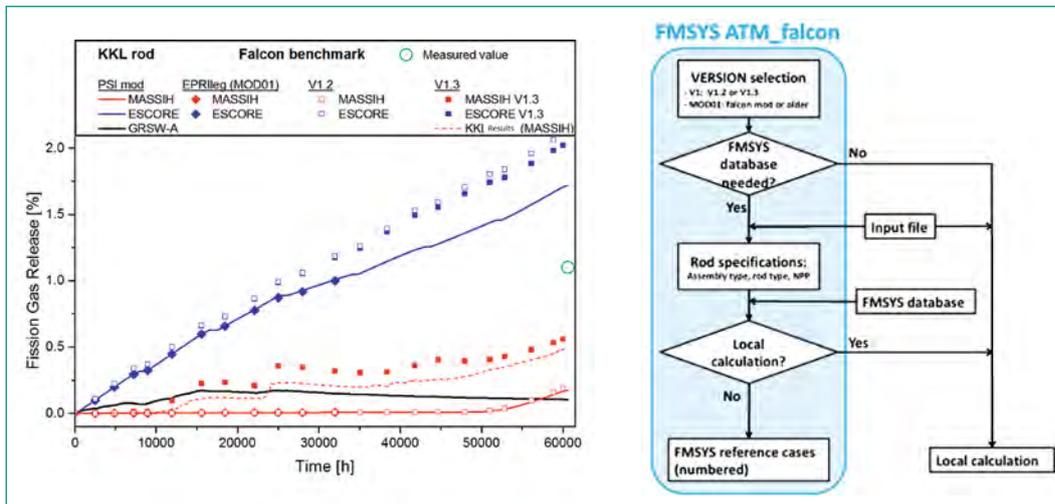


Figure 12: Results of FGR Calculations for Reference Benchmark Case of Falcon V1; Development Activities (Left) and Development of associated FMSYS Platform (Right)

Falcon-V1 and FMSYS development

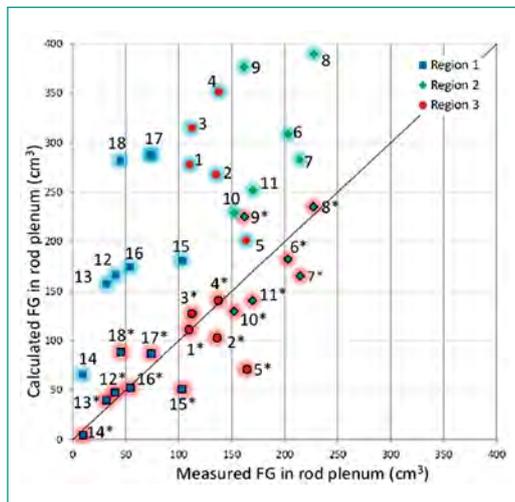
Starting from 2008, EPRI has modernized the FALCON MOD01 legacy code and structured it into a Python environment providing a graphical user interface (GUI) with HDF5 I/O support as well as extensive post-processing functionalities. During 2014, PSI/STARS became co-developer of this re-designed Falcon V1 code and in this framework, activities were continued during 2015 towards the integration of the in-house GRWS-A model for fission gas release (FGR) and swelling. As part of this, a systematic review of all Falcon code versions was carried out, starting from the legacy FALCON MOD01 version used so far at PSI (PSI MOD) as well as the corresponding EPRI legacy version (EPRIleg) up to the latest Falcon V.1.3 version which is planned to accommodate the integration of GRWS-A. The EPRI and PSI FALCON legacy code versions showed differences even if the GRWS-A model was not activated. Therefore, in a first step, efforts were undertaken to ensure a harmonization and bring both versions closer to each other. Thereafter, a regression test system was devised which guarantees the quality of the joint source code modernization and development process. To complement this, a selected KKL rod with available FGR measured data was adopted as benchmark case to verify in a systematic manner, the impact of FGR models versus code version progression (Fig. 12, left). Parallel to the Falcon V1 development, the establishment of an in-house Fuel Management System (FMSYS) to serve as platform for the maintenance and validation of reference FALCON MOD01 and Falcon V1 methodologies for the Swiss reactors, was continued (Fig. 12, right). Primary focus was given to start developing databases aimed at storing material and geometrical design data for the various Swiss assembly types

and to continue the development of Application Programming Interfaces (API), including versioning capabilities, to manage the computations as function of code versions, rod modelling and meshing (with links to the fuel rod design databases) and calculation schemes (e.g. physical models and numerical methods).

Development of models for fragmentation, relocation and dispersal

Base irradiations with FALCON coupled to the GRWS-A fission gas release (FGR) model were performed on a number of high-burnup KKL BWR fuel rods (6 and 7 cycles) that were part of a fuel performance program between KKL, PSI, and Westinghouse. For all rods, the calculation over-predicts the measurement. These rods came from different fuel assemblies. The FGR measurement for pairs of rods with similar enrichment and discharge burnup but from different regions within the FA differed by up to a factor of five. On the other hand, rods that came from the same region had better agreement. Therefore the rods were segregated into three regions. The scatter in FGR measurements by rod puncture is explained with a hypothesis for fission gas trapping depending on the region. It is formulated with the help of existing EPMA data which showed significant azimuthal burnup asymmetry for the rods around the moderator channel. By contrast almost no asymmetry was observed for rods in the interior. It is hypothesized, that the trapping of fission gas depends on the degree of burnup asymmetry. The trapping itself is facilitated by the development of a permanent partial pellet-cladding bond layer, which acts as obstacle to FGR. Therefore, largest trapping is assumed for the rods around the moderator channel and smallest trapping for those in the interior, since the latter ones are exposed to a more homogeneous thermal neu-

Figure 13:
Measured versus
calculated fission gas
release in the rod
plenum without (blue
shaded) and with (red
shaded) new model for
fission gas trapping
assumption



tron flux. Based on these assumptions, a much better agreement between measurement and calculation was achieved (see Fig. 13). The hypothesis of fission gas trapping would provide a reasonable explanation for the observed scatter in the rod puncture data on high-burnup BWR fuel rods. This would imply that a strong link between FGR and rod position in a BWR FA exists. In the case of a LOCA and clad ballooning, the fuel cladding bonding will break and the trapped fission gas is released which may promote a rod rupture.

BWR stability analyses with TRACE/S3K coupled core/plant system code

Regarding coupled core/plant transient analyses with TRACE/S3K (TS3K), one of the main activities during 2015 was to start validating the code system for stability analyses on the basis of the OECD/NEA Oskarshamn-2 (O-2) stability benchmark. Although TS3K is not intended to replace S3K for Swiss BWR stability analyses, the complex non-linear and tightly coupled neutronics/thermal-hydraulics involved in such transients provide an optimal framework to test the capabilities of multi-physics coupled code systems for general purpose BWR safety analyses. And in this context, one main challenge that was encountered is that to reduce numerical diffusion, TRACE requires a non-uniform axial nodalization while such is not applicable with S3K. Therefore, using a «Base Model» TS3K with 25 axial nodes, measured transient behavior could not be reproduced (Fig. 14, top). For this reason, a systematic study was launched using different time-space discretization schemes in order to identify an optimized methodology to minimize numerical diffusion and therefore to simulate correctly the O-2 stability event. Eventually, the results showed that with a refined model in space and time, the TS3K model

could capture the entire behavior of the transient, even if it was found that the simulations during the phase when power oscillations start to take place would be highly sensitive to the pump boundary conditions (Fig. 14, bottom). An in-depth comparison of TS3K against TRACE/PARCS was also carried out. A tendency of the latter to predict much higher power oscillation amplitudes compared to TS3K was in this context observed. Now although refinements of the TS3K model for further space-time convergence analyses are planned, the results obtained so far clearly represent a milestone in advancing the TS3K capabilities, noting that this analysis indeed constitutes the first reported assessment of this code system for BWR stability.

Method enhancements for multi-physics PWR MSLB simulations

As part of a participation to the EU 7th Framework NURESAFE project, a second main multi-physics activity during 2015 was the analysis of a PWR Main Steam Line Break (MSLB) transient. One primary objective for STARS was to use this NURESAFE MSLB benchmark as opportunity to widen the assessment basis of TRACE/S3K (TS3K). To this aim, CASMO/SIMULATE/S3K models were developed for the specified UO₂/MOX core in order to be later coupled with an in-house TRACE model of the Zion plant. However, a main challenge was that the transient was specified to take place at hot-zero-power conditions with a -2\$ core sub-criticality level, something outside of the design range of state-of-the-art transient core simulators such as S3K. Therefore, focus was shifted to assess the S3K capabilities to properly simulate such scenario before proceeding with a coupling to TRACE. In this context, a first approach was to adjust the initial control pattern and trigger an immediate partial SCRAM in order to reach a -2\$ sub-criticality before start of the overcooling transient. With this model, referred to as SUB_{crit}(p-scrum) in Fig. 15, it turned out that S3K would predict a too early return to power and an overestimated reactor integral power. For this reason, a new method was implemented in the code to adjust the production matrix via weighting upon a given reactivity bias. This new approach, referred to as SUB_{crit}(w-prm) in Fig. 15, was found to have a very strong impact on the predicted reactor power response. And despite that it had practically no effect on the coolant inlet temperature at the bottom-of-active fuel (BAF), the re-distribution of the core power was substantially altered with an increase by up to 10 % of the power in the hot assemblies.

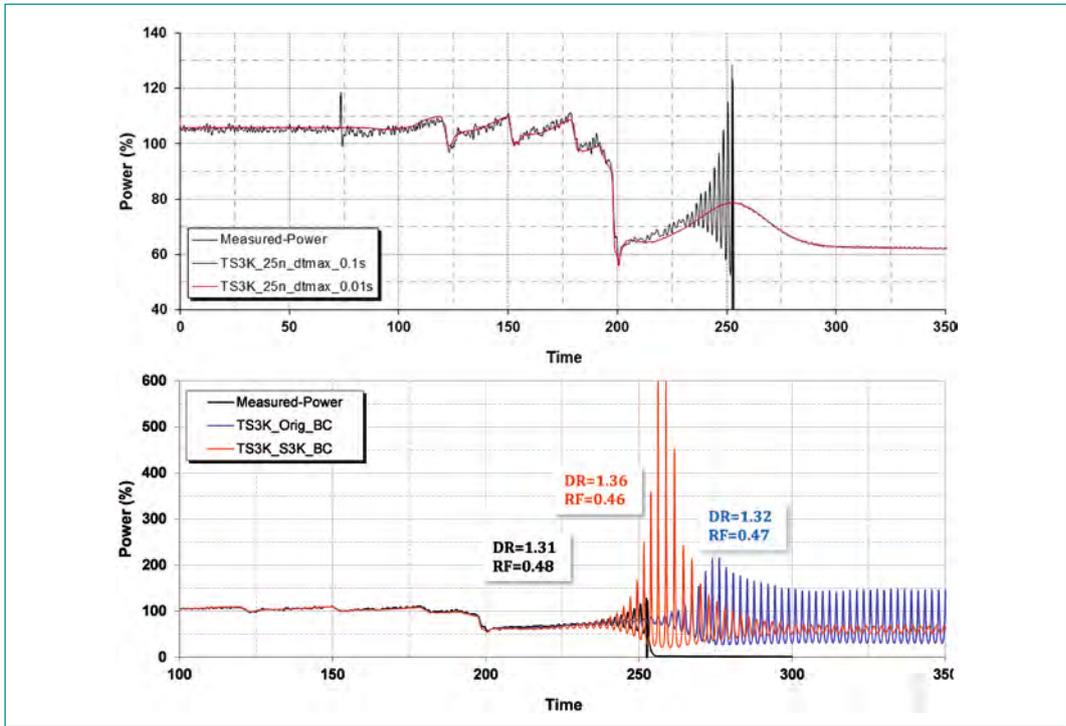


Figure 14: Transient Analysis of O-2 Event using TS3K: Base Model (Top), Refined Model with Pump Speed BC Sensitivity (Bottom)

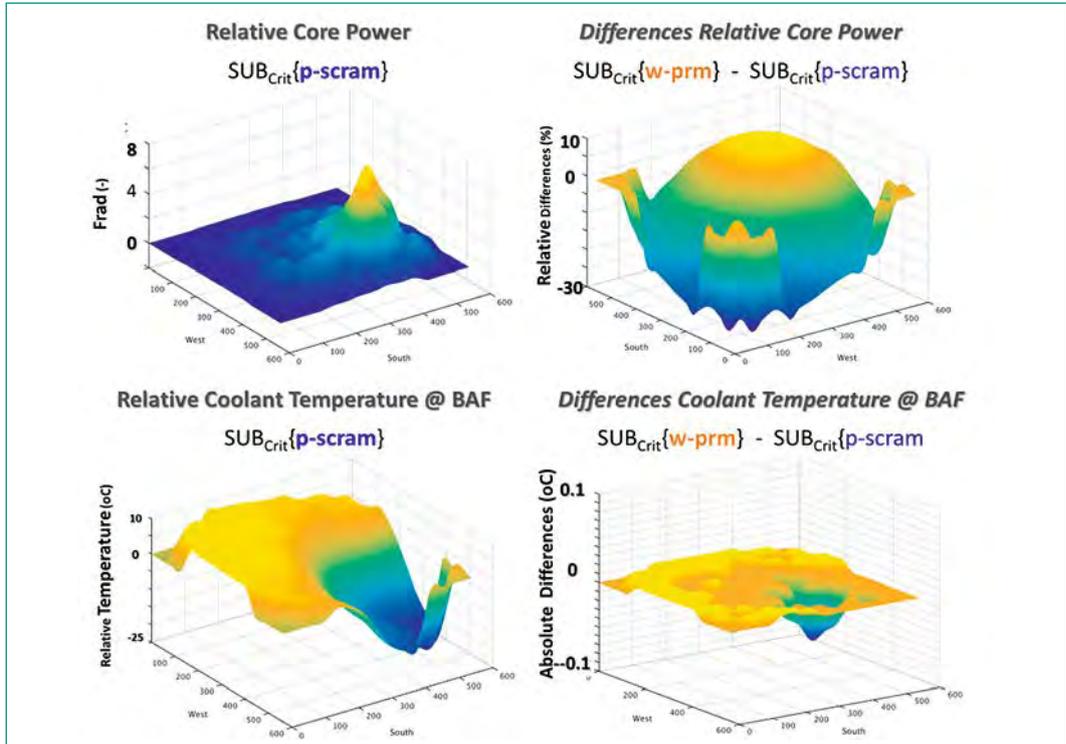


Figure 15: Effect of new S3K Sub-critical Core Initialization Method on Solution to NURESAFE PWR MSLB Benchmark

Advanced methodology for transients and full core LOCA analyses

As part of a collaboration between ENSI, PSI/STARS and the U.S. NRC, it was agreed to conduct for a Swiss BWR/6 plant and using a recent real operated cycle as basis, a full core LOCA (FCL) analysis aimed at core-wide estimations of all the individual fuel rod responses. Such FCL analysis constitutes one of the most cross-cutting multi-physics activities since it requires establishing a computational route that

integrates coupling procedures between codes and models in all areas i.e. core physics, plant system thermal-hydraulics (T-H) and fuel thermo-mechanics (T-M). During 2015, focus was therefore given to set-up such computational route via further developments of the in-house COBALT Loop. The latter refers to a methodology centred around TRACE/S3K (TS3K) to perform coupled core/plant safety analyses of the Swiss reactors with model initialisation from upstream reference validated methodologies

and with downstream coupling to sub-channel and fuel behaviour codes for transient hot-assembly and hot rod analyses respectively (Fig. 16). On the one hand, a first version of the COBALT.coreFALCON module was developed in order to provide operating histories based on validated core models to FALCON base irradiation (BI) models. As part of this, a special Bundle Operating History Reconstruction (BOHR) algorithm, for which the development was also launched in 2015 for a wide range of target applications, was integrated as subroutine. On the other hand, a preliminary COBALT.falconTRACE module to initialise the TRACE heat structures from the FALCON BI fuel models as well as a COBALT.traceFALCON module to transfer TRACE predicted peak clad temperatures (PCT) to FALCON transient analysis (TA) models, were also developed. With the first versions of all these modules, preliminary FCL analyses were carried out for the selected BWR plant and core. Among other things, this involved to setup a core 3-D assembly and pin power/burnup binning algorithm in order to determine clusters of rods representative of the whole core. On the T-H side, the existing TRACE model of the plant was enlarged to LOCA analyses and various accident scenarios were investigated in order to determine a bounding case. Finally, FALCON BI and TA analyses were conducted with coupling to the PSI in-house GRWS-A model for fission gas release and swelling. On this basis, the core-wide fuel rod responses are

currently being assessed prior to finalising this first study. As next steps, several refinements of the methodology are planned in order to enhance current approximations even if these further developments might be undertaken and thus shifted to corresponding analyses for PWR plants.

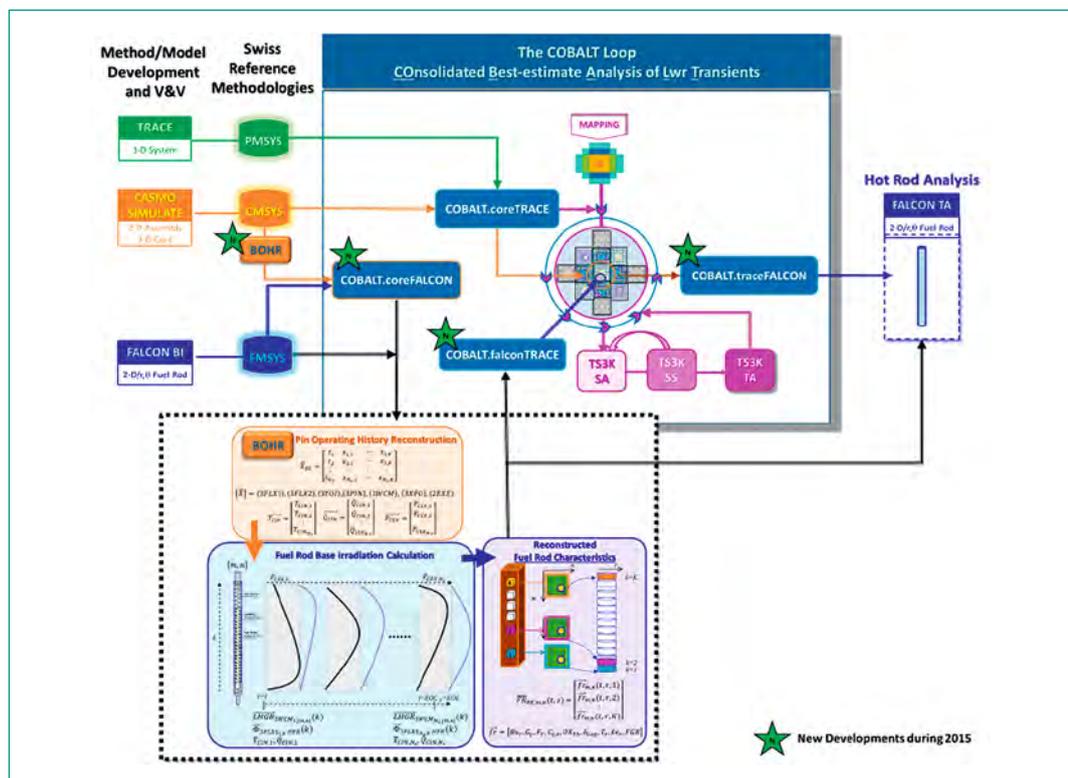
National Cooperation

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 PSI laboratories as well as with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration and supervision of MSc and/or PhD theses as well as for the realisation of courses for the Nuclear Engineering Master Program including «Special Topics in Reactor Physics» and the «Nuclear Computations Laboratory» course on reactor simulations.

International Cooperation

At the international level, the project collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as part of working/expert groups as well as through international research programs. The project also

Figure 16:
New Developments of
the PSI COBALT Loop
and Application to
BWR Full Core LOCA
Analyses



New Developments during 2015

collaborates with the Finnish regulatory body STUK as well as with other technical safety organisations of the ETSO network and with NURESAFE project partners. Also, cooperation with other research and expert organisations as well as industry partners was continued, including primarily Seoul National University, EPRI and Studsvik in relation to code development and validation.

Assessment

At the end of 2015, the current phase of the ENSI/STARS project will be completed. The primary outcome for the last three years can be summarised as follows.

On the side of plant system modelling, expertise was enlarged to additional Design-Basis-Accidents. In particular, Steam-Generator-Tube-Rupture (SGTR) and Station Black-Out (SBO) scenarios were added to the spectrum of events modelled with TRACE, both via validation against experiments from integral-test-facilities as well as through scientific support to ENSI. For separate-test-effects, the TRACE validation was continued with focus on the code performance for pre- and post CHF regimes, including a widening of the V&V basis to include not only stationary but also transient experiments. To complement the capabilities for CHF analyses, the COBRA-TF sub-channel solver was integrated in the STARS suite of codes and a first validation against BWR bundle experiments from an OECD/NEA/NRC benchmark was conducted. Finally, concerning CFD methods, new steps towards their usage for Swiss safety applications were undertaken, including 1) an extended validation of STAR-CCM+ for coolant mixing under natural circulation conditions as well as for boron dilution; 2) the introduction of OpenFOAM as complementary open-source CFD solver with a first promising benchmarking against ROCOM mixing tests; 3) the development with OpenFOAM of a Swiss PWR plant specific vessel model using as test case, a study of coolant flow and temperature patterns in core bypass.

For neutronics, reactor physics and core physics, the transition to CASMO-5 combined with the most recent nuclear data libraries was completed and the code was integrated as reference lattice solver for the CMSYS modelling of the Swiss reactors. Combined with this, preliminary steps towards a transition to the next-generation 3-D core simulator SIMULATE-5 were also undertaken with emphasis at this stage on PWR models. To complement this,

research on higher-order transport full core pin-by-pin solvers was intensified. On the one hand, a deployment and first assessments of nTRACER as potential «Direct Core» PWR static/transient solver with the on-the-fly cross-section homogenisation was carried out. On the other hand, the static/transient DYN3D solver was also integrated in order to extend the capabilities with core simulation methods based on pin-cell homogenisation and to support research aimed at improving super homogenisation techniques for such codes. Regarding core dynamics, the development and validation of a systematic S3K methodology for Swiss BWR stability analyses was completed, including the development of new promising method to treat bypass voided conditions as well as a successful benchmarking of the S3K methodology through participation to the Oskarshamn-2 stability benchmark. The applicability of S3K with core T-H boundary conditions to new transient types such as BWR fast pump run-up was also assessed and a first validation against experimental RIA tests was conducted.

Concerning fuel modelling, the analyses with FALCON of LOCA experiments at the Halden reactor was continued, including successful modelling aided experimental test design. A PhD thesis was also launched to develop models for fuel fragmentation, relocation and dispersal during LOCAs and as part of the latter, a new method to account for fission gas trapping due to fuel-clad bonding was also established. With regards to high burnup fuel behaviour, increased focus was also given to the modelling of clad lift-off phenomena, including the development of advanced methodologies to study the impact of central void formation during irradiation at very high temperatures. For PCI/PCMI related fuel failures, selected BWR and PWR power ramp experiments from the SCIP-II program were studied with FALCON but no convincing results could so far be obtained concerning the available stress/strain based models aimed at predicting fuel rod ruptures. Finally, an important milestone is that PSI/STARS became co-developer of the Falcon code with as first objective to integrate in the official re-designed code version, the in-house GRWS-A model for fission gas release and swelling. The long-term advantage is that by being part of the code development team, all further in-house model developments will be closely linked to enhancements of the Falcon state-of-the-art code.

For multi-physics, the main new developments achieved during the last three years were focused around the coupled core/plant TRACE/S3K code

system. For the numerical methods, an external coupling scheme based on using TRACE for system thermal-hydraulics only and S3K for both core neutronics and thermal-hydraulics was elaborated in order to complement the existing internal coupling approach. For the physics modelling, studies were launched to investigate method enhancements that would allow to treat strong reactivity feedback effects caused by very heterogeneous spatial void and boron distributions expected during e.g. complex scenarios such as ATWS and currently neglected in most state-of-the-art code systems. For assessment and validation, a first validation of TS3K for BWR stability analysis could be successfully completed on the basis of the OECD/NEA Oskarshamn stability benchmark. Also, the application of TRACE/S3K was enlarged to BWR flow transients as well as to full core LOCA analyses. And in relation to TS3K, an important achievement is that the COBALT Loop was established as integrated platform to couple core physics, plant T-H and fuel modelling codes and models for transient analyses of the Swiss reactors. One of the largest and unique potential of COBALT is that it opens perspectives for complementing the transient analyses with an integrated and systematic approach to propagate uncertainties from all the considered physics. Also, through participation to the NURESAFE project, a new method to initialize S3K (and later TS3K) transient analyses from subcritical core conditions was developed and verified for PWR MSLB analyses. So far, such method was beyond the capabilities of the code, limiting thereby the options to investigate e.g. return to criticality during accident management procedures.

And in relation to uncertainty and sensitivity analyses (UQ/SA), this is perhaps the area that characterises mostly where a strong intensification of the STARS research activities was undertaken with as main outcome to place the project at the front edge of on-going international developments. On the thermal-hydraulic side, novel approaches for global sensitivity analyses related to physical models were developed and applied to both TRACE reflooding models in the context of the OECD/NEA PREMIUM benchmark and COBRA-TF nucleate boiling models in the framework of the OECD/NEA UAM benchmark. For nuclear data uncertainties, a strong consolidation of the SHARK-X methodology was achieved, especially regarding fission yield treatment with an assessment basis spanning from real Swiss irradiated samples to neutronics cases of the OECD/NEA UAM benchmark. Also, a first-of-a-kind

integration and testing of such advanced methodologies for real core licensing related modelling and simulations was conducted. Moreover, the recent attachment to these activities of the in-house TENDL nuclear data library will provide large opportunities for further strengthening of the expertise and capabilities in this area. Finally, also for fuel modelling, a coupling of FALCON with the CEA URANIE UQ/SA platform was established and a first assessment was made for a base irradiation case of the OECD/NEA UAM benchmark, including testing of a Sobol based global sensitivity analysis approach.

Most of the above activities remain key targets for the next phase of the STARS collaboration with ENSI which will start in 2016 and for which the scientific support as well as research program scope have recently been agreed.

Publications

- [1] A. Epiney. PSI Reference Model Data Report KKL TRACE MODEL 2014: Steam Lines. PSI Technical report TM-41-14-16, 2015
- [2] I. Clifford. Technical Note KKB TRACE Model Summary, Upgrade and Regression Tests in Preparation for the Upcoming SGTR On-call. PSI Memorandum SB-RND-ACT-001-09.002, 2015
- [3] I. Clifford. ENSI On-Call 2015 - KKB SGTR Analysis: Interim Report. PSI Technical Report TM-41-15-25, 2015
- [4] I. Clifford. ENSI On-Call 2015: Analysis of Steam Generator Tube Rupture (SGTR) Accident for Kernkraftwerk Beznau (KKB). PSI Technical Report TM-41-15-26, 2015
- [5] Y. Aounallah. Simulations of KKM Steam Line Breaks under «Hot» Standby conditions with TRACE. PSI Technical Report TM-41-13-19, 2015
- [6] A. Epiney, S. Canepa, O. Zerkak, H. Ferroukhi. Towards a Consolidated Approach for the Validation of Plant System Codes and Models: A Case Study for a BWR Fast Depressurization Event. Proc. Int. Top. Meetg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-16, Chicago, USA, August 30–September 4, 2015
- [7] J. Freixa V. Martínez-Quiroga, O. Zerkak, F. Reventós. Modelling guidelines for core exit temperature simulations with system codes. Nucl. Eng. Design, Vol. 286, pp. 116–129, 2015

- [8] *H. Yao*. Direct Generation of Plant System Simulation Models using CAD Geometry. PSI/EPFL Semester Project Report, 2015
- [9] *H. Yao*. Thermal-Hydraulic Simulation of Rig-Of-Safety Assessment Tests in Large Scale Test Facility using Updated TRACE Code. PSI/EPFL Master Thesis Report, 2015
- [10] *I. Clifford, A. Vasiliev, O. Zerkak, H. Ferroukhi, A. Pautz*. Computational Fluid Dynamics Analysis of the Fluid Flow and Heat Transfer in the Core Bypass Region of a PWR. Proc. Int. Top. Meetg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-16, Chicago, USA, August 30–September 4, 2015
- [11] *R. Puragliesi, Q. Zhou, O. Zerkak, A. Pautz*. Assessment of OpenFOAM CFD Toolbox for Gravity Driven Mixing Flows in a Reactor Pressure Vessel. Proc. Int. Top. Meetg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-16, Chicago, USA, August 30–September 4, 2015
- [12] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz*. Methodology for Global Sensitivity Analysis of Transient Code Output applied to a Reflood Experiment Model using TRACE. Proc. Int. Top. Meetg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-16, Chicago, USA, August 30–September 4, 2015
- [13] *H. Ferroukhi*. ENSI On-Call 2015 Core Licensing Analyses of KKG Cycle 37. PSI Technical Report TM-41-15-11, 2015
- [14] *O. Leray*. ENSI On-Call 2015 Core Licensing Analyses of KKB1 Cycle 44. PSI Technical Report TM-41-15-12, 2015
- [15] *S. Canepa*. ENSI On-Call 2015 Core Licensing Analyses of KKL Cycle 32. PSI Technical Report TM-41-15-20, 2015
- [16] *S. Canepa*. Study of the LHGR Behaviour along Burnup from KKL COL32 Analyses and Updated Results. PSI Aktennotiz AN-41-15-09, 2015
- [17] *H. Ferroukhi*. ENSI On-Call 2015 – Control Rod Worth Evaluations for KKL Cycles 28–32. PSI Technical Report TM-41-15-33, 2015
- [18] *A. Dokhane*. ENSI On-Call 2015: Core Licensing Analyses of KKM Cycle 43. PSI Technical Report TM-41-15-19, 2015
- [19] *A. Dokhane*. Development and Validation of CMSYS Models for KKM Cycles 38–40 and Transition to CASMO-5. PSI Technical Report TM-41-15-18, 2015
- [20] *S. Canepa, M. Krack, H. Ferroukhi, A. Pautz*. Scalability Benchmarking Methodology for Hybrid Parallel Core Calculations with the Code nTRACER. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method, M&C+SNA+MC 2015, Tennessee, USA, April 19–23, 2015
- [21] *D. Zhang*. Pin-by-Pin Fuel Depletion with Higher-Order 3-D Transport Methods. PSI/EPFL Semester Project Report, 2015
- [22] *D. Zhang*. Bundle Reconstruction History Method for Direct Whole Core Calculations with the Code nTRACER. PSI/EPFL Master Thesis Report, 2015
- [23] *P. Mala, S. Canepa, H. Ferroukhi, A. Pautz*. Preparation of Pin-By-Pin Nuclear Libraries with Superhomogenization Method for nTRACER and DORT Core Calculations. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method, M&C+SNA+MC 2015, Tennessee, USA, April 19–23, 2015
- [24] *M. Hursin, L. Rossinelli, H. Ferroukhi and A. Pautz*. BWR Full Core Analysis with SERPENT/SIMULATE-3 Hybrid Stochastic/deterministic Code Sequence. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method, M&C+SNA+MC 2015, Tennessee, USA, April 19–23, 2015
- [25] *O. Leray, M. Pecchia, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H. Perrier*. Development, Verification and Test Application of a Hybrid CASMO-5/SERPENT Depletion Scheme. Proc. Joint Int. Conf. on Mathematics and Computation, Supercomputing in Nuclear Applications and the Monte Carlo Method, M&C+SNA+MC 2015, Tennessee, USA, April 19–23, 2015
- [26] *O. Leray*. Shark X V.2.1 – Fission Yield perturbation methodology: Implementation of correlations and application on the LWR PROTEUS Phase II U1 Sample. PSI Technical Report TM-41-15-22, 2015
- [27] *R. Nguyen Van Ho*. Nuclear Data Uncertainty Propagation for LWR Fuel Assembly Lattices. PSI Technical Report TM-41-15-21, 2015
- [28] *D. Rochman*. Scoping Analyses towards Global Methodology for CASMO Uncertainty and Bias Quantification – Case Study for KKG UR3 Sample. PSI Technical Report TM-41-15-09, Restricted, 2015
- [29] *G. Khvastov*. ENSI On-Call – Assessment of PRIME Fuel Performance Code Part 1 – Code

- Review and Audit Calculations for Applications to GNF Fuel Licensing at KKM. PSI Technical Report TM-41-15-06, 2015
- [30] *G. Khvostov*. ENSI On-Call – Assessment of PRIME Fuel Performance Code Part 2 – FALCON-PSI Methodology and Sensitivity Analyses. PSI Technical Report TM-41-15-16, 2015
- [31] *G. Khvostov*. Documentation Review of the Westinghouse STAV7 and TRANSURANUS-WSE Fuel Rod Behaviour Codes. PSI Technical Report TM-41-15-03, 2015
- [32] *F. Ribeiro, G. Khvostov*. Multi-scale approach to advanced fuel modelling for enhanced safety. *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 84, pp. 24–35, (2015)
- [33] *V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, R. Restani, S. Abolhassani, G. Ledgergerber, W. Wiesenack*. Modeling of Axial Distribution of Released Fission Gas in KKL BWR Fuel Rods during Base Irradiation. Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting TopFuel 2015, Zurich, Switzerland, September 13–17, 2015
- [34] *M. Krack, C. Cozzo, H. Ferroukhi*. First Interim Report for the Falcon Code Development activity within the PSI-EPRI collaboration agreement. PSI AktenNotiz AN-41-15-06, 2015
- [35] *O. Zerkak*. Analysis of a KKL YUMOD Fast Run Up Transient with TS3K. PSI Technical Report TM-41-15-02 V.0 (March 2015)
- [36] *A. Dokhane*. TRACE/SIMULATE-3K Analysis of the Oskarshamn-2 Stability Event and Comparison to TRACE/PARCS and SIMULATE-3K Stand-alone. PSI Technical Report TM-41-15-14, 2015
- [37] *A. Dokhane, O. Zerkak, H. Ferroukhi, I. Gajev, J. Judd, T. Kozłowski*. TRACE/SIMULATE-3K Analysis of the NEA/OECD Oskarshamn-2 Stability Benchmark. Proc. Int. Top. Meetg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics NURETH-16, Chicago, USA, August 30–September 4, 2015
- [38] *G. Jimenez, J.J. Herrero, A. Gommlich, S. Kliesen, D. Cuervo, J. Jimenez*. Boron dilution transient simulation analyses in a PWR with neutronics/thermal-hydraulics coupled codes in the NURISP project. *Ann. Nuclear Energy* Vol. 84, pp. 86–97, 2015
- [39] *O. Zerkak, T. Kozłowski, I. Gajev*. Review of multi-physics temporal coupling methods for analysis of nuclear reactors. *Ann. Nuclear Energy* Vol. 84, pp. 225–233, 2015
- [40] *H. Ferroukhi*. Development and Verification of a Methodology for SIMULATE-3K Analyses at Sub-Critical Core Conditions. PSI Technical Report TM-41-15-30, 2015
- [41] *H. Ferroukhi, O. Zerkak, P. Mala*. Advanced Solutions with SIMULATE-3K to the NURESAFE PWR MSLB Benchmark. NURESAFE Report D12.41, 2015

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 2015 include: i) final implementation of instrumentation in the LINX containment, ii) development of robust in-situ calibration for MWIR camera (film surface temperature measurement), iii) improvement of the NIR camera (film thickness) calibration procedure,

iv) shake-down test and preliminary experimental campaign, v) development of test matrix and main experimental campaign with all associated instrumentation implemented, vi) development of data processing and coupling of all measurement; vii) the PhD candidate (Julien Dupont) has published two articles in peer-reviewed journal based on the performed activities and the PhD thesis writing is ongoing.

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.

The LINX project has been carried out since December 2010, with the participation of PSI, ETHZ, IRSN and ENSI. The project program 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]. The project has led to development on **two new optical techniques** to measure both the **film thickness and the film surface temperature simultaneously**. These measurements were conducted under high steam and high temperature **environment simulating condensing or re-evaporating conditions** that can be encountered in the containment during the development of a severe accident situation. **Coupling of the film thickness with the film surface temperature** gives insight into the dynamic development of a falling film of a vertical surface under conditions of heat and mass transfer.

Work carried out and results obtained

LINX facility

The LINX facility consists of a 10 m³ stainless steel vessel and can be used with steam up to 10 bar. Implemented injection and venting lines at the top and the bottom of the facility enable the injection of superheated steam as well as non-condensable gas such as nitrogen or helium.

The LINX facility was upgraded to ensure proper and safe operation during the experimental test campaign of the project. The upgrade consisted of the implementation of a new PLC system that allows for the control of both the facility and the added auxil-

iary loop (see section below). The control system was improved to meet the current safety standard for pressurized facility with hardware and software interlocking devices. The control system was commissioned successfully with the testing of all the different controls (valves, flowmeters, pumps, safety interlock). The facility tightness was checked with pressure test of the vessel and injection lines.

A risk analysis study of the facility and auxiliary loop was completed and passed successfully. The implementation of the safety equipment as well as their redundancy ensures a safe working environment during normal operation.

Finally, instrumentation sensors were implemented extensively. More than 100 K-type thermocouples were installed on the inside wall and the gas space of the vessel, 30 of which were associated with capillary sampling lines used for gas concentration measurement.

As of today the facility is used with steam up to 10 bar and 150 °C.

Auxiliary loop

A temperature controlled wall consisting of 9 plates was built in the pressure vessel (Figure 1, small). The plates are connected to two independent water loops: one cold loop linked to the demineralized water network and one warm loop fed by a 2 m³ reservoir tank (Figure 1, big).

The water from the reservoir tank is heated with an additional loop through a heat exchanger connected to the steam generator. An additional line is used for the water injector (Figure 1, small) that is used to create water film on the upper plate. As of today the auxiliary loop has been fully commissioned and is ready to be used with water at temperature ranging from 15 to 100 °C. The entire auxiliary loop can operate above 10 bar internal pressure. The volumetric flow rate in the plates and the film injector ranges from 15 l/hr to 550 l/hr.

Finally a system used to collect the water on the plates and below the plates was designed and implemented in the facility to measure the condensation rate and to avoid the accumulation of condensate at the bottom of the facility and the undesirable re-evaporation associated with (Figure 1 small).

Instrumentation

Wall and gas temperatures in the vessel as well as water temperature in the inlet and outlet of each plate are recorded by mean of more than 200 thermocouples.

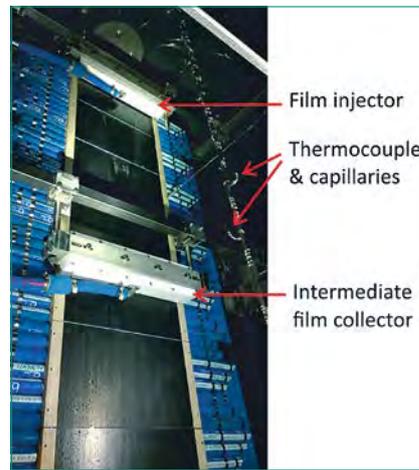
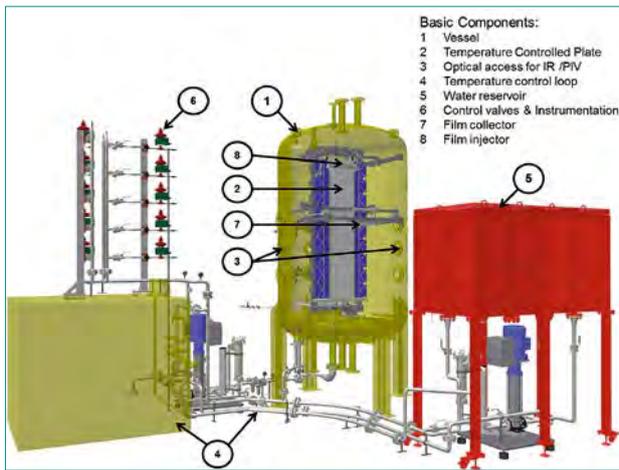


Figure 1: big - 3D-view of the LINX facility: Main components are described on the facility overview; small - front view of the temperature controlled wall with film injector and film collector before covering with the surface treated aluminum plate.

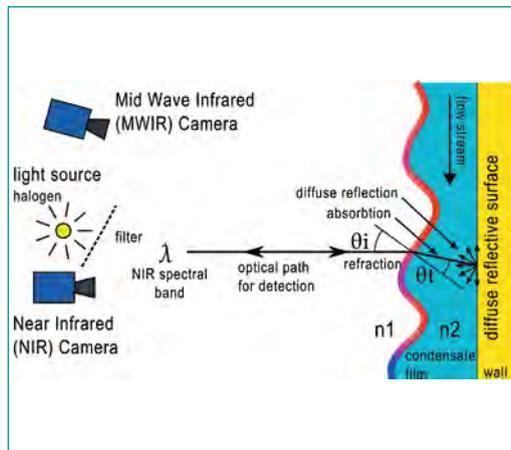
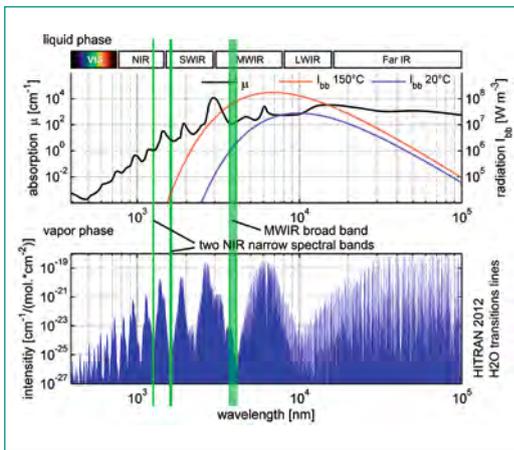


Figure 2: Schema representing the measurement principles for both the NIR and MWIR measurement techniques.

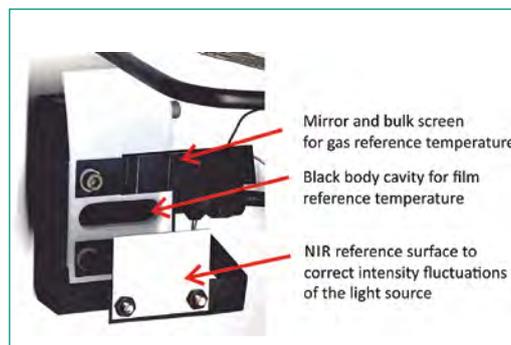
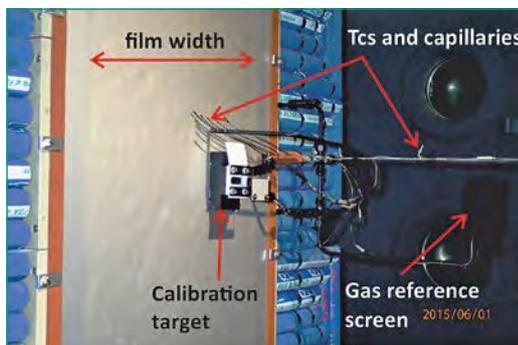


Figure 3: (left) Pictures of the in-situ calibration installed on the temperature controlled wall. (right) Zoom on the MWIR/NIR calibration target.

The planned experiments include both condensation and re-evaporation conditions on the temperature controlled plates located in the pressure vessel. The gas composition inside the vessel must be well controlled and 40 new capillary sampling lines were installed to monitor the gas species concentration using a residual gas analyzer system. Three heat flux sensors, specifically designed for the experiments provide measurement of the heat flux directly inside the temperature controlled plate [1]. The sensor also provides a measurement of the absolute temperature. **A specific calibration of these sensors was conducted to accommodate for the temperature dependence of the measurement.**

The film dynamics is observed by mean of two infrared cameras: one working in the range of the Near InfraRed (NIR) to measure the film thickness and a second in the Mid-Wave InfraRed (MWIR) to measure the film surface temperature. Both techniques were developed, compared to other measurement techniques (e.g. [2] and [3]), tested and validated during this project [4–7].

Application of the MWIR technique

Within the last year a great effort was put on the MWIR measurement development as it has not been used before under steam conditions. The technique is based on measurement of the radiation

emitted by the water film. Many challenges had to be overcome in order to reach a measurement precision in the order of 0.1 °C observed at the surface of the liquid film. The main difficulty came from the experimental configuration itself as the film temperature was lower than the environment temperature. The radiative emission of the film is rather low considering the maximum 100 °C (Figure 2, left), much less than the emission of the surrounding environment and window. The measurement consists therefore in capturing very small fluctuation (typically ~50 counts) on large amplitude signal (typically ~10000 counts). The calibration is therefore critical.

For this matter, the succession of absorbing/emitting media (windows, lenses, filter, etc.) led to design an in-situ calibration target as well as an in-situ automated Non-Uniformity Calibration (NUC) target. The first one allows for scaling of the measurement with two measured reference temperatures in the vessel (Figure 3 right) while the second allows for compensating any non-uniformity originating from temperature variation of the different optical component and the detector (Figure 4 b). An additional screen was also installed to avoid the specular reflection of the cooler NIR window on the film (Figure 4 a).

After processing, a quantitative measurement of the radiative emission fluctuation can be obtained (Figure 4 c). Using the reference target one can then convert the radiation into temperature and estimate the amplitude of the variation.

Experimental test campaign to study the film dynamics under heat and mass transfer conditions.

Two test campaigns have been conducted in the LINX facility with all implemented instrumentation in operation. Figure 5 shows the optical set up mounted in the LINX facility as it was during the experiment. The first experimental campaign

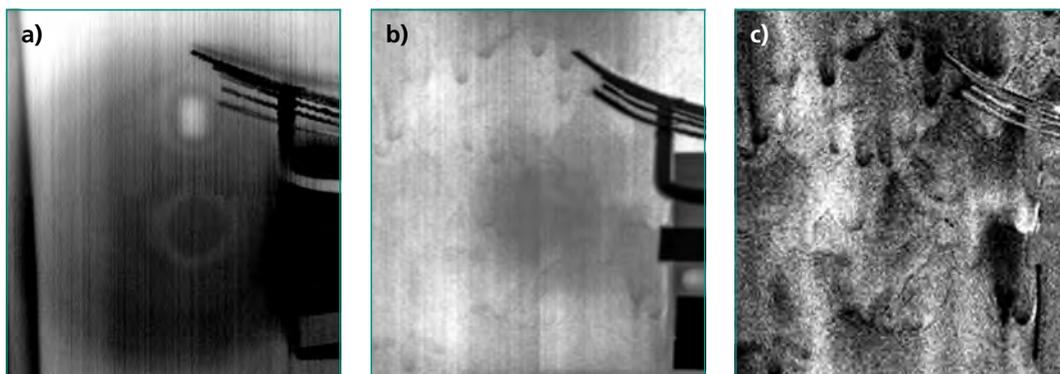
led to some better understanding of the initial and boundary conditions control to ensure good repeatability of the test. An overview of all possible flow was also conducted (see test matrix in Table 1). Test with evaporation, condensation or combining both simultaneously were run for various types of flow regime (laminar, wavy turbulent, rivulet, droplet, etc.). The second experimental campaign consisted of a reduced test matrix with emphasis put on maintaining quasi-steady state conditions during the measurements. The data processing is on-going with special effort put into correlating both film thickness and temperature field both in space and time. An overview of the experimental results and analysis is beyond the scope of the present report, and therefore in the following only selected examples will be presented.

From an instrumentation point of view, the measurement campaign inside the pressure vessel has led to two milestones regarding the optical measurements: **1) film thickness mapping in the presence of steam with heat and mass transfer between the liquid and the air, 2) temperature mapping of the film surface by means of a second camera sensitive to thermal radiation in the Mid-Wave InfraRed (MWIR).**

An example of synchronized pre-processed temperature and film thickness field is presented in Figure 6. One can recognize, in both images, similar patterns of the falling film underlying the correlation between the surface temperature and the thickness of the film.

Another example of the results obtained during the test campaign is shown in Figure 6. In these tests, the injected film was falling on the heated plate under condition of re-evaporation (~0% steam and ambient temperature at ~40 °C). A clear change of the flow pattern was observed with the 10 °C increase of the plate temperature.

Figure 4: Measured radiation of the temperature controlled wall a) without screen, block filter or NUC, b) with water film and screen and NUC. c) Temperature fluctuation (mean subtracted from b)).



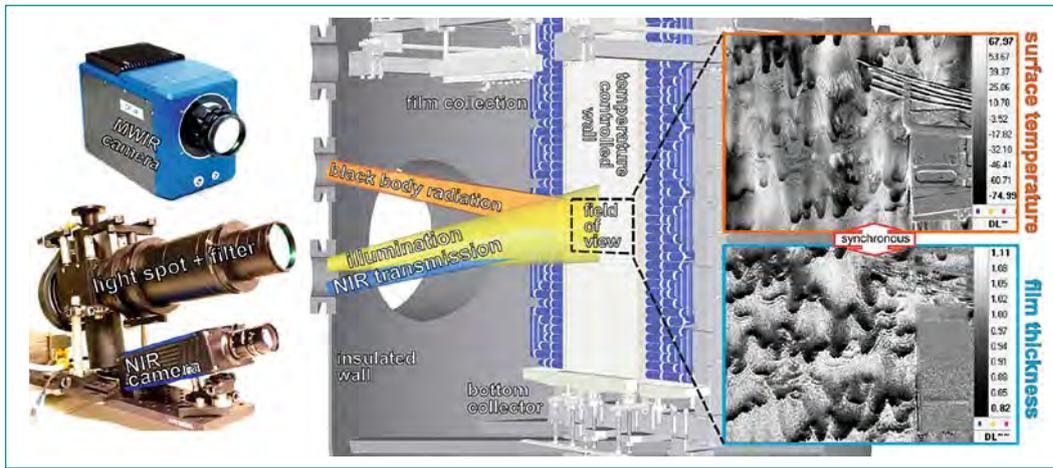


Figure 5:
Experimental set up
for simultaneous
measurement of
thickness and surface
temperature of liquid
film.

Test matrix	Vessel pressure [bara]	Bulk temperature [°C]	steam molar fraction x [%]	plate temperature [°C]	gas mixture injection	film injection [$g \cdot s^{-1} \cdot m^{-1}$]	film flow type
Series 100-300							
series 100				Cold		16	rivulets
Evaporation (constant plate temperature and bulk concentration- no vertical)	1.1	-40	dry air	Warm (60)	air	16	rivulets wavy-turbulent hanging film
				Warmer (70)		16	rivulets (2) wavy turbulent
				-0		32	wavy-turbulent
				-0		48	wavy-turbulent
series 200			70	66	air/steam	0	micro drops / rivulets
condensation (no vertical gradient)	1.1	130	50	-	air/steam	32	wavy-turbulent
				73		0	laminar drops / rivulet
				-		32	wavy-turbulent
				-		0	rivulets / micro drops front
series 300			100	Blocks 1-9	70	0	rivulets
condensation + evaporation	1.0-1.9	130	> 3000 mm	blocks 1-9	steam	0	rivulets
			-0	blocks 1-4			rivulets
			< 2000 mm	blocks 5-9			rivulets
			< 2000 mm	blocks 5-9			rivulets / micro drops front

Table 1:
Test Matrix of initial
tests conducted in the
LINX facility.
measurements viewed
through the man hole.

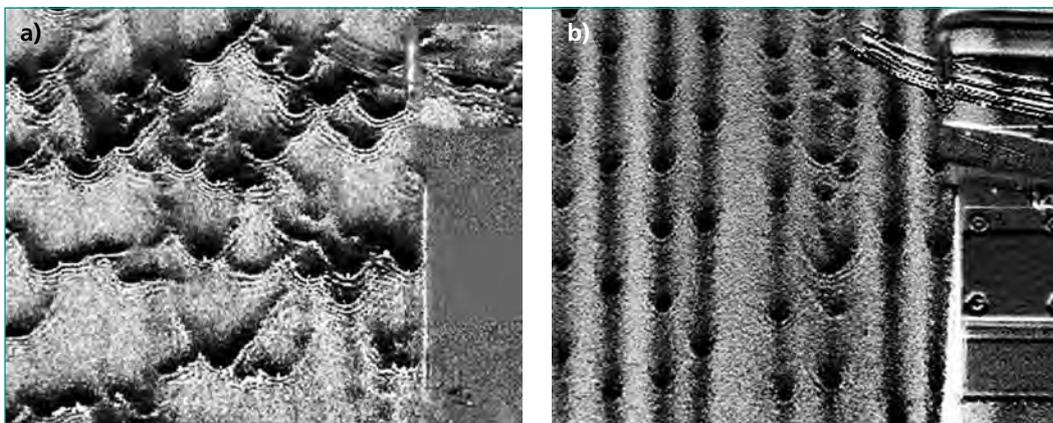


Figure 6:
Transmissivity intensity
of evaporating film on
a) 60 °C (test # 103)
and b) 70 °C (test #
107) wall temperature.

The formation of rivulet-like flow over the falling film was observed, which is attributed to some Marangoni effect associated with the variation of the water surface tension with temperature. This observation was confirmed when the test was repeated with similar conditions. An example of a reconstructed film is presented in Figure 7. The measurement was recorded for a film under evaporation conditions similar to the one shown in Figure 6 a). The 2D film thickness was superimposed with the calibrated measured tem-

perature. A clear distinction can be observed between the dip and the crest of the film. Evaporation leads to a cooling of the water which is more pronounced for thin film (dip of the waves in blue/green) than for thicker film (crest of the waves in red/orange). It is expected to obtain new insight into the coupling between the heat and mass transfer for condensing/evaporating film under well controlled conditions.

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 Prof. Horst-Michael Prasser is the PhD student supervisor.

International Cooperation

The LINX project benefits also from the participation of IRSN (France), which provides support/review to the overall project. Finally, the LINX project research topic had some synergies with the PANDA investigations performed in the frame of EU and OECD projects.

Assessment 2015 and outlook for a project follow-up

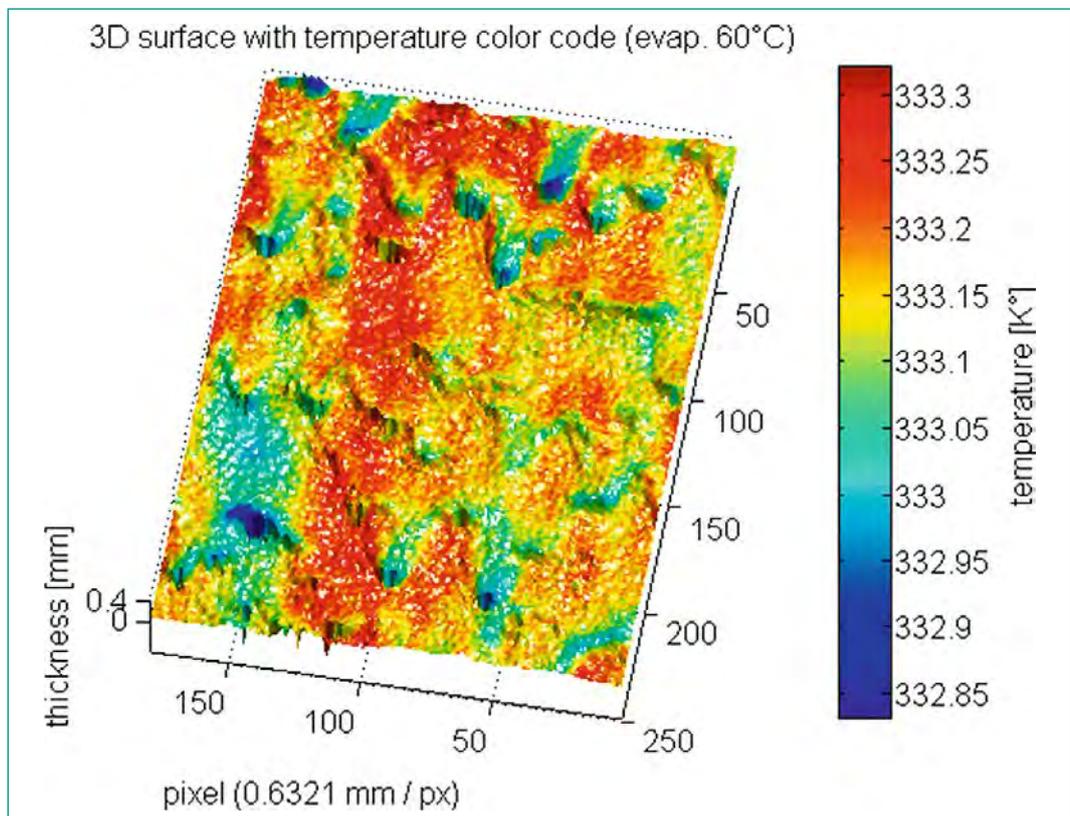
In 2015, appeared two journal papers written by Julien Dupont (the PhD student associated with the LINX project). One journal paper has been published in the Experiments in Fluids [6] journal and one in the Journal of Nuclear Science and Technology [7].

In 2015, also the experimental campaign in LINX has been conducted and concluded. The experimental matrix for the PhD program included three

series of tests. The first was a characterization series focussed on the falling liquid film, for a range of liquid injection flow rates. A series of tests was performed to characterize liquid film under the effect of re-evaporation phenomena. Then a series of tests addressed the liquid film dynamics under condensation conditions. And finally a series combines the condensation and evaporation phenomena at different elevation on the plate. The analysis of the LINX tests is ongoing however no further experiments are expected to be performed in LINX facility in the frame of the current PhD program. Therefore with respect to the investigation in LINX, the present project can be considered successfully completed. It is foreseen that the PhD student will defend his thesis at ETHZ in the first half of 2016. The experimental investigations performed in LINX will be published in the PhD thesis and it is expected that one additional journal paper will be published based on the analysis of LINX experimental results.

It should be pointed out that discussions are ongoing with various organizations to define a new experimental program in LINX as follow-up of the present project on containment safety analysis, which would focus on generating experimental data for the benchmark of computational tools.

Figure 7:
Film transmission and surface temperature mapping in the LINX facility.



Acknowledgments

The authors gratefully acknowledge Dr. Ahmed Bentaib from IRSN and Dr. Werner Barten from ENSI for their support in the LINX project.

References

- [1] «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; ENSI Research Report 2013, ENSI Research Report 2014, ENSI-AN-9157, ISSN 1664-3178, pages 205–210.
- [2] High-speed liquid film sensor for two-phase flow with high spatial resolution based on electrical conductance, Flow measurement and instrumentation, *M. Damsohn and H.-M. Prasser*, Vol. 20 (2009), 1-14.
- [3] Cold neutron tomography of annular coolant flow in a double subchannel model of a boiling water reactor, *J. L. Kickhofel, R. Zboray, M. Damsohn, A. Kaestner, E. H. Lehmann and H.-M. Prasser*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, vol. 651, no. 1, p. 297–304, 21 September 2011.

Publications based on the LINX project activities

- [4] *J. Dupont, G. Mignot and H.-M. Prasser*, «Near Infrared Film Thickness Measurement», proceedings of the NURETH-15 conference, Pisa, Italy, 2013.
- [5] *J. Dupont, G. Mignot and H.-M. Prasser*, «Characterization and Validation of the Near Infrared Film Thickness Profile Technique», proceedings of the NUTHOS-10 conference, Okinawa, Japan, 2014.
- [6] *J. Dupont, G. Mignot and H.-M. Prasser*, «Two-dimensional mapping of falling water film thickness with near infrared attenuation», *Experiments in Fluids* 56, 90, 2015, DOI 10.1007/s00348-015-1955-1
- [7] *J. Dupont, G. Mignot, R. Zboray and H.-M. Prasser*, «Infrared film thickness measurement: Comparison with cold neutron imaging», *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2015, DOI 10.1080/00223131.2015.1102779

MELCOR further development in the area of air ingress and the effect of nitriding

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez-Moguel, Sanggil Park, Terttaliisa Lind, Jon Birchley, Bernd Jäckel
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, http://www.psi.ch
Duration of the Project	2013–2017

ABSTRACT

Cladding degradation of an overheated core during a hypothetical accident in a nuclear power plant has been extensively studied in the past. Most of the knowledge has concentrated to the exposure of cladding to steam. In this situation the cladding undergoes exothermic oxidation. Under such circumstances the oxidation rate would typically be limited by the oxygen diffusion through the oxide layer which builds up on the cladding surface. In recent years the possibility of oxidation with air has been brought into attention, of special concern are the spent fuel ponds. Exposure to air leads to accelerated degradation since the nitrogen present in the air may degrade the oxide layer which hence becomes a less effective barrier, resulting in faster oxidation kinetics. The oxide layer typically becomes porous and can break away, a process known as break-away oxidation. As well as faster oxidation, the nitrogen also promotes faster and more com-

plete mechanical degradation of the cladding, leading to more widespread destruction of the fuel rods and exposure of the fuel itself.

Until recently it was believed that nitrogen did not play a major role as an active chemical species, instead its main effect was considered to be the accelerated oxidation. Recent experiments have shown that the reaction with nitrogen can result in extensive formation of zirconium nitride (ZrN) which contributes very significantly to both the heat generation and fuel rod degradation. Furthermore, if the cladding is further exposed to oxygen, the degradation is significantly enhanced during re-oxidation of the nitride layer.

The current project addresses the active role of nitrogen and ZrN formation in the air oxidation process by means of a coupled analytical and experimental investigation. A nitriding model will be developed and formulated to be implementable into the severe accident analysis codes such as MELCOR and SCDAP.

Project goals

The goal of the project is an oxidation/nitriding model development which can be implemented into severe accident analysis codes (e.g. MELCOR or SCDAP). In order to understand the nitriding process the study was performed at two different scales: the small scale experiments and the microscale analyses.

The small scale experiments will serve to quantify the key parameters that are relevant for the model development. This part of the work includes:

- **Study of the kinetic behaviour.** Identify data available in the literature as well as missing data. The gaps in knowledge will be investigated by performing Separate Effect Tests (SET's) with Zircaloy-4 cladding samples by using a Thermo-Gravimetric (TG) device.

The micro-scale study serves to identify the phases that may intervene during the nitriding-re-oxidation process and that contribute to the degradation of the Zr cladding in this type of scenario. Therefore, the following substudies were performed:

- **Thermodynamic analysis:** This area focuses on understanding the nitriding process at the micro-scale. This is supported by analyses of the phase compositions within the zirconium-oxygen-nitrogen ternary system, based on available literature and thermodynamic data.

- **Chemical composition of nitrated samples:** analytical methods like Raman spectroscopy and X-ray diffraction analysis were used to analyse the phases, elemental composition and crystal structure of the formed compounds during the nitriding and re-oxidation process.

The integration of the observations obtained with the SET's and the micro-scale analysis would set the basis to develop a nitriding model.

The present project is a coupled analytical and experimental work in the frame of a PhD thesis work by Mr. Sanggil Park. The analytical work is performed at PSI under the supervision of Dr. Leticia Fernandez-Moguel and the experimental work is conducted at Karlsruhe Institute of Technology (KIT) being supervised by Dr. Martin Steinbrück. During the present period, the efforts were concentrated in performing several separate effect tests at KIT as well as analyses to identify the product phases of the nitriding process.

Work carried out and results obtained

1. Introduction

Air ingress scenarios are a concern for the nuclear industry. There are situations where air ingress may occur: during a severe accident the reactor pressure vessel could fail and air could ingress [1–2], during mid loop operation when the reactor coolant system is usually open to the containment [3], or in spent fuel facilities such as pools and dry casks in either the event of loss of coolant or handling and transport accidents [4–6].

Many separate effect tests have been performed in the past to study the influence of the effect of nitrogen during air oxidation. The studies have mainly been performed with fresh Zircaloy-4 cladding samples, but also M5[®], Zirlo[™] and E-110 have been used [7–15]. These tests have helped to reach a macroscopic understanding of the process.

The knowledge collected in the cited studies has helped to identify two major roles of nitrogen during air oxidation:

- Cladding degradation by forming a micro porous and macro cracked oxide due to the volume changes.

- Exothermic heat release from the nitride formation and re-oxidation.

A PhD work started in September 2013 in order to address the lack of knowledge on the nitriding effects. The goal of the thesis is to develop a nitriding model which could be implemented in severe accident analysis codes such as MELCOR.

After reviewing the available data it was judged that additional separate effect tests were needed in order to further understand the mechanics of the degradation by nitrogen. Therefore, several SET's have been performed in the present period. The studied parameters included a variation of pre-oxidation time (in oxygen), nitriding time, and temperature. The analysis of the results is still on going, a preliminary summary of the main results is provided in section 2.

On the other hand, the outcome of the thermodynamic analysis pointed out the possibility of oxy-nitride phases forming during the nitriding process [16]. The theoretical study suggests that the presence of an oxy-nitride phase may contribute to further degradation of the cladding by forming a more porous oxide/nitride layer by having higher volume mismatch in the ternary system compared to the binary system. Therefore, one of the main

tasks of the present period was to prove the existence of such phases by performing various analytical measures. The outcome of the main results is described in section 3.

2. Separate Effect Tests

The SET's were performed in a commercial thermobalance coupled with a mass spectrometer. The gases (Ar, O₂, N₂, synthetic air) were injected into the lower part of the vertical tube furnace. The experiments consisted of three phases: pre-oxidation phase, nitriding and re-oxidation.

Zircaloy-4 tube segments (1 cm height, 10.75 mm outer diameter, 0.725 mm wall thickness) were cut from the long tubes, ground at both ends, and cleaned in an ultrasonic bath of acetone. The specimens were open at both ends, allowing external and internal oxidation.

Argon was used in all tests as a carrier gas in the furnace and as a reference gas for mass spectroscopy. Therefore, «tests in pure oxygen and nitrogen atmosphere» were performed in oxygen-argon and nitrogen-argon mixtures, respectively. The pre-oxidation phase was performed in oxygen environment since the thermobalance was not designed for operation under steam-containing atmospheres (i.e. more prototypical of an accident scenario). The oxide scale developed by oxygen simulated the pre-oxidation in steam. The oxide scale developed by reaction with oxygen is known to be very comparable to that developed under steam [8]. In all the tests, the flow rate of argon was 3 l/h, and the flow rates of reaction gases (oxygen, nitrogen) were 10 l/h.

After each test, the samples were embedded in an epoxy resin and the embedded specimens were cut, ground and polished. Metallographic examination by optical microscope was performed for all specimens. The metal-lographic investigations were mainly focused on the external oxide scale of the specimens to concentrate on the external surface oxidation which is prototypic in reactors.

The first series of separate effect tests was performed at KIT during November to December 2014. These tests were exploratory and served to identify possible conditions that can contribute to the nitride formation and the subsequent re-oxidation of the nitrides. The results pointed out that the longer nitriding process under oxygen starved conditions (i.e. pure nitrogen environment) lead to a faster cladding degradation during the re-oxidation phase (figures 1 and 2). The sample with a

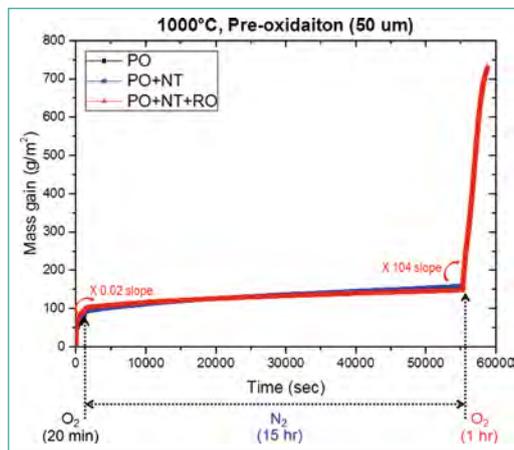


Figure 1: Re-oxidation with a long nitriding phase.

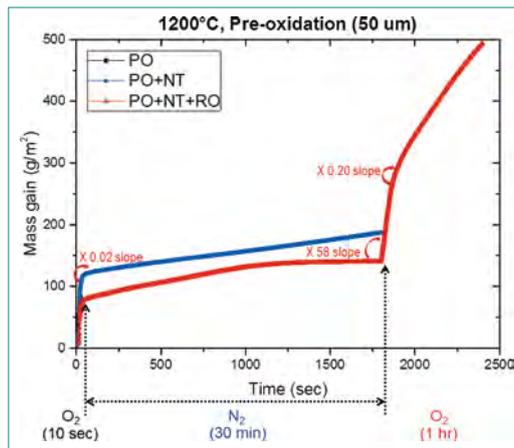


Figure 2: Re-oxidation with a short nitriding phase

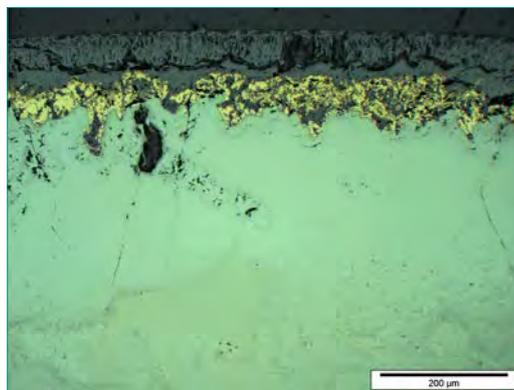


Figure 3: Nitride layer with long nitriding

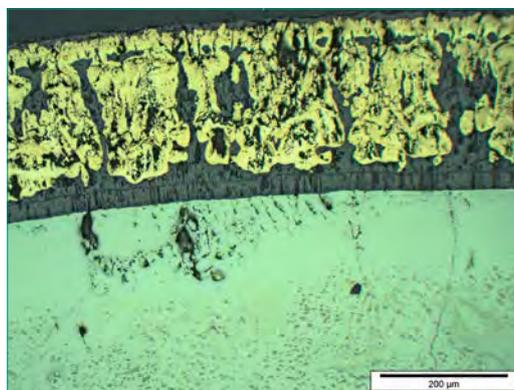


Figure 4: Nitride layer with short nitriding

long nitriding period (figure1) shows that during re-oxidation the slope of the mass gain was more accelerated than with the sample with a short period of nitriding (figure 2). In the latter case, the

re-oxidation seems to be very fast at first, followed by a slower oxidation phase.

Figures 3 and 4 show the nitride layers formed during long and short duration nitriding, respectively. The sample with a long nitriding period formed an internal nitride layer, whereas the test with a short nitriding period formed only an external nitride layer. One possible explanation for the different behaviour is that the nitrogen reacts first with the oxide layer that has been formed during pre-oxidation, hence the very fast kinetics observed right after re-exposure to oxygen. In the case of a short nitriding period, the kinetics slows down after all the nitrogen from the external layer has been consumed.

In the case of a long time nitriding period, nitrogen was transported through the oxide, possibly by diffusion or gas phase transport through the porosity in the oxide, leading to formation of an internal nitride layer. Another possibility would be the occurrence of macro cladding degradation, i.e., cracks in the oxide layer, potentially following prior breakaway oxidation. In this case nitrogen could access easily the oxide-metal interface, causing the kinetics during re-oxidation to be very fast. However, no breakaway was observed from the optical micrographs, and therefore, the results of the first test series supported the theory of nitrogen diffusion through the oxide layer. Other causes for the observed behaviour could be, e.g., possible formation of an alpha-Zr(O) layer during pre-oxidation and nitriding. This mechanism will be carefully analysed in the next period.

To extend the database for the analysis, a second series of tests was designed with different temperatures, pre-oxidation history, annealing times in nitrogen, and better defined boundary conditions (i.e. reducing the oxygen impurities in the thermobalance device). The experiments were performed at KIT during August to September 2015. A total of 72 experiments were performed during the second series of tests. The detailed analysis of the experiments is still ongoing and will be presented during the next period.

3. Sample analysis

As mentioned in section 1, the thermodynamic study points out the possibility of oxy-nitrides being present during the nitriding process, as well as their possible contribution to further degradation of the cladding. The following characteristics of the oxy-nitrides were found in the literature:

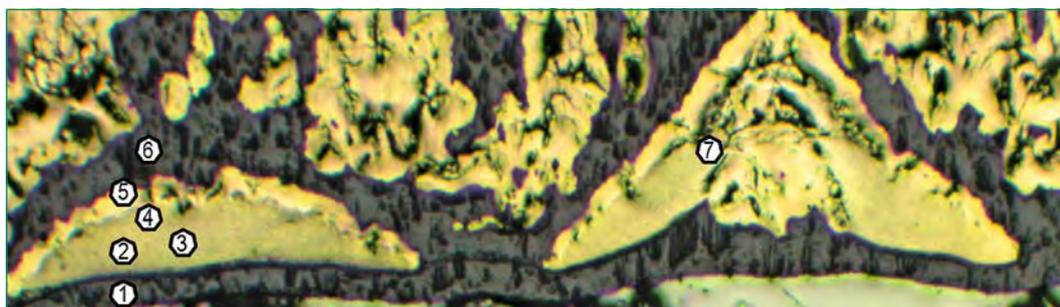
- Both γ -Zr₂ON₂ and ZrN are **optically golden-yellow colour** [17].
- Due to the different molar volumes between γ -Zr₂ON₂ and ZrN, the mixture of γ -Zr₂ON₂/ZrN layer could be **more porous than the pure ZrN layer**.
- The mixture of γ -Zr₂ON₂/ZrN may contribute to more **mechanical degradation and heat release** than the pure ZrN layer.

Therefore, one of the main tasks during this period was to find out if oxy-nitrides were present in the samples generated in the thermobalance. Several measurement techniques were used:

A. Raman spectroscopy

The Raman spectroscopy provided the possibility to study the phase compositions. A test where an external nitride layer was formed was chosen for the analysis. The sample was created at 1200 °C, had a pre-oxidation phase of 10 s, and a short nitriding phase of 30 minutes. After performing metallography and optical analyses, the sample was prepared for the Raman analysis. The studied region is presented in figure 5 where 7 positions are identified. The analysis started with the reference spectra preparation for which m-ZrO₂ and ZrN powders were used. The m-ZrO₂ reference sample was prepared by steam oxidation of Zry-4 at 1200 °C for 15 minutes whereas the ZrN powder sample was purchased. Unfortunately, it was not possible to obtain a reference spectrum for the oxy-nitrides. (One sample of potential oxy-nitride was obtained from TU-Berlin, but in reality the sample was found to be m-ZrO₂ based on the analysis by Raman). The Raman analysis consisted of per-

Figure 5:
Sample used for the Raman analysis:
Pre-oxidation 10s,
nitriding 30 min
at 1200 °C



forming Raman scattering in the positions shown in figure 5.

The analysis was carried out to answer the following questions:

a) Is the spectrum comparable to the reference spectra of m-ZrO₂ and/or ZrN?

The positions 1 and 6 were comparable to m-ZrO₂ whereas position 5 was comparable to the ZrN spectrum. Figures 6 and 7 present the spectra for positions 5 (ZrN), and 1 and 6 (m-ZrO₂), respectively.

b) Is the sample a mixture of m-ZrO₂ and ZrN?

If there is a mixture of phases, the Raman spectrum will contain peaks representing all of the different phases. Fitted Raman spectra of mixtures of m-ZrO₂ and ZrN were generated (figure 8). The analysed spectra of the points that didn't correspond to the spectra of m-ZrO₂ and/or ZrN were compared with the mixtures. According to the analysis, the position 7 seems to be a mixture of m-ZrO₂ and ZrN. Figure 9 shows an example of a mixed spectrum in position 7.

c) Is the analysed sample an oxy-nitride?

The positions 2, 3 and 4 showed additional two unidentified peaks at 452 and 502 cm⁻¹ when compared to the ZrN spectra (figure 10). The peak 502 cm⁻¹ corresponds to m-ZrO₂. The unknown peak at 452 cm⁻¹ may indicate the existence of oxy-nitrides (Zr₂ON₂). In addition, Raman indicates that the bright golden-yellow coloured regions are ZrN, and the dark golden-yellow coloured region is the phase that may contain oxy-nitrides. However, it is not possible with the Raman data alone to conclude that the observed peaks are indicative of oxy-nitrides, since there is neither Zr-O-N spectrum available in the literature nor a suitable Zr-O-N reference sample to prepare a reference Raman spectrum. Additional analytical techniques are needed to confirm the composition of the different regions.

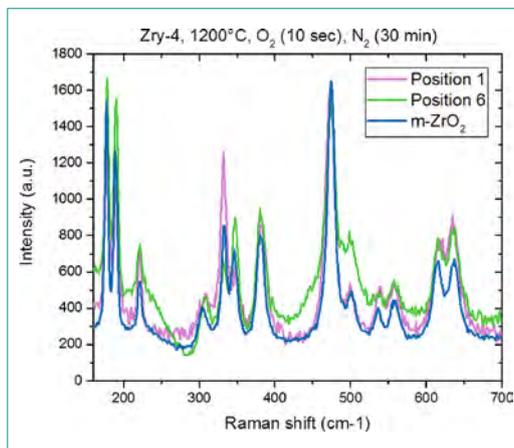


Figure 7:
Raman spectra
positions 1 and 6

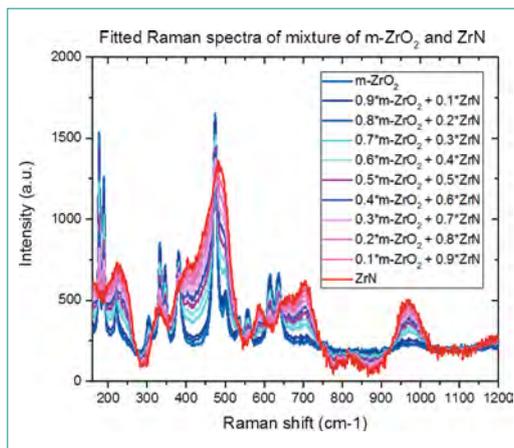


Figure 8:
Fitted Raman spectra
of mixture

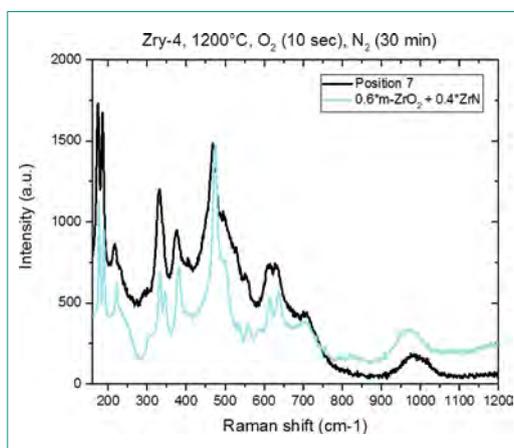


Figure 9:
Raman spectra
position 7

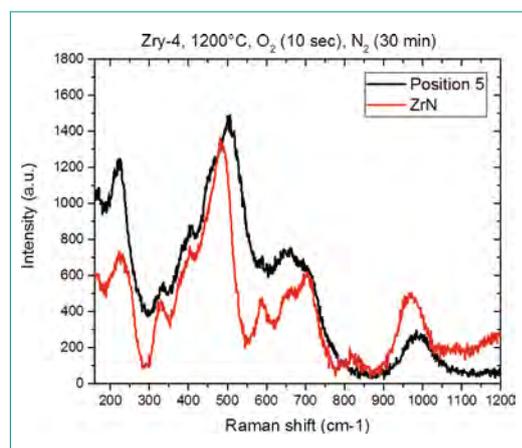


Figure 6:
Raman spectrum position 5

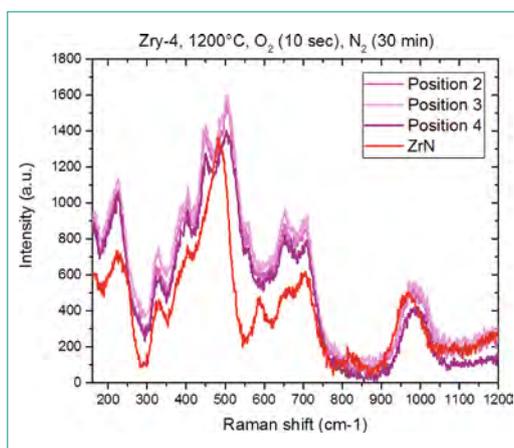


Figure 10:
Raman scattering in
position 2

Figure 11:
Area where EDS was performed

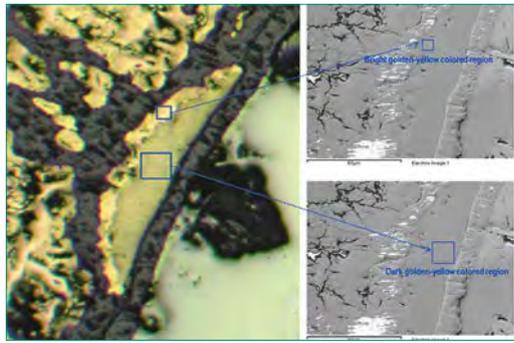


Figure 12:
Spectra obtained by EDS

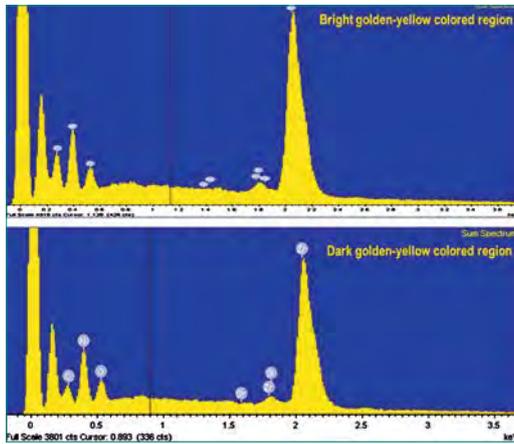


Figure 13:
Scanning Electron Micrograph (SEM)

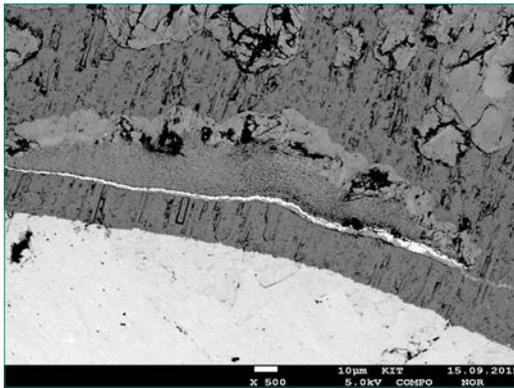


Figure 14:
Elemental mapping

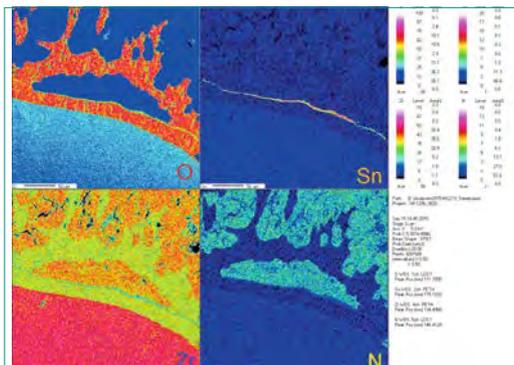


Table 1:
Quantitative atomic (AT) elemental analysis %

	At%				
	O	N	Sn	Zr	Total
Dark gold	5.58	47.13	0.18	47.11	100.00
Bright gold	5.04	47.13	0.18	47.64	100.00
Zr-O	65.91	0.00	0.28	33.81	100.00

B. Energy Dispersive X-ray spectroscopy (EDS)

In order to study the elemental composition of the sample, an Energy Dispersive X-ray Spectroscopy (EDS) was performed concentrating in the region where the nitrides (bright golden-yellow coloured region) and Zr_2ON_2 (dark golden-yellow coloured region) are postulated to be found (Figure 11). Figure 12 shows the spectra obtained by EDS. No distinct difference was observed in the sum spectra of both bright and dark golden-yellow coloured regions. Both regions contained nitrogen and oxygen, and the nitrogen content is higher than the oxygen content. The oxygen content is not negligible and it may indicate the existence of Zr-O-N phase in both regions.

C. Wavelength Dispersive Spectroscopy (WDX)

The Scanning Electron Microscope (SEM) image showed that the dark gold region showed more pores than the bright gold region (Figure 13). However, the semi-quantitative study shows no significant difference in the compositions in the different gold coloured regions, Figure 12.

In order to complement the analysis performed by EDS, a Wavelength Dispersive Spectroscopy (WDX) analysis was performed. The elemental mapping for the chosen region is presented in figure 14. Table 1 shows the semi-quantitative elemental analysis results performed in the area in Fig. 14. As for the EDS, the analysis focuses on the bright and dark golden-coloured regions, believed to be ZrN and Zr_2ON_2 , respectively. However, no significant difference in the elemental compositions of the two areas can be found.

D. Further analyses

In order to complement the Raman analysis, X-Ray Photoelectric Spectroscopy (XPS) analysis is ongoing. In addition, X-Ray Powder Diffraction (XRD) and Electron Backscatter Diffraction (EBSD) are being performed in order to study the crystal structure of the different phases in the samples. Com-

bined elemental and crystal structure analysis may prove (or discard) the existence of Zr-O-N in the regions of interest.

The integration of the small scale experiments and the micro-scale analysis will serve to understand the complex process of nitriding and re-oxidation and will set the basis to develop a model which could be implemented in a system analysis code.

National Cooperation

The student is enrolled at ETHZ and is supervised by Prof. Prasser/ETHZ.

International Cooperation

The PhD work is performed in collaboration with KIT. The PhD candidate had a first stay at KIT where he learned to perform thermodynamic calculations for the materials (Thermo-Calc. software) with the support of the KIT researchers. The first year of PhD work has been performed with frequent meetings and email communications. For the second year of PhD work, experimental work was carried out at KIT since November until December 2014. The experimental work at KIT is supervised by Dr. Martin Steinbrück. In addition, the second supervising professor of the thesis work is Prof. Seifert from KIT.

To further the understanding of the air oxidation phenomena, an air oxidation research community has been formed by PSI, EDF, GRS, IRSN, KIT and IBRAE. The partners participate actively in seminars and workshops in order to share the state of the art of the air oxidation experimental studies and modelling.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

Several sets of separate effect tests were performed at KIT during November to December 2014 and during August to September 2015 to support the model development. The outcome of the series performed in 2014 was presented in this report. The results of the second series are currently being analysed in detail and the outcome will be presented in 2016. With these results, it is expected to be able to identify the main parameters that contribute to cladding degradation during nitriding and its impact during re-oxidation of the nitrides.

In addition, sample analyses were performed in order to investigate the composition of the samples, the different phases, and the crystalline structure of the compounds formed during the nitriding process. However, the study is not yet conclusive and further analyses are planned to be performed until the end of 2015. It is foreseen that with the conclusion of the sample analysis, sufficient database will be available to formulate a model for the effect of nitrogen in air oxidation.

Publications

- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert.* Effect of nitriding during an air ingress scenario. TopFuel 2015: Reactor Fuel Performance.
- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert.* Effect of nitriding and re-oxidation of pre-oxidized Zry-4. 21st International QUENCH Workshop.

References

- [1] *D.A. Powers, L. N. Kmetyk, R. C. Schmidt,* A review of the technical issues of air ingress during severe reactor accidents, Sandia National Laboratory, Report NUREG/CR-6218, SAND94-073, 1994.
- [2] *D.A. Powers,* Technical issues associated with air ingress during core degradation, Sandia National Laboratory, Report SAND2000-1935C, 2000.
- [3] *I. Sheperd et al.,* Oxidation Phenomena in Severe Accidents (OPSA), Final, Report, INV-OPSA(99)-P008, 2000.
- [4] *Z. Hózer, M. H., M. Kunstár, L. Matus, I. Nagy, T. Novotny, E. Perez-Feró, A. Pintér-Csordás, N. Vér, A. Vimi, P. Windberg,* Experimental simulation of the Paks-2 cleaning tank incident through separate effect and integral tests. Nuclear Engineering and Design 241 (2011) 573–581.
- [5] *E.T. Burns, L.K. Lee, A.H. Duvall,* Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework (Mark I and II BWRs) and Pilot Plant Application, EPRI, EPRI report 3002000498, 2013.
- [6] *E.T. Burns, L.K. Lee, A.H. Duvall,* Spent Fuel Pool Risk Assessment Integration Framework and Pilot Plant Application, EPRI, EPRI report 3002002691, 2014.

- [7] *M. Steinbrück, A. Miassoedov, G. Schanz, L. Sepold, U. Stegmaier, J. Stuckert*, Experiments on air ingress during severe accidents in LWRs. *Nuclear Engineering and Design* 236 (2006) 1709–1719.
- [8] *M. Steinbrück, U. Stegmaier, T. Ziegler*, Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy-4 at High Temperatures, Forschungszentrum Karlsruhe, Report FZKA 7257, 2007.
- [9] *M. Steinbrück*, Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures. *Journal of Nuclear Materials* 392 (2009) 531–544.
- [10] *M. Steinbrück, M. Böttcher*, Air oxidation of Zircaloy-4, M5® and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures. *Journal of Nuclear Materials* 414 (2011) 276–285.
- [11] *M. Steinbrück*, High-temperature reaction of oxygen-stabilized α -Zr(O) with Nitrogen. *Journal of Nuclear Materials* 447 (2014) 46–55.
- [12] *M. Steinbrück, S. Schaffer*, High-Temperature Oxidation of Zircaloy-4 in Oxygen-Nitrogen Mixtures, *Oxidation of Metals* (2015).
- [13] *C. Duriez, T. Dupont, B. Schmet, F. Enoch*, Zircaloy-4 and M5® high temperature oxidation and nitriding in air. *Journal of Nuclear Materials* 380 (2008) 30–45.
- [14] *C. Duriez, M. Steinbrück, D. Ohai, T. Meleg, J. Birchley, T.* Separate-effect tests on zirconium cladding degradation in air ingress situations. *Haste, Nuclear Engineering and Design* 239 (2009) 244–253.
- [15] *C. Duriez, D. Drouan, G. Pouzadoux*, Reaction in air and in nitrogen of pre-oxidised Zircaloy-4 and M5™ claddings. *Journal of Nuclear Materials* 441 (2013) 84–95.
- [16] *S. Park, L. Fernandez-Moguel, M. Steinbrück, J. Birchely, H.-M. Prasser, H.-J. Seifert*, A mechanism of nitridation process in the Zr-O-N system during air oxidation, *NuMat 2014: The Nuclear Materials Conferences*, 27–30 October 2014, Florida, US.
- [17] *I. Valvo*, Nitrogen doped Zirconia (N-FSZ): Preparation, characterization and electrode process, PhD thesis, Justus-Liebig-Universität Giessen, 2006

The OECD–NEA Benchmark Study of the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez Moguel, Adolf Rýdl, Terttaliisa Lind, Bernd Jäckel
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, http://www.psi.ch
Duration of the Project	2015–2017

ABSTRACT

The OECD-NEA BSAF project is aimed to evaluate and analyse the likely end-state of the reactor core after the accidents at the Fukushima Daiichi nuclear power stations. The project will help the TEPCO to plan the removal of components from the reactor containment and the final decontamination. The Phase 1 of the project concentrated in the accident progression for 6 days after SCRAM and it has concluded in November 2014.

A follow-on project, designated as Phase 2, is ongoing. For the Phase 2, the scope of the analysis is extended to include the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. In addition, the duration of the analysed sequence will be extended to 20 days from the accident initiation, a task which may prove very challenging to the severe accident analysis tools.

The signatories countries from Phase 1 will continue in Phase 2: France, Germany, Japan,

Korea, Russia, Spain, Switzerland and United States. Additionally 3 new signatories have joined the project: China, Canada and Finland. The operating agent of the project is The Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The project started 2015 and is planned to end in 2018.

PSI has successfully participated in the BSAF project Phase 1, represented Switzerland in the project meetings and has contributed to the final and summary BSAF Phase 1 report. During Phase 2, MELCOR 2.1 is being used as the main tool for the system level simulation of the sequence. However, the use in the future of other tools which provide a more detailed treatment of hydrogen distribution and fission product behaviour is not excluded. During the present year, the main possible failures of RPV and PCV were identified; therefore the MELCOR 2.1 input has been modified to include such failures. Additionally a proper representation of the fission product release has been included. After the changes a similar sequence to the one from BSAF Phase 1 was obtained. Plausible failures of RPV and PCV were preliminary evaluated.

Project goals

The Project OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) [1] Phase 2 is intended to extend the scope of the analysis performed in Phase 1 to include the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. The following main objectives will be addressed:

- To extend the analysis time span from the *6 days* in Phase 1 to until the end of March, 2011, or to approximately *20 days* from accident initiation (the earthquake).
- To extend the scope of the accident analyses of Fukushima Daiichi units 1–3 to include the amount of *hydrogen generated*.
- To extend the analysis to include the *fission product release* from the core, the retention in and transport through the units (reactor system, containment, reactor auxiliary buildings) and release to the environment, and hence provide guidance on the level of contamination likely to be encountered during ongoing operations at and in the vicinity of the station. For this, the necessary models / nodalization have to be developed;
- To extend the analysis to consider the buildings adjacent to the containments, e.g., the reactor building, to evaluate the *hydrogen effects and the source term transport*. For this, it is necessary to improve / develop nodalization for the plant to include the adjacent buildings;
- To improve the methods and models of computer codes in use by each participating country and organisation, to reduce uncertainties in Severe Accidents (SA) analysis and validate SA codes using actual data available from Fukushima Daiichi NPS units 1–3.

The analysis at Paul Scherrer Institute (PSI) will concentrate on Unit 3, as during BSAF Phase 1. During the present period, the main tool for the system level simulation of the sequence used was MELCOR 2.1. Use of other tools which provide a more detailed treatment of hydrogen distribution and fission product behaviour is not excluded but were not used in the present period.

Work carried out and results obtained

1. Overall performed work

PSI has participated in the BSAF project Phase 1, represented Switzerland in the project meetings and has contributed to the final and summary BSAF phase 1 report which was finalized beginning of 2015. The main outcome of BSAF Phase 1 analysis performed in PSI is summarized in [2].

The following activities were performed in 2015 at PSI:

- The BSAF Phase 1 final report was reviewed and finalised between end of 2014/beginning 2015.
- The results of the BSAF Phase 1 project were analysed to determine the *most likely accident progression*, possible Reactor Pressure Vessel (RPV) and Pressure Containment Vessel (PCV) failures and the most relevant phenomena to be included in the BSAF Phase 2 analysis.
- All the relevant technical data were and will be continuously reviewed as they become available on the project internet site. This includes any new plant design data, boundary conditions, accident data for the extended time frame, and activity measurements at and in the vicinity of Fukushima Daiichi.
- The existing model of the Unit 3 of the Fukushima Daiichi nuclear power plant for MELCOR 2.1 was modified to *include the source term and all the likely release pathways*.
- The *impacts of changes in the boundary conditions* on the accident progression were evaluated, for example, vessel breach and containment leakage.

2. Plausible RPV and PCV failures

One of the main tasks during the present period was to evaluate the available information concerning possible RPV and PCV failures and its influence in the fission products release. The transport path of fission products from the reactor pressure vessel to the primary containment and from the primary containment to the adjacent buildings or to the environment determines to a large extent the release of radioactivity to the environment.

The primary containments in the Fukushima Daiichi power plant had a possibility for depressurization through the suppression pool leading to a possibility of retaining a fraction of the activity in the water in the suppression pool. It is generally accepted that this lead to a considerable decrease of the release of the activity during the accidents.

One of the major open questions concerns the extent to which the radioactive compounds were transported through the suppression pools in the three reactors. The release path of fission products may be through a water pool or mainly dry/steam atmosphere. These two release paths may result in very different concentrations of activity being released to the reactor building and/or to the environment. In the present study, only the possible release pathways of Fukushima Unit 3 have been considered. After reviewing the different RPV and PCV failure assumptions for U3 from [2–9], two main groups have been identified. The possible failures are represented in figure 1:

- a) A leakage from the primary containment vessel through, e.g., the upper head, to the reactor building (in red).
- b) Normal venting through the stack or a leakage of the vent line from the suppression pool to the stack releasing gas to the reactor building (in yellow).

For group a) the release would follow the path direct to the reactor building in the case Drywell (DW) head flange failure occurs. The retention will depend on whether the RPV pressure boundaries have failed or not (e.g. Main Steam Line (MSL) failure, Safety Release Valves (SRV) gaskets failure, Lower Head Failure). If the release path is mainly dry, or a steam atmosphere (no water pools), the fission products will be depositing on the walls and floors of the transport path by mainly mechanisms governed by aerosol physics (settling, impaction, diffusion, turbulent deposition, condensation, etc.) or chemistry (reactions of the gas phase compounds, absorption, etc.).

For the second group b), even in the case with releases from the RPV to the DW (e.g. MSL failure, Lower head Failure, SRV gaskets) the gases would firstly follow the path through the water in

the suppression pool. The fission product would be released to the environment via the venting line, either direct to the stack or through the building in the case the venting line failed. The retention of both aerosols and gas phase iodine increase significantly as compared to the dry transport path.

The successful venting through the stack or the bypass through the building may not make a significant difference in the retention of the aerosols. It is also worth noting that in Fukushima, the suppression pool was partly under saturated conditions during the gas injection, and this affects the fission product retention. Steam condensation in the water pools is known to increase aerosol retention. In addition, boiling together with high gas injection rates may generate droplets on the pool surface, and some activity may be transported away from the pool in these droplets.

3. Calculations with MELCOR

A. Modification to the input

Some modifications were made to the MELCOR input from BSAF Phase in order to better represent the geometry of Unit 3. The modifications included:

- a) Correction of the SRV's flow area
- b) Opening of six valves instead of 2 during depressurisation, in order to better capture the pressure drop during depressurisation.
- c) Modification of initial radionuclides inventories to discard the use of CsMo and replace it by only CsOH.
- d) The assumption that the SRV's are operating at a lower set point after ca. 36 h, in order to reproduce the observed pressure data.

In addition, the input was modified to add the possibility to study different release paths depending on the failures from RPV and PCV and release as shown in figure 2.

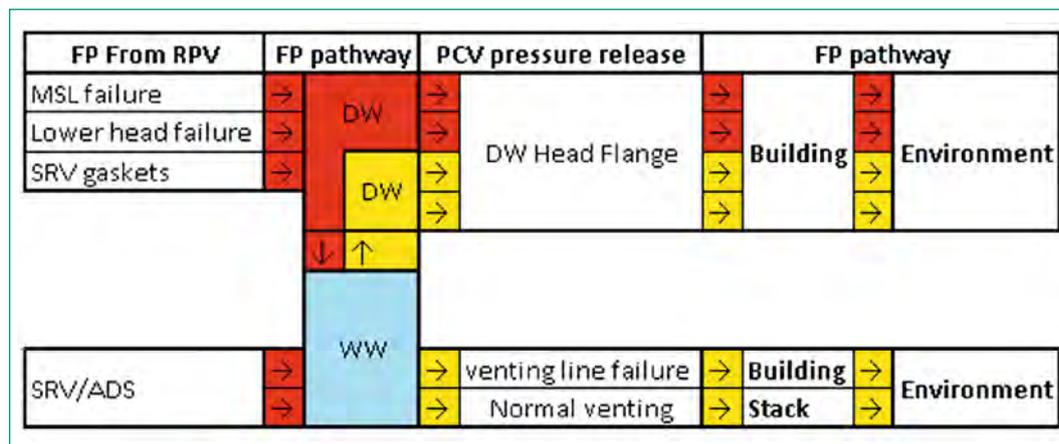
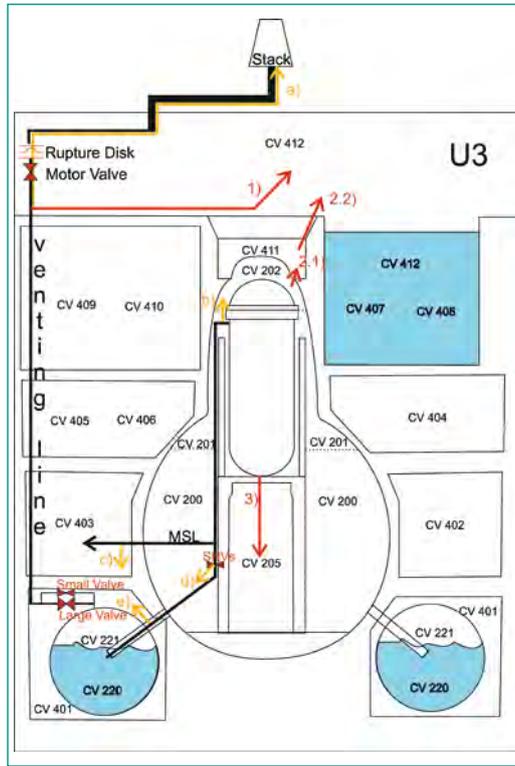


Figure 1: Plausible venting paths

Figure 2):
Containment
Nodalisation



The existent FP release paths from BSAF Phase 1 included (see figure 2 in red):

- 1) Venting bypass
- 2) DW head flange failure
- 3) Lower head penetration failure

The following release paths were added (see figure 2 in orange):

- a) PCV venting through the stack
- b) Main steam line (MSL) leakage
- c) Leakage from the DW to the building through the MSL penetration
- d) SRV's leakage to the Drywell
- e) Failure from vacuum breakers to the building

It was intended to obtain an input deck that can reproduce the main results from BSAF Phase 1, bearing in mind that MELCOR is extremely sensitive to small changes in the input such as different time step, changes in the nodalization or changes in the

modelling. Therefore, it was expected that the included changes in the input will have an impact in the calculation results. Therefore it was necessary to slightly modify some of the boundary conditions in order to obtain similar results. The modifications included:

- a) Adjustment of the water injection magnitudes during Reactor Core Isolation (RCIC) system operation.
- b) Adjustment of the water injection depletion time during High Pressure Coolant Injection (HPCI) system operation.
- c) Adjustments on the Alternative Water Injection (AWI) and venting areas.

The added release paths were not used at the same time in the input but it was important to have a sequence where they could be modified on restart. In this way the uncertainties due to the difference in the calculation (i.e. calculated time steps or cycles) may be reduced. The calculations that were performed during the present period as well as their main release paths/failure assumption are shown in table 1.

B. Reproduction of BSAF-I calculation results

The ability to reproduce the main signatures is crucial to have meaningful calculations for the analysis of the FP releases. Figure 3 and 4 show the pressure signature for the RPV and the PCV respectively. The BSAF Phase 2 (BSAF-II-eBE, in green) calculation results, as expected, didn't give exactly the same results as those for BSAF Phase 1 (BSAF-I-BE, in red). Nevertheless, a calculation which reproduce very similar pressure signatures and that support the main conclusions of the BSAF-I was obtained. During the period between 0–42 h after SCRAM, the time when the RCIC and HPCI are operating, the main differences are during repressurisation and depressurisation due to the modifications in the input previously described.

Table 1:
Calculation performed
during the present
period

	Vent to Building	Vent to Stack	MSL leakage	DW upper head failure	Penetration Failure	MCCI
BSAF-I BE	✓			✓	✓	
BSAF-II eBE	✓			✓	✓	
BSAF-II vent to stack		✓		✓	✓	
BSAF-II_MSL fail		✓	✓	✓	✓	
BSAF-II_MSL Fail_Ex-vessel		✓	✓	✓	✓	✓

Figures 5 and 6 show the Primary Containment Vessel (PCV) pressure and the hydrogen generation for the period between 42–80 h. A calculation, where the PCV was directly vented to the stack (in blue), was performed. The times when the alternative water injection (AWI), and PCV venting (Vent) are taking place are indicated with black arrows. The times when Drywell (DW) leakage and H₂ explosion take place are as well indicated. The calculated water leak by penetration failure is indicated in the color of the specific calculation. The calculations predict similar pressures trends in the PCV. The hydrogen generation is slightly different, as expected due to sensitivity of the calculation to minor modifications, but in overall similar trends are obtained.

C. Preliminary study of fission product release

A preliminary study to obtain plausible release paths was performed. Different assumptions of RPV or PCV failures were made. Figure 7 and 8 shows the pressure in the PCV and the hydrogen generation respectively. In all the presented cases the venting was made through the stack. The base calculation (in blue) has no further failures and those described in the previous section, the relocated debris formed during the degradation process remain in the lower head of the RPV. Additionally, the assumption of Main Steam Line (MSL) leakage starting at ca. 67.5 h (calculations in brown and purple) was made. In order to obtain a calculation where the debris are expelled from the RPV to the pedestal a calculation was made (in purple) with the assumption that no AWI is reaching the RPV between ca. 60–68 h. The calculations predicted similar pressure trends, meaning that any of the scenarios presented in this report are plausible. In order to be able to predict the pressure in the PCV for the ex-vessel case (in purple), it was necessary to assume as well DW leakage. However the leakage needed to start earlier and should be of a higher magnitude than the case where the debris remained in the lower head of the RPV (in brown).

Figure 9 shows the total hydrogen releases to the stack and to the upper part of the building. All proposed cases have the assumption of DW leakage and they would give comparable amounts of hydrogen being released to the upper part of the building, either generated in-vessel (debris staying in the lower head) or ex-vessel (debris going out of the RPV and producing hydrogen by MCCI).

Figure 10 shows the temperature in the upper part of the drywell (DW). The calculations where MSL failure was assumed (brown and purple) calculated a higher temperature, in the time before the hydro-

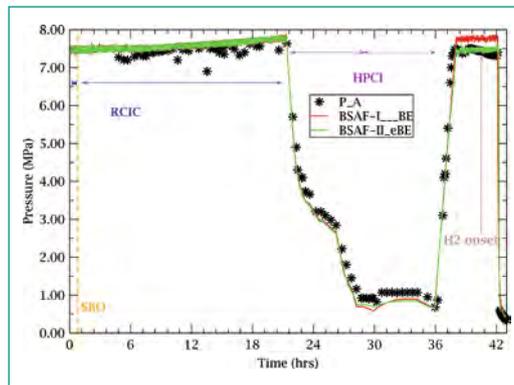


Figure 3:
RPV Pressure

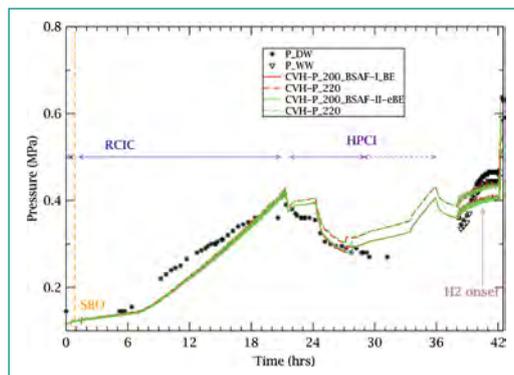


Figure 4:
PCV Pressure

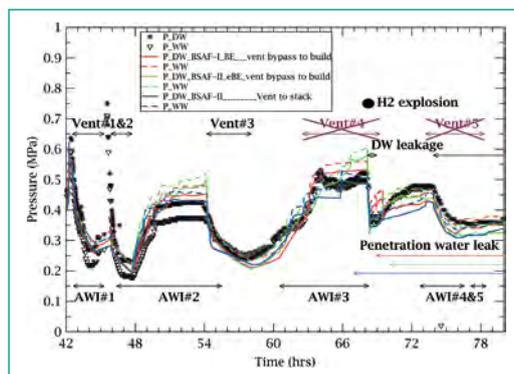


Figure 5:
PCV Pressure

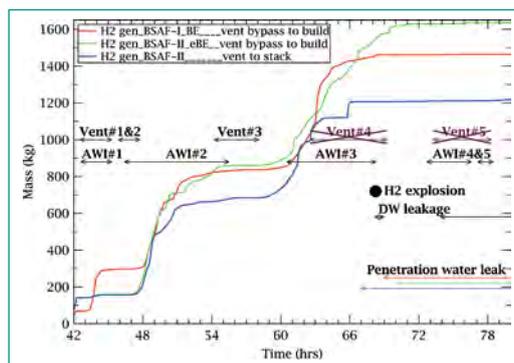


Figure 6:
H₂ Generation

gen explosion, than the one without MSL failure (in blue). The assumed MSL leakage is in the order of 0.5 kg/s. This leakage would correspond to a small hole in the MSL which may be due to different causes (e.g. a broken seal, a small hole in the MSL, etc.). The increase of temperature in the upper part of the containment may have contributed to further weaken the bolts of the DW upper

Figure 7 (left):
PCV Pressure

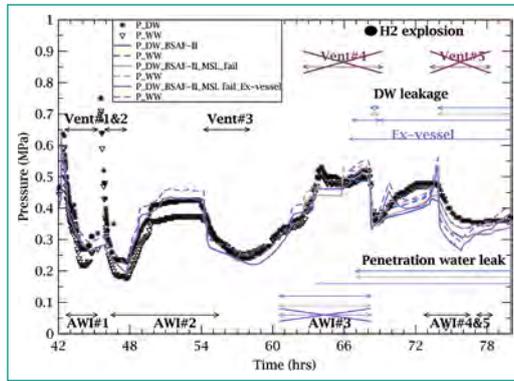


Figure 8 (right):
H₂ Generation

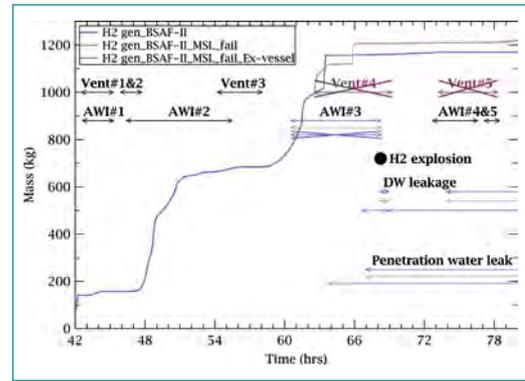


Figure 9 (left):
H₂ releases

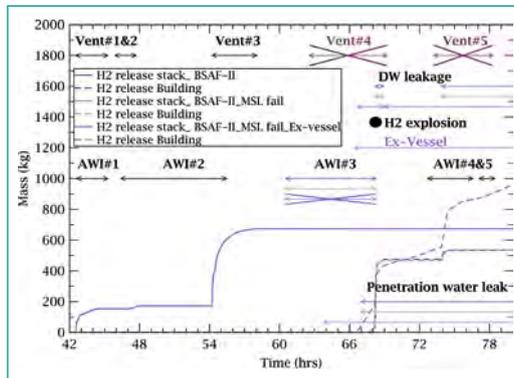


Figure 10 (right):
Temperatures

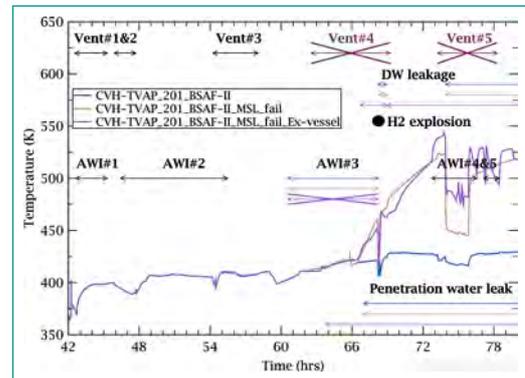
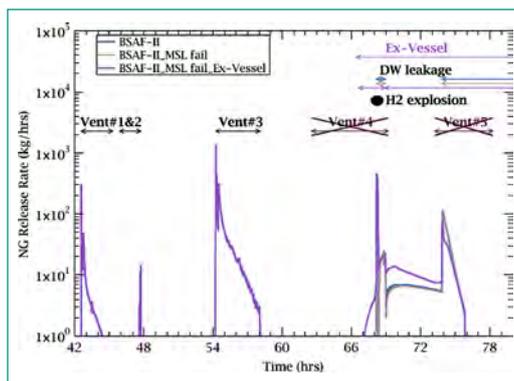


Figure 11:
NG rel. to atmosphere



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 participants from Japan, Canada, China, Finland, France, Germany, Korea, Russia, Spain, USA, and Switzerland, each cooperate formally with NEA and the OA. There is informal cooperation between the participants.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

Progress is going as planned as the first modification for the input was made and a similar sequence was obtained after the implementation of the several changes mentioned in section 3A. It is expected to have some delays in the project as the new confidential data and the new boundary conditions have not yet been released.

head flange. These results would reinforce the assumption of DW leakage before the H₂ explosion made during the BSAF phase 1.

Figure 11 shows the calculated NG release rates (kg/h) to the atmosphere. The calculated releases follow either a venting action or leakage from the DW. A detailed fission product release analysis and possible retention in the PCV and building will be performed in the future. The calculations presented in the present period will serve as a departure point. The future study will serve to quantify the amount of aerosols which may have been released with the proposed release paths.

The comparison of future calculations with publicly available measurements and future measurements obtained from the project would give strong indications which were the most likely release path(s) that took place during the accident.

Nevertheless, in PSI we continue to progress in our individual analysis. The following tasks are expected to take place in the future:

1. Modification of the model and / or input description as appropriate based on the new data that become available. Expert judgement and consultations with other project participants will be used to decide on the extent of the input model modifications.
2. Perform an additional calculation where the Cs will be represented with CsMo (standard MELCOR 2.1 way) instead of CsOH (standard MELCOR 1.8.6 way). The comparison may give an indication which is the best way to represent the Cs releases for Fukushima U3.
3. Evaluation of the uncertainties in the data. First, simulations with MELCOR for 6 days accident duration as well as comparison of the calculated activity/dose rate with different RPV and PCV failure assumptions with the measured plant data and activity/dose rate data during the accident will be performed.
4. The calculation time might be extended to 20 days after SCRAM, as defined in the BSAF Phase 2 work plan. This is the time after there is thought to have been little further release from the core.
5. Examination of the impact of changes in the boundary conditions on the accident progression. For example, vessel breach, main steam line leakage and containment leakage.

Publications

- *Fernandez-Moguel, L. and Birchley, J.* Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1 Annals of Nuclear Energy. Volume 83, 2015, Pages 193–215
- *L. Fernandez-Moguel, A. Rydl, B. Jaeckel:* Analysis OF Fukushima Daiichi NPP Unit 3 WITH MELCOR_2.1. NURETH 16: Proceedings of the 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics, 6401 (2015).

References

- [1] *OECD/NEA/CSNI* 2014. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html>

- [2] *Fernandez-Moguel, L. and Birchley, J.* Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1. Annals of Nuclear Energy. 2015(83): 193–215
- [3] *Bonneville H., Luciani A.* Simulation of the core degradation phase of the Fukushima accidents using the ASTEC code. Nuclear Engineering and Design 272(2014) 261–272.
- [4] EPRI, Fukushima Technical Evaluation: Phase 1—MAAP5 Analysis. Palo Alto, CA: 2013. 1025750.
- [5] *Cardoni, J., Gauntt, R., Kalinich, D. and Phillips, J.* 2014. MELCOR simulations of the severe accident at Fukushima Daiichi Unit 3. Nuclear Technology Vol. 186.
- [6] *Gauntt, R., Kalinich, D., Cardoni, J., Phillips, J., Goldmann, A., Pickering, S., Francis, M., Robb, K. Ott, L., Wang, D., Smith, C., St. Germain, S., Schwieder, D. and Phelan, Ch.* 2012. FUKUSHIMA DAIICHI: ANS Committee Report, Fukushima Daiichi Accident Study (Status as of April 2012). SANDIA REPORT SAND2012-6173. Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico 87185 and Livermore, California 94550
- [7] *Robb, K. R., Francis, M. W. and Ott, L. J.* 2014. Insight from Fukushima Daiichi Unit 3 investigations using MELCOR. Nuclear Technology Vol. 186.
- [8] *Sevón, T.* 2015. A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 3 accident. Nuclear Engineering and Design. 284 80–90.
- [9] *Pellegrini, M., Suzuki, H., Mizouchi, H. and Naitoh M.* 2014. Early phase accident progression analysis of Fukushima Daiichi unit 3 by the SAMPSON Code. Nuclear Technology vol. 186.

Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident

Author and Co-author(s): P. Kudinov, W.M. Ma, W. Villanueva, A. Goronovski, S. Yakush, M. Davydov, A. Konovalenko, D. Grishchenko, S. Basso, L. Manickam, Z. Huang, S. Bechta
Institution: Royal Institute of Technology (KTH)
Address: Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Tel, E-mail, Internet address: +46(0)8-5537-8821, ma@safety.sci.kth.se, www.safety.sci.kth.se
Duration of the Project: January 1, 2015 ~ December 31, 2015

ABSTRACT

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to develop risk oriented accident analysis frameworks for quantifying conditional threats to containment integrity for a Nordic type BWR reference plant design. The research activities are divided into four sub-tasks, tightly interconnected with each other: (1) risk evaluation and synthesis (**RES**); (2) melt ejection mode (**MEM**); (3) debris coolability map (**DECO**); and (4) steam explosion impact map (**SEIM**). Guidelines for experimental and

analytical activities in the MEM, DECO and SEIM sub-tasks as well as integration of developed methods and produced data in ROAAM frameworks provided by RES.

The report discusses substantial advances and insights which were achieved during 2015 for (i) further development of risk-oriented approach, (ii) in-vessel debris coolability, remelting and vessel failure modes; (iii) particulate debris spreading; (iv) ex-vessel debris coolability; and (v) analysis of steam explosion impact on containment structures and its sensitivity to melt release conditions.

Project goals

Nordic BWR severe accident management strategy employs reactor cavity flooding to terminate ex-vessel accident progression. Success of the SAM strategy is contingent upon melt release conditions from the vessel which determine (i) properties and coolability of the bed, as well as (ii) potential for energetic steam explosion. Complex interactions between stochastic accident scenarios and deterministic phenomena hinder resolution of the ex-vessel coolability and steam explosion issues. 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. There are 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 as well as integration of developed methods and produced data in ROAAM frameworks will be provided in RES (risk evaluation and synthesis). The report highlights only main results. More detailed description of project achievements can be found in the relevant publications.

Work carried out and results obtained

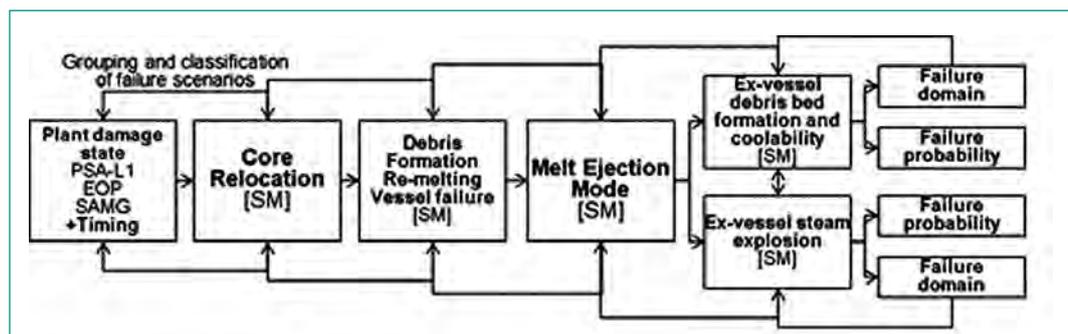
1. Progress in RES Activity

The challenge for application of Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM) to Nordic BWR is the complexity of tightly coupled transient

phenomena and scenarios which limit the effectiveness of heuristic approaches to a priori identification of the key physics, judgment about importance and impact of timing and coupling of the phenomena and scenarios on the accident progression and outcome, and problem decomposition. In order to overcome the challenge further the ROAAM+ process is developed for coherent construction and adaptive refinement of risk assessment framework, and necessary knowledge [1]. A schematic diagram of the ROAAM+ framework for Nordic BWRs is presented in Fig. 1.

The focus of RES is on the process of development and refining of the ROAAM+ framework. The aim of the process is to achieve (i) completeness, (ii) consistency, and (iii) transparency in the review of the analysis and its results. A two-level coarse-fine iterative analysis approach is proposed. First, fine-resolution but computationally expensive methods are used in order (a) to provide better understanding of key phenomena and their interdependencies, (b) to identify transitions between qualitatively different regimes and failure modes, and (c) to generate reference data. The fine-resolution codes are run independently, assuming wider possible ranges of the input parameters. Second, a set of coupled modular frameworks is developed connecting initial plant damage states with respective containment failure modes. Deterministic processes are treated using surrogate models based on the data obtained from the fine-resolution models. The surrogate models are computationally efficient and preserve the importance of scenario and timing. Analysis carried out with the complete frameworks helps to identify risk significant and unimportant regimes and scenarios, as well as ranges of the uncertain parameters where fine-resolution data is missing. This information is used in the next iteration of analysis with fine-resolution models, and then refinement of (1) overall structure of the frameworks, (2) full models (FM) and surrogate models (SM), and (3) their

Fig. 1:
ROAAM+ framework
for Nordic BWR.



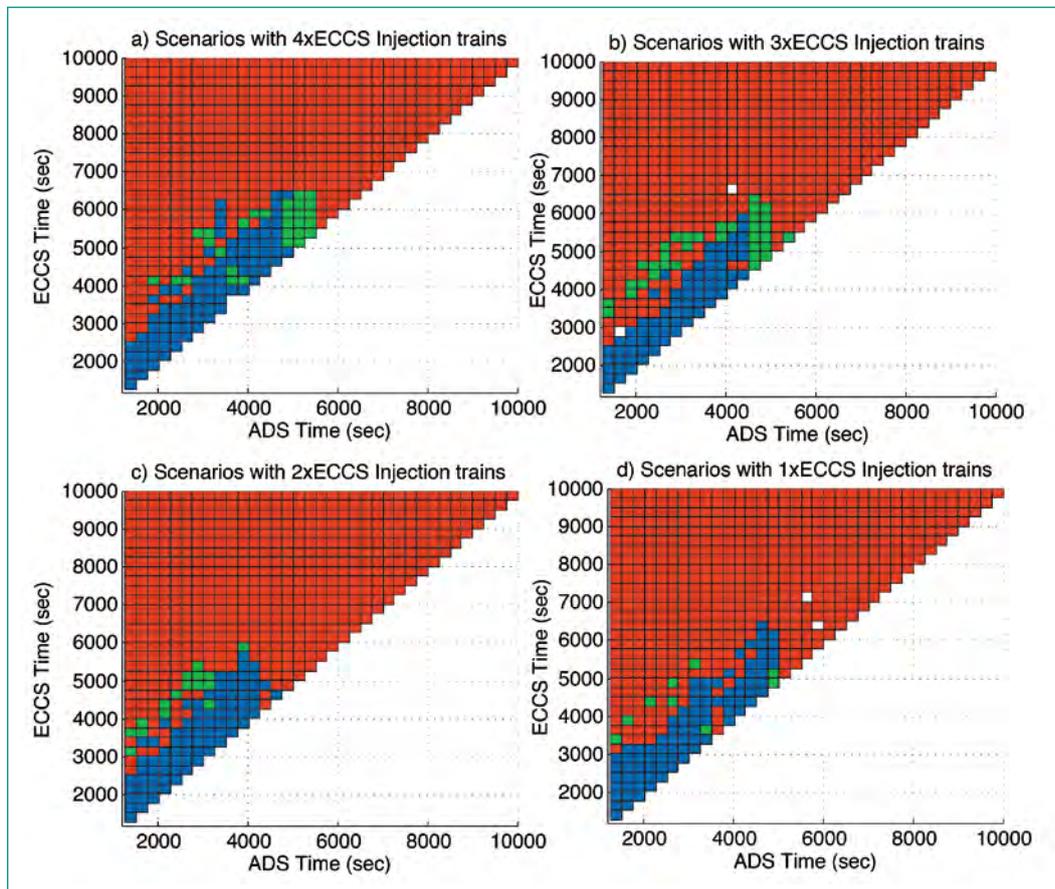


Fig. 2: Map of debris mass in LP for a) scenarios with 4xECCS injection trains, b) scenarios with 3xECCS injection trains, c) scenarios with 2xECCS injection trains, d) scenarios with 1xECCS injection train.

interconnections. Such iterative approach helps identifying areas where additional data may significantly reduce uncertainty in the fine- and coarse-resolution methods, and increase confidence and transparency in the risk assessment results. Details of the approach are presented in [1]. Further experience of practical application of the framework and process has been accumulated in the preliminary risk assessment of the containment failure.

2. Progress in MEM Activity

Full model (FM) of core relocation framework (Fig. 1) has been developed using MELCOR code. Plant damage states and accident scenarios are based on the PSA-L1 data [2]. GA-IDPSA [3], Grid-Based Sampling and MATLAB tools are used for sampling and populating the database of the FM solutions. More than 10^3 accident scenarios have been simulated with MELCOR model of Nordic BWR evaluating the effect of severe accident scenario (timing of activation of safety systems) on the resultant properties of relocated debris in LP. The results indicate that depending on the scenario and timing of safety systems recovery, core degradation most

likely results in either small (less than 20 tons, blue) or large (more than 100 tons, red) relocation of debris (see Fig. 3a). The number of scenarios with intermediate (from 20 to 100 tons, green) mass of relocated debris is relatively small. The domain where such scenarios are located overlaps with the domain of very large relocation, meaning that small variations in the scenario parameters can lead to significant variations of the properties of relocated debris bed in this domain (see Fig. 2). Clustering and classification analysis was developed to characterize results obtained in the multi-dimensional scenario space [4].

An approach has been developed to establish loose coupling between Core Relocation and Vessel Failure analyses. The results suggest that the major part of core material relocates to LP within 30–60 mins after initial core support plate failure (see Figs. 3a–b). Further development of the FM database and SM is necessary in order to include the uncertainties in prediction of the properties of relocated debris coming from the modelling options used in MELCOR code.

In the Debris Formation, Remelting, and Vessel Failure Framework (as part of ROAMM+, see Fig. 1), the PECM-ANSYS Full Model (FM) is used to generate a database of solutions in order to develop

Fig. 3:

a) Cumulative Distribution Function of T_{ref} (sec) – time of onset of massive core relocation to LP.
b) Cumulative Distribution Function of debris mass in LP (kg) at the moment of transition from Core relocation SM to Vessel Failure SM.

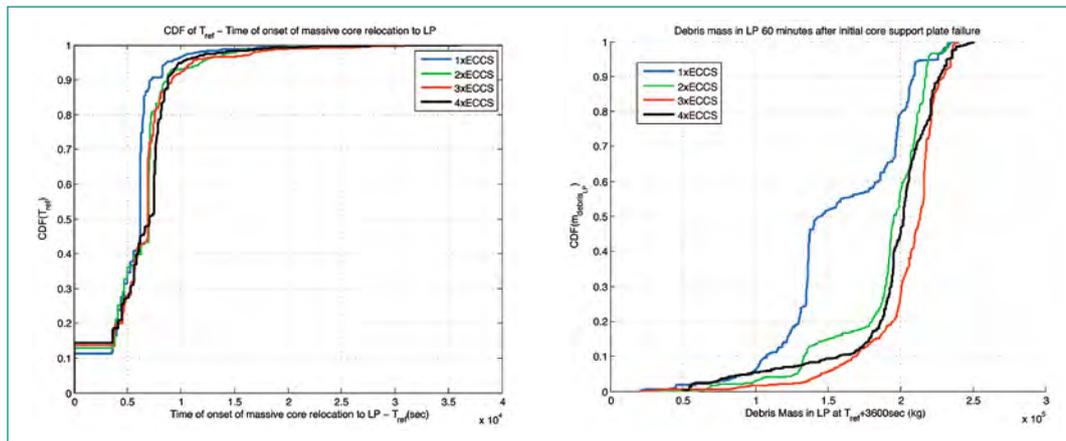
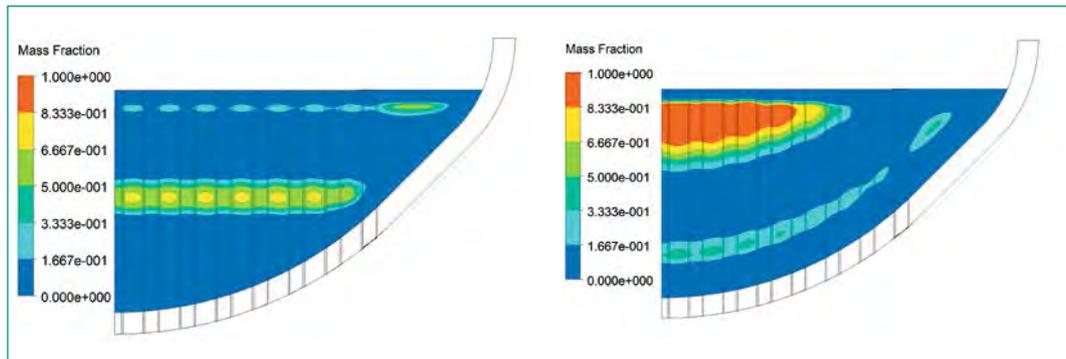


Fig. 4:

Snapshots of melt fraction in a hypothetical corium debris bed corresponding to a flat-layered configuration where layers are parallel to the ground (left) and concave-layered configuration where layers follow the shape of the vessel wall (right) at the times of vessel wall failures, 4.36 h and 4.5 h (from SCRAM), respectively.



surrogate models for pre-diction of (i) failure timing, (ii) melt mass, and (iii) melt superheat. Most of the cases considered in the database of solutions correspond to a homogenous debris bed. One of the key findings is the significant influence of debris configuration (e.g., non-homogeneous debris bed) on vessel failure mode and timing. Fig. 4 shows sample results of non-homogenous debris beds with flat-layered (where layers are parallel to the ground) and concave-layered (where layers follow the shape of the vessel wall) configurations. The snapshots of melt fraction are taken at the time of vessel wall failure, at 4.36 h (from SCRAM) for the flat-layered and at 4.5 h for the concave-layered. At the corresponding snapshot times, the melt mass and superheat is much higher in the concave-layered (~45 tons at ~75 K superheat) than in the flat-layered (~17 tons at ~9 K superheat). Qualitatively, the formation of melt pool is distinctly different between the two cases. In the event of penetration or wall failure, the location of melt pool has a direct consequence on the availability of melt that can be released and hence the subsequent accident progression. Further PECM-ANSYS FM analysis is needed that takes into account debris non-homogeneity and should be based on Core Relocation FM according to ROAMM+.

3. Progress in DECO Activity

Significant progress has been achieved towards the main goal of DECO activity. Since two phenomena of particulate debris spreading may occur in the pool (during particles sedimentation) and at the level of debris bed (self-leveling), both phenomena have been investigated experimentally and analytically in order to develop understanding of key physical processes and predictive capabilities for analysis of reactor accident progression [5–10]. PDS-C (closures) and PDS-P (pool) experimental database obtained in separate effect tests was generalized and a universal non-dimensional closure has been proposed for determining particle flux as a function of the local slope angle and gas velocity. Developed PDS-C closure model has been validated against experimental data and is implemented in DECOSIM code (see Fig. 5). The combined debris spreading and coolability model has been used for extensive sensitivity and uncertainty analysis. Further analysis focused on analysis of probability failure domain of non-coolable debris bed in prototypic accident conditions is ongoing. Validation of DECOSIM code with implemented particles spreading in the pool against PDS-P experimental data is ongoing (Fig. 6).

Six test particulate beds (see Table 1), regarding different particle diameter and porosity distribution, are selected for the validation of the MEWA code for debris bed coolability analysis [11].

The comparison of the experimental data and results predicted by MEWA code is shown in Fig. 7, in which the numbers over the columns indicate the relative deviations. The y-axis quantity for all the test beds except Bed-4 (triangular bed) is dryout heat flux (kW/m^2), which is defined as the dryout power divided by the cross-section area of the bed. For Bed-4, the dryout power density

(kW/m^3) is used instead to characterize the dry-out power level since the cross-section area varies along the height. It can be seen that the accuracy of the MEWA code predictions of the dryout power for various types of debris beds is overall satisfactory, with the maximum relative deviation within 16%. Therefore, generally speaking, the MEWA code is applicable to predict the coolability for a particulate debris bed during a severe accident scenario. In general, the MEWA code calculations slightly overestimated the experiment results.

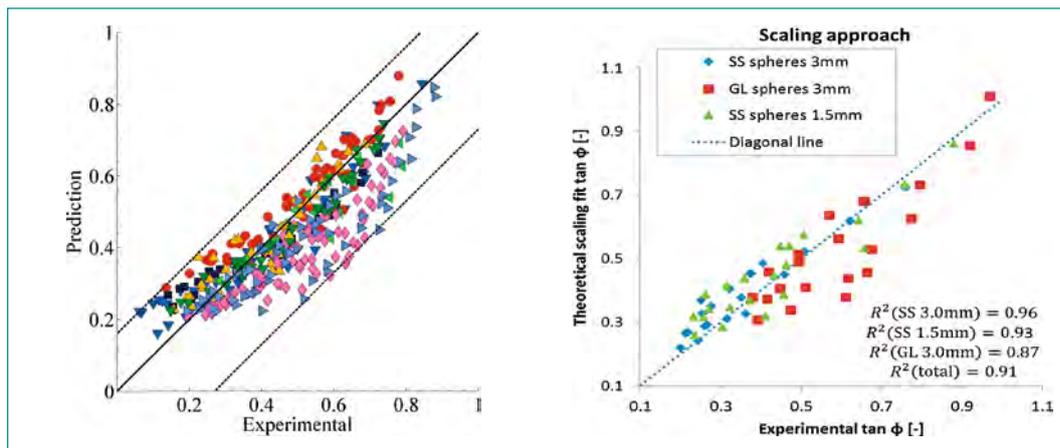


Fig. 5: Parity plots showing validation of universal closures against experimental data. Left: particle flux (PDS-C); Right: tangent of characteristic particle spreading angle in the pool (PDS-P).

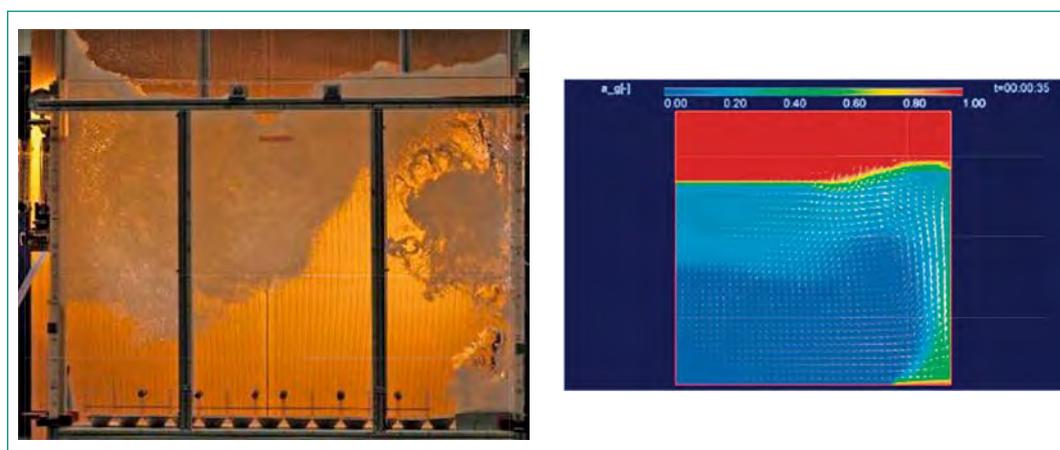


Fig. 6: Comparison of PDS-P experiment and DECOSIM prediction of void fraction in the pool.

Bed	Type of bed	Particle diameter (mm)	Porosity (-)	Bed height (mm)
Bed-1	Homogeneous	1.5	0.363	610
Bed-2	Homogeneous	3.0	0.367	610
Bed-3	Radially stratified	Inner: 1.5 Outer: 3.0	Inner: 0.363 Outer: 0.367	610
Bed-4	Triangular	Inner: 1.5 Outer: 3.0	Inner: 0.363 Outer: 0.367	610
Bed-5	Horizontally stratified	Upper: 1.5 Lower: 3.0	Upper: 0.387 Lower: 0.393	362
Bed-6	Multiply stratified	Zone 1: 3.0 Zone 2: 1.5 and 3.0 Zone 3: 1.5 Zone 4: 1.5 and 3.0	Zone 1: 0.398 Zone 2: 0.406 Zone 3: 0.439 Zone 4: 0.366	362

Table 1: Details of particulate beds.

A sensitivity analysis indicated that the interfacial drag affects the coolability by means of varying the pressure field inside the bed. For the bottom-fed case, the dryout heat flux rises remarkably when considering the interfacial drag, since the vapor and coolant liquid flow in the same direction and the interfacial drag helps to pull coolant upward from the bottom.

Physics based surrogate modeling (SM) approach is further developed for prediction of mass fraction of agglomerated debris in case of corium melt release into a pool of water [13]. The SM aim is to reproduce results of the a full model (FM), i.e. fuel

coolant interaction (FCI) code VAPEX-P complemented with the model developed for agglomeration of the debris [14] and validated against DEFOR-A experimental data [15]. The SM is based on decomposition of initial tightly coupled problem into a set of loosely coupled ones (Fig. 8), i.e. (i) jet breakup; (ii) particle sedimentation, cooling and solidification; (iii) agglomeration of incompletely solidified debris. These problems are linked together through initial and boundary conditions. Due to the loose coupling, it is possible to pre-calculate a set of solutions in order to increase the computational efficiency of the whole model. Specifically, cooling and sedimentation histories of individual particles of different diameters are pre-calculated and used as lookup tables. The SM model parameters are obtained using analytical closures and data from the full model in order to take into account phenomena and feedbacks, which are not modeled explicitly in the SM itself. Namely, closures are proposed for correction of the jet breakup lengths, void fraction, vertical and lateral velocities of the coolant in the FCI zone. The process of SM validation against DEFOR-A experimental data with different simulant materials [15], [16] is ongoing. A good agreement is reported between measured predicted by SM fractions of agglomerated debris (Fig. 9). Comparison of the results predicted with the FM and calibrated SM for plant scale analysis suggest that SM provides acceptable accuracy (Fig. 10) obtained with about hundred times smaller computational effort. In the future more work would be necessary on validation of the SM against other experiments, on development of the database of the SM results that can be used in sensitivity, uncertainty and risk analysis.

Fig. 7: Comparison of experimental data with MEWA code prediction.

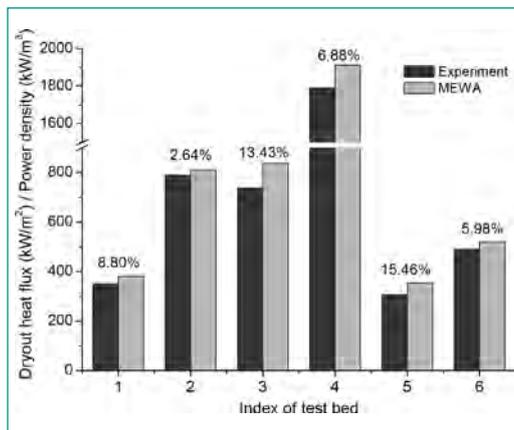


Fig. 8: Problem decomposition for agglomeration surrogate model development.

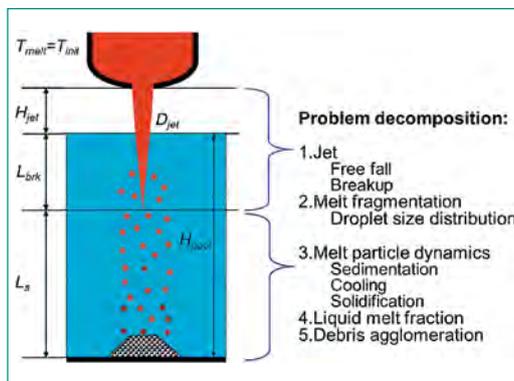
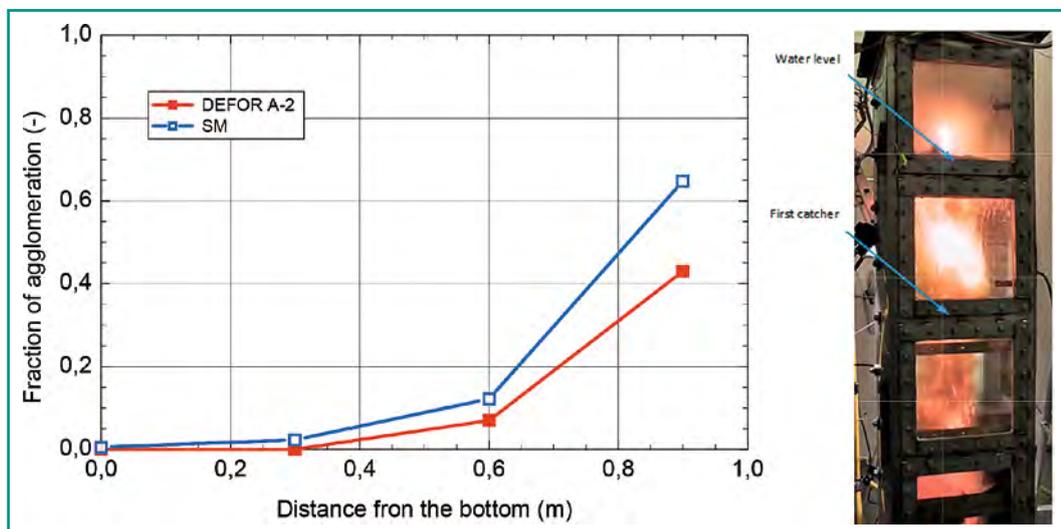


Fig. 9: Comparison of mass fraction of agglomerated debris obtained in DEFOR-A2 test (right figure) and SM predictions.



4. Progress in SEIM Activity

The ex-vessel steam explosion impact map (SEIM) framework has been developed in order to connect melt ejection mode and pool parameters with steam explosion loads on the containment structures [12]. We utilize TEXAS-V code for the computing of the steam explosion energetics. In our analysis explosion energetics was demonstrated to be chaotic with respect to triggering time. We introduce statistical treatment of the triggering time and provide explosion yield in terms of an impulse and respective percentile similar to confidence level. A large data-base of steam explosion calculations is established for impulse at the pedestal wall and at the containment base. These data is used for the development of the SEIM Surrogate Model (SM). The surrogate model has been validated and integrated in the ROAAM+ framework for uncertainty quantification and calculations of failure probabilities and failure domains both in terms of SEIM input parameters and in terms of whole framework (times of ADS and ECCS activation). These results are beyond the scope of this report.

An example of CDFs of explosion impulses estimated using the SEIM SM is provided in Fig. 11. An example interpretation of the data in the provided figure is as follows: In 28% of all possible melt release scenarios at least 95% percentile of explosion impulses will not exceed 10 kPa • s at the containment wall. Assuming that all melt release scenarios and any triggering time are equiprobable, the data in the plots can be also interpreted through probabilities: There is at least 0.95 proba-

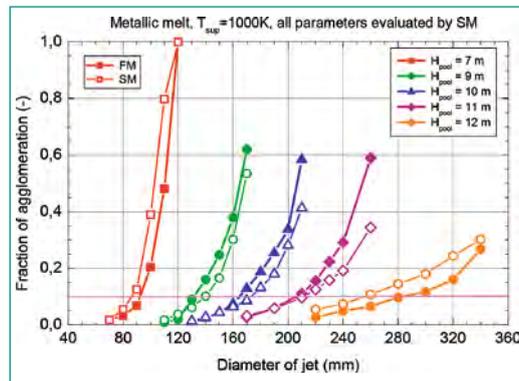


Fig. 10: Comparison of predicted mass fraction of agglomerated debris with FM and SM.

bility that in 28% of melt release scenarios explosion impulses will not exceed 10 kPa • s at the containment wall. Or considering triggering and melt release scenarios as independent: There is at least $0.28 \times 0.95 = 0.26$ probability that explosion impulses will not exceed 10 kPa • s at the containment wall.

5. Progress in MISTEE Experiments

Within the scope of steam explosion separate effect study; the present work is aimed at addressing the material effect phenomena (alumina vs. corium) observed in KROTOS experiments. On the MISTEE-HT facility, steam explosion behavior of a single droplet of alumina melt under controlled triggering conditions is studied. Several tests are performed. Results indicate no occurrence of spontaneous steam explosion under a range of initial conditions (melt superheat: 50 K to 200 K, water subcooling: 10K to 100K). Characteristic fine fragmentation behavior of alumina single droplet melt shows simi-

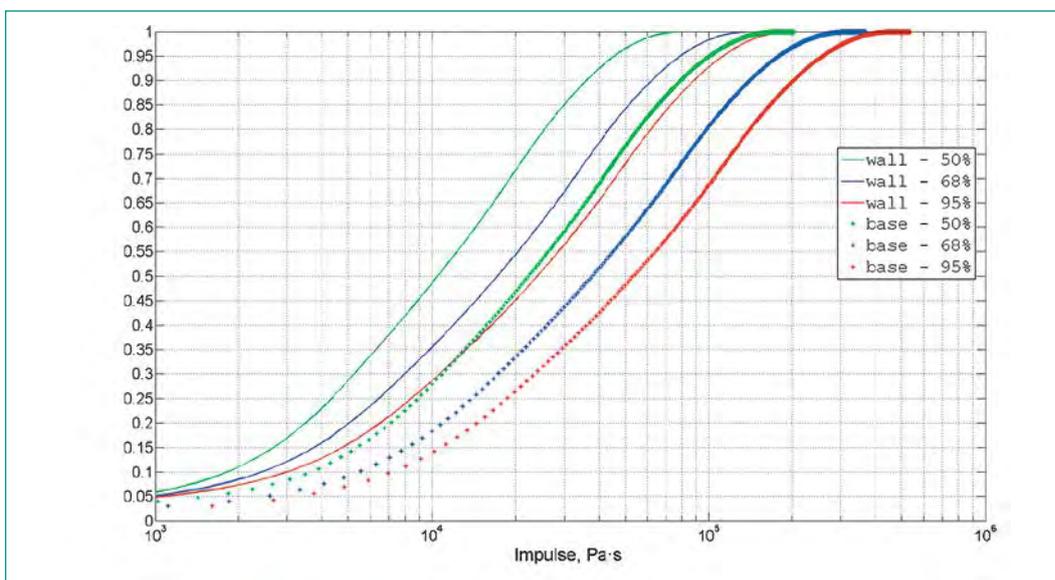
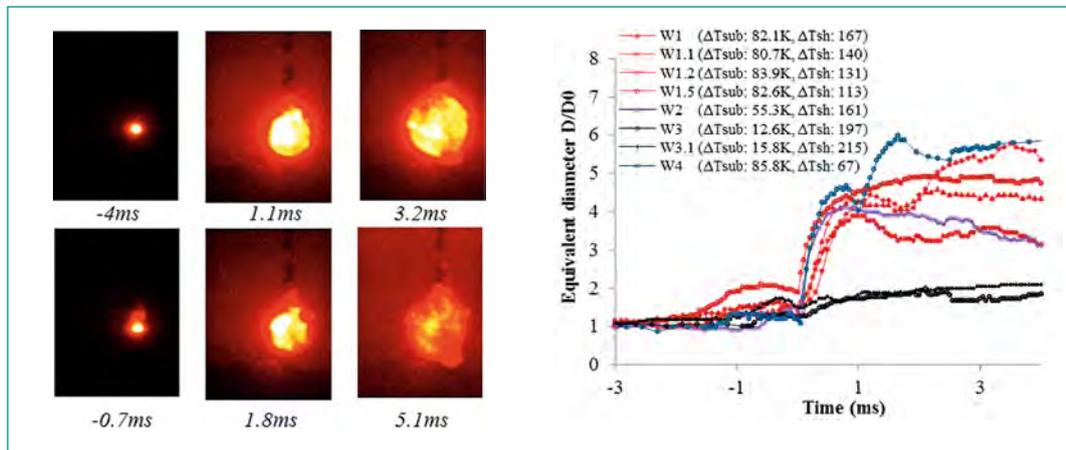


Fig. 11: Explosion impulse cumulative distribution for different percentiles of explosion pressure impulse at pedestal wall and containment base.

Fig. 12:
Steam explosion of a molten Al_2O_3 droplet (Left: Time sequence snapshots of fine fragmentation; Right: Diameter history of bubble during steam explosion at varied experimental conditions).



larity to the three-cycle interaction observed with low-temperature simulant materials (Fig. 12). Effect of water subcooling and melt superheat on the explosion yield was studied. Under low subcooling conditions, explosive fragmentation was hindered since vapor film collapse and hot liquid melt-cold liquid coolant contact was not established. Melt superheat was observed to be ineffective on the overall explosion yield. For explosive cases (subcooling > 50 K), a conversion ratio in the range between 0.45 and 0.8% has been estimated. To be included in the analysis several tests are currently performed for varied experimental conditions.

ment and validation of (i) models for prediction of the debris bed properties, (ii) surrogate models for debris agglomeration and bed coolability analysis, and (iii) validation of the MEWA code against POMECO-HT experiments for assessment of debris bed coolability. The SEIM study is developing surrogate models for assessing the impact of steam explosion on containment structures with consideration of probabilities of melt release scenarios. In 2016 research efforts will be concentrated on further integration of the developed models within the framework of risk oriented accident analysis for Nordic type BWRs.

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 (SAFEST and IVMR Projects) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

Substantial progress has been achieved in the project on the development of the risk assessment frameworks. In RES task the ROAAM+ framework has been further developed. Risk assessment platform and integration of the full and surrogate models are also further developed. The core relocation, in-vessel debris coolability, vessel failure and melt ejection studies are central for understanding of the modes and timing of melt release scenarios and respective ex-vessel accident progression consequences. The DECO study is focused on develop-

References

- [1] P. Kudinov, S. Galushin, S. Yakush, W. Villanueva, V.-A. Phung, D. Grishchenko, N. Dinh, «A framework for assessment of severe accident management effectiveness in Nordic BWR plants», Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 12, June, Honolulu, Hawaii, Paper 154, 2014.
- [2] P. Kudinov, S. Galushin, A. Goronovski, and W. Villanueva, «RES1: Definition of a reference Nordic BWR plant design and plant damage states for application of ROAAM to resolution of severe accident issues», Research Report, The Eighth Framework of Accident Phenomena of Risk Importance (APRI-8), Division of Nuclear Power Safety, Royal Institute of Technology (KTH), Stockholm, Sweden, April 04, 2014.
- [3] P. Kudinov, Y. Vorobyev, M. Sánchez-Perea, C. Queral, G. Jiménez Varas, M. J. Rebollo, L. Mena, J. Gómez-Magán, «Integrated deterministicprobabilistic safety assessment methodologies», Nuclear España 347, Enero, pp. 32–38, 2014.

- [4] S. Galushin, P. Kudinov, «An approach to grouping and classification of scenarios in integrated deterministic-probabilistic safety analysis», PSAM12, Honolulu, USA, June 22–27, 2014.
- [5] S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, «Sensitivity and Uncertainty Analysis for Predication of Particulate Debris Bed Self-Leveling in Prototypic SA conditions», In Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte NC, USA, April 6–9, paper 14329, 2014.
- [6] S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov, «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.
- [7] A. Konovalenko, S. Basso, and P. Kudinov «Experiments and Characterization of the Two-Phase Flow Driven Particulate Debris Spreading in the Pool,» The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14–18, Paper 1257, 2014.
- [8] S. Basso, A. Konovalenko, P. Kudinov, «Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow», accepted for publication in Nuclear Engineering and Design.
- [9] A. Konovalenko, S. Basso, P. Kudinov, S. Yakush, «Experiments and modeling of particular debris spreading in a pool», 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NU-RETH-16, Paper 14221, Chicago, IL, USA, Aug 30–Sep 4, 2015.
- [10] A. Konovalenko, S. Basso and P. Kudinov, S. E. Yakush, «Experimental investigation of particulate debris spreading in a pool», accepted for publication in Nuclear Engineering and Design.
- [11] Z. Huang, W.M. Ma, S. Thakre, Validation of MEWA code against POMECO-HT experiments and coolability analysis of stratified debris beds, Proc. of the 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics (NURETH-16), Chicago, USA, August 30–September 4, 2015.
- [12] D. Grishchenko, S. Basso, P. Kudinov, and S. Bechta, «Sensitivity study of steam explosion characteristics to uncertain input parameters using TEXAS-V code», The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14–18, Paper 1293, 2014.
- [13] P. Kudinov, M. Davydov, «Development of surrogate model for prediction of corium debris agglomeration», Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte, USA, April 6–9, Paper 14366, 2014.
- [14] P. Kudinov, M. Davydov, «Development and validation of conservative-mechanistic and best estimate approaches to quantifying mass fractions of agglomerated debris», Nuclear Engineering and Design 262: 452–461, 2013.
- [15] P. Kudinov, A. Karbojian, C.T. Tran, W. Villanueva, «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: 284–295, 2013.
- [16] P. Kudinov, D. Grishchenko, A. Konovalenko, A. Karbojian, «Experimental investigation of debris bed agglomeration and particle size distribution using WO₃-ZrO₂ melt», The 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, IL, USA, August 30–September 4, paper 14220, 2015.
- [17] L. Manickam, S. Thakre, W.M. Ma, S. Bechta, «Simultaneous visual acquisition of melt jet breakup in water by high speed videography and radiography», Proceedings of 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10) Okinawa, Japan, December 14–18, 2014.
- [18] L. Manickam, S. Thakre, W.M. Ma, «An experimental study on void generation around hot metal particle quenched in water», Proceedings of 16th International Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16), Chicago, USA, August 30 – September 4, 2015.

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, F. Assenmacher, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, B. Hofstetter-Boillat, E. Hohmann, M. Jäggi
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.

Experten der Sektion Messwesen wirkten aktiv in Arbeitsgruppen der Internationalen Standardorganisation ISO und EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») mit. Die Mitarbeit bei der ISO erstreckte sich dabei auf wesentliche Revisionen der Normenwerke.

Die dosimetrischen Eigenschaften eines bisher in der Schweiz noch nicht verwendeten Personendosimetriesystems basierend auf Radio-photolumineszenz (RPL) wurden in Bezug auf Anforderungen der schweizer Dosimetrieverordnung untersucht.

Neben den jährlichen Messflügen der Aeroradiometrie in der Schweiz wurde die Teilnahme an einer internationalen Vergleichsmessung betreut.

Weiterhin wurden radiochemische Methoden und Messtechniken für den Nachweis von anthropogenen Radionukliden weiterentwickelt und in Bezug auf die Anwendung bei Rückbauprojekten optimiert.

Das Messwesen hat an 4 Vergleichsmessungen teilgenommen. Die bisher verfügbaren Ergebnisse erfüllten die Anforderungen.

Im Berichtszeitraum wurde eine Master-Arbeit betreut und erfolgreich abgeschlossen. Für insgesamt 4 Studenten wurden Praktika mit einer Dauer von jeweils 3 Monaten durchgeführt.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für das Jahr 2015 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(15/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

(15/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

- **Anwendung einer sequentiellen Trennmethode für die Bestimmung von Sr, Th, U, Pu und Am für grosse Probenmengen**
- **Anwendung von Software-Kalibriermöglichkeiten für die γ -Spektrometrie zur in-situ Charakterisierung von Komponenten**
- **Optimierung von LS-Messungen für die simultane Bestimmung von ^3H und ^{14}C in Wasserproben**
- **Implementierung eines neuen Verfahrens für die Fortluft-Emissionsüberwachung von ^3H und ^{14}C**
- **Trennung von Aktiniden aus Abwässern über Actinide-Resin imprägniertes Filtermaterial**

(15/3) Fachbegleitung von Studenten

(15/4) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

(15/5) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

(15/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(15/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

Experten des PSI arbeiteten in ISO Arbeitsgruppen an den Normentwürfen ISO 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» und ISO 16639 «Surveillance of the activity concentrations of airborne radioactive substances in the workplace of nuclear facilities» mit. Beide Normentwürfe erreichten im Normungsprozess den Status «Final Draft International Standard (FDIS)». Ab August stellt das PSI wieder einen Teilnehmer im nationalen Normenkomitee CES TK45. Die Mitarbeit soll sich vorrangig auf Normentwürfe des IEC SC 45B «Radiation protection instrumentation» beschränken.

Weiterhin wurde in zwei Arbeitsgruppen des europäischen Dosimetrie-Netzwerks EURADOS aktiv mitgearbeitet:

- WG2 – Harmonisation of individual monitoring
- WG11 – High energy radiation fields

(15/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

Anwendung einer sequentiellen Trennmethode für die Bestimmung von Sr, Th, U, Pu und Am für grosse Probenmengen

Das Ziel war es, ein schnelles und sequentielles Trennverfahren für Radionuklide in Rückbaumaterialien wie radioaktiven Schlamm zu etablieren. Dafür wurde eine bereits bekannte Methode für den radioaktiven Schlamm eines Rückhaltebeckens des PSI erweitert und optimiert. Die Methode trennt die Radionuklide Th, Pu, U, Am und Sr. Gemittelt für alle untersuchten Schlammproben aus fünf Rückhaltebecken des PSI wurden folgende hohe Ausbeuten erzielt: Th: (99% \pm 6%), Pu: (89% \pm 4%), U: (98% \pm 3%), Am: (90% \pm 8%) und Sr: (81% \pm 3%).

Sediment des Klingnauer Stausees

Im Rahmen der Forschungszusammenarbeit wurde 2014 ein Sediment des Klingnauer Stausees untersucht. Erweiterte Recherchen gaben Hinweise da-

rauf, dass bisher nicht anhand bekannter Abgaben identifizierte ^{137}Cs -Anteile im Sediment mit Abgaben des Kernkraftwerkes Mühleberg (KKM) in Verbindung gebracht werden konnten.

Anwendung von Software-Kalibriermöglichkeiten für die γ -Spektrometrie zur in-situ Charakterisierung von Komponenten

Der Sektion Messwesen steht ein portables In-Situ-Gamma-Spektrometer (Typ «Falcon 5000», Firma Canberra) mit Kollimatoren und Messwagen zur Verfügung. Durch die erweiterten Möglichkeiten der Spektrometrie-Software können verschiedenste Messgeometrien über berechnete Effizienzkurven modelliert werden. Nach der Inbetriebnahme wurden in einem ersten Schritt Messungen an aktivierten Komponenten im Vergleich mit Labormessungen in definierter Probengeometrie durchgeführt. Nach erfolgter Validierung der Ergebnisse wurde auch an einer internationalen Vergleichsmessung an der Universität Regensburg teilgenommen.

Optimierung von LS-Messungen für die simultane Bestimmung von ^3H und ^{14}C in Wasserproben

Für die simultane Bestimmung von ^3H und ^{14}C im gleichen Messpräparat wurden mit ^3H - und ^{14}C -Standardlösungen zunächst die LSC-Messfenster optimal eingestellt, d.h. ein niederenergetisches Messfenster von 0–18.6 keV (bis zur maximalen β -Emissionsenergie des Radionuklides ^3H) und ein höher energetisches Fenster von 18.6–156 keV (maximale β -Emissionsenergie des Radionuklides ^{14}C). Ebenfalls wurde für die Korrektur von ^{14}C im ^3H -Energiefenster das Verhältnis der ^{14}C -Zählau-beuten zwischen beiden Messfenstern ermittelt. Sodann wurden Standards mit verschiedenen $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ -Aktivitätsverhältnissen hergestellt, um die Qualität der Messergebnisse für unterschiedlich starke Einstreuung des ^{14}C -Spektrum-Tailings im ^3H -Messfenster zu ermitteln. Während hohe Aktivitäten von ^3H die Unsicherheit der ^{14}C -Messung nicht beeinflusst, ergaben sich für die Ergebnisse von ^3H mit zunehmender ^{14}C -Aktivität grössere Messunsicherheiten. Ab einem $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ -Aktivitätsverhältnis kleiner als 0.01 wurden die Resultate der ^3H -Messung unbrauchbar. Für diesen Fall wurde das ^{14}C via Karbonatfällung im alkalischen Milieu und via Zentrifugation von der wässrigen Phase quantitativ abgetrennt.

Implementierung eines neuen Verfahrens für die Fortluft-Emissionsüberwachung von ^3H und ^{14}C

Die Laborkomponenten der neuen Überwachungsanlagen wurden beschafft und anschliessend wurden die notwendigen Laborarbeiten wie Ausheizen der Molekularsiebe, Einleiten der Gase in Waschflaschensysteme (^3H) sowie Ausfällung von Karbonaten (^{14}C) durchgeführt. Derzeit werden die neuen Anlagen parallel mit den bisher am PSI verwendeten Emissions-Überwachungsanlagen betrieben, so dass im Jahr 2016 ein Vergleich durchgeführt werden kann.

Trennung von Aktiniden aus Abwässern über Actinide-Resin imprägniertes Filtermaterial

Im Rahmen der Versuche wurde eine Methode untersucht, Aktiniden aus Abwasserproben direkt über Filtration eines neu entwickelten Filtermaterials, welches mit dem extraktionschromatographischen Harz imprägniert war, quantitativ zu adsorbieren und anschliessend den Filter in einem Flüssigszintillationszähler direkt zu messen. Zunächst mussten für diese Trennmethode die optimalen Trennparameter von α - ($^{238,239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am) und β -Strahlern (^{241}Pu , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{36}Cl) über die Aufnahme von Misklassifizierungskurven via Flüssigkeitszintillations-Spektrometrie aufgenommen werden. Abbildung 1 zeigt den optimalen Diskriminator-Zeitpunkt als Schnittpunkt beider Kurven aus diesen Messungen. Ergebnisse mit zugesetzten Aktiniden (U und Pu) ergaben Zählau-beuten von mehr als 90%. Die Methode wird derzeit noch an realen Abwasserproben validiert.

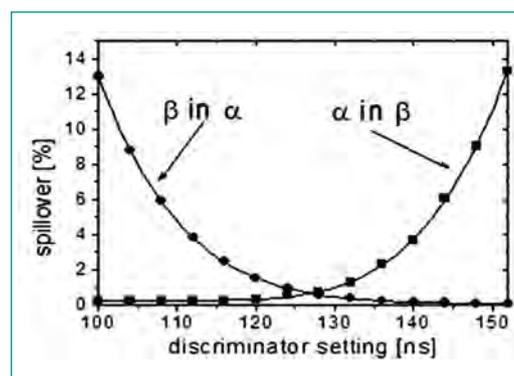


Abbildung 1: Misklassifizierungskurven von Alpha- und Beta-Strahlern. Aufgenommen mit der chemisch identischen Zusammensetzung des Messcocktails, der für die Gesamtalpha-Bestimmungsmethode der Abwasseranalytik verwendet wurde.

(15/3) Fachbegleitung von Studenten

In der Radioanalytik wurde eine Masterarbeit über das Thema der radioanalytischen Separation und Messtechnik für Uran in Umweltproben durchgeführt. Der Schwerpunkt dieser Arbeit lag bei der γ - und α -spektrometrischen Messung von Boden- und Gesteinsproben, wobei für die α -Spektrometrie

Abbildung 2:
Tragbares
Spektrometer mit
Kalibrierphantom



vorgängig Separations- und Probenpräparations-Schritte erforderlich waren. Diskutiert wurden dann Ungleichgewichte in den U- und Th-Zerfallsreihen mit den entsprechenden geochemischen Erklärungen. Komplementär wurden Aliquots der α -Spektrometrie auch massenspektrometrisch gemessen und die Vorteile bzw. Einschränkungen beider Methoden diskutiert. So liefert die Messung langlebiger Isotope mit dem Massenspektrometer genauere Ergebnisse, wohingegen kurzlebige Radionuklide präziser mit der α -Spektrometrie gemessen werden können.

Im Rahmen des «International Association for the Exchange of Students for Technical Experience (IAESTE)»-Austauschprogramms wurden zwei Studenten sowie zwei Studenten der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETHZ) und der Dualen Hochschule Baden-Württemberg Karlsruhe (DHBW) in Studien-Praktika betreut. Zusätzlich wurde die Masterarbeit eines ETHZ-Studenten mit Messungen und Fachinformationen unterstützt. Zwei der Arbeiten untersuchten die Leistungsfähigkeit moderner tragbarer Gammaskpektrometer für den Einsatz zur Nuklididentifikation bei Fahrzeugkontrollen und zur schnellen Messung der Inkorporation von Radionukliden bei radiologischen Störfällen. Abbildung 2 zeigt ein tragbares Gammaskpektrometer mit Reinstgermanium (HPGe) – Detektor zusammen mit dem für die Untersuchung verwendeten Kalibrierphantom.

(15/4) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

Neben weiteren Tests des geplanten neuen Aeroradiometriesystems RLL und Messungen in den Routinemessgebieten um die Kernkraftwerke Gösgen (KKG) und Mühleberg (KKM) lag der Schwerpunkt der Aeroradiometrieübung ARM2015 in der Teilnahme an der internationalen Übung AGC2105 in Deutschland. An dieser durch das deutsche Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) organisierten Übung nahmen Teams aus Deutschland, Frankreich der Tschechischen Republik und der Schweiz teil. Die Übung fand in dem ehemaligen Uran-Abbaugelände nahe Chemnitz statt. So konnte das Messsystem über Aktivitätskonzentrationen natürlicher Radionuklide getestet werden, die in dieser Höhe in der Schweiz nicht vorkommen. Abbildung 3 zeigt die Aktivitätskonzentration des natürlichen Radionuklids ^{238}U im Referenzmessgebiet nahe Seelingstädt. Das Referenzmessgebiet wurde von allen Aeroradiometrie-Teams vermessen, so dass ein direkter Vergleich der Ergebnisse erfolgen kann. Eine weitere Aufgabe der Übung war das Erstellen von radiologischen Karten eines Gebiets von 2000 Quadratkilometern. Dieses Gebiet wurde in Teilgebiete unterteilt, welche dann jeweils von einem Teilnehmer vermessen wurde. Durch die Verwendung eines europaweit standardisierten Datenformats (ERS) konnten die Einzelmessungen binnen weniger Stunden durch das BfS zu Gesamtkarten verarbeitet werden.

Die Ergebnisse aller Messflüge des Schweizer Teams wurden in Form eines PSI-Berichts veröffentlicht. Die Ergebnisse des internationalen Messvergleichs AGC2015 werden in 2016 durch die Gastgeber publiziert und im Rahmen eines internationalen Symposiums präsentiert.

(15/5) Charakterisierung von Strahlungsmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

Messmittel

In der Eichstelle wurden im Jahr 2015 unterschiedliche Geräte auf Ihre radiologischen Eigenschaften mit Referenzfeldern und -quellen untersucht:

- Neutronendosisleistungsmessgerät SmartREM der Firma FST-Sensortechnik
- Personenmonitor Canberra Argos 5PBG
- Gammadosisleistungsmessgerät Radeye B20 ER

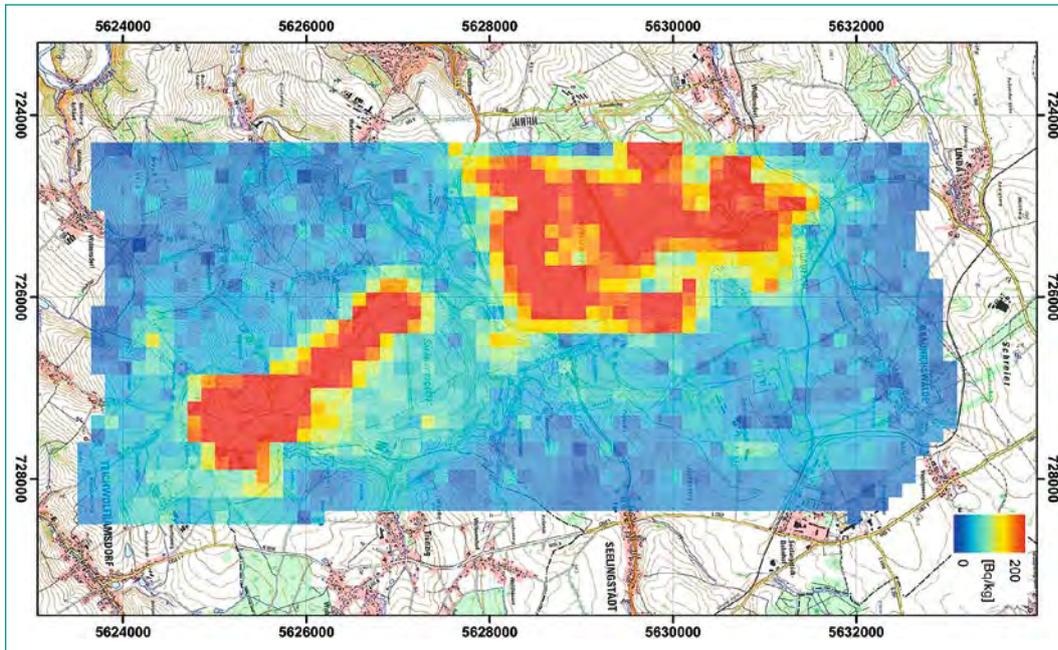


Abbildung 3.
Aktivitätskonzentration von ^{238}U im Referenzmessgebiet.
DTK25 © Bundesamt für Kartographie und Geodäsie, Frankfurt a. M.

- Portables Gammaskpektrometer Canberra InSpec-
tor 1000
- Portables Gammaskpektrometer Canberra Falcon
5000
- Rohrsondenmessgerät (Vorbereitung einer Ex-
pertise im Auftrag des METAS)
- Aktives Personendosimeter Tracerco T404

In Bezug auf eine Forderung des ENSI, Personenausgangsmonitore in den Schweizer Kernkraftwerken zu eichen, wurden Fragestellungen zur Zulassung gemäss Strahlenmessmittelverordnung mit dem METAS diskutiert.

Dosimeter

Im Rahmen der Erneuerung des Personendosimetersystems des PSI ist vorgesehen, das derzeit verwendete TLD-basierte Dosimetersystem durch ein auf Radiophotolumineszenz (RPL) basierendes zu ersetzen. Die Methode wird derzeit noch nicht in der Schweiz verwendet. Dafür wurden mehr als 400 Dosimeter durch die Eichstelle des PSI und des IRA in

Lausanne bestrahlt. Die in Tabelle 1 zusammengefassten Untersuchungen wurden derart gewählt, dass die Anforderungen der Schweizer Dosimetrieverordnung SR 814.501.43 an Personendosimetersysteme möglichst gut abgedeckt wurden.

Im letzten Quartal 2015 wurde das neue RPL-Dosimeter parallel zu dem TLD-Dosimeter von einem ausgewählten Personenkreis getragen und als Praxistest die erzielten Dosiswerte verglichen.

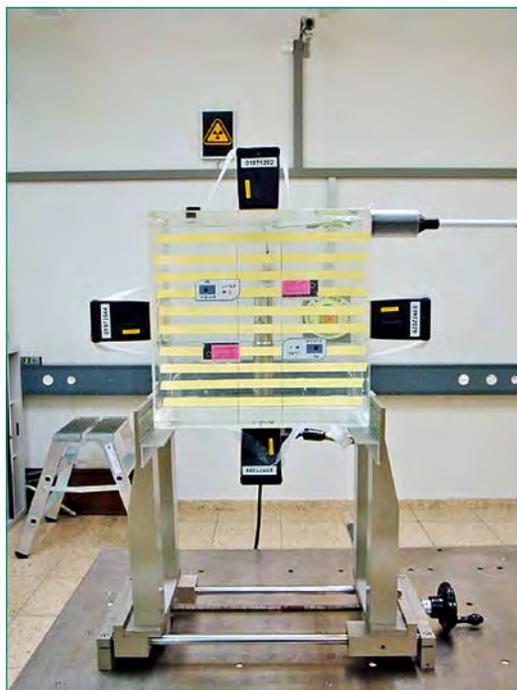
Durchführung der nationalen Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie

Die Eichstelle hat im Auftrag des ENSI die nationale Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie durchgeführt. Daran haben 11 durch das ENSI und das BAG anerkannte Dosimetriestellen mit insgesamt 13 Ganzkörperdosimeter- und 5 Fingerringensystemen teilgenommen. Ein Bericht wurde den anerkennenden Behörden zur Verfügung gestellt. Abbildung 4 zeigt exemplarisch eine Bestrahlung von Dosimetern auf einem Phantom.

Untersuchung	Strahlungsqualitäten und Parameter
Dosislinearität	^{137}Cs , Solldosis $H_p(10)$ und $H_p(0.07)$: 0.05, 0.1, 0.5, 1.0, 5.0, 10, 50, 100, 500, 1000, 5000 mSv
Winkelabhängigkeit	^{137}Cs und N-80. Einfallswinkel im symmetrischen Fall von 0 bis +60 Grad, bzw. im unsymmetrischen Fall von -60 bis +60 Grad.
Energieabhängigkeit	N-15, N-25, N-40, N-80, N-120, N-200, N-300, ^{137}Cs , ^{60}Co
Routine	Zweier-Kombinationen verschiedener Energien, Winkel und Solldosen, die bereits einzeln bestrahlt worden sind.
β -Bestrahlungen	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{147}Pm , ^{85}Kr mit $H_p(0.07)$ von 1 mSv bis 15 mSv

Tabelle 1:
Zusammenfassung der Untersuchungen des RPL- Personendosimetersystems

Abbildung 4:
Aufbau Referenz-
bestrahlungen
Vergleichsmessung
Personendosimetrie



Vorbereitung der nationalen Vergleichsmessung für Umgebungsdosimetrie

Das ENSI beauftragt die Eichstelle, im Jahr 2016 nationale Vergleichsmessung für Umgebungsdosimetrie durchzuführen. Diese wurde geplant, eine Referenzsonde wurde beschafft und in den Referenzfeldern der Eichstelle untersucht.

Teilnahme an Vergleichsmessungen

Die Sektion Messwesen des PSI hat an vier Vergleichsmessungen teilgenommen:

- EURADOS Vergleichsmessung von Extremitäten-dosimetern. Der Bericht über diese Messungen wurde noch nicht veröffentlicht.
- Die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) führt in Deutschland jährlich eine Vergleichsmessung an Neutronen-Personendosimetern durch. Die Anforderungen gemäss der Schweizerischen Verordnung über die Personendosimetrie wurden erfüllt.
- Die Dosimetriestelle hat mit drei Messsystemen (TLD, RPL, DIS) an der nationalen Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie teilgenommen. Die Anforderungen gemäss der Schweizerischen Verordnung über die Personendosimetrie wurden erfüllt.
- Die Universität in Regensburg stellt mit K-RISK eine Kalibrierphantomwand für die in-situ γ -Spektrometrie zur Verfügung. Die Sektion hat der 4. Vergleichsmessung «Kollimierte in-situ γ -Spektrometrie» teilgenommen. Der Bericht über diese Messungen wurde noch nicht veröffentlicht.

(15/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Im Berichtszeitraum gab es keine Anfragen des ENSI zu diesem Arbeitspaket.

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 2015 und Ausblick 2016

Die Projektziele 2015 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.

Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern

Autor und Koautoren	C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg
Beauftragte Institution	Universität Bayreuth, Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD
Adresse	Universitätsstrasse 30, 95447 Bayreuth, Germany
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 (0)921 55 7316, christian.dinkel@uni-bayreuth.de http://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Dauer des Projekts	1. April 2014 bis 31. März 2016

ZUSAMMENFASSUNG

Ziel des Projekts ist die Entwicklung eines unabhängigen und neuartigen Hilfsmittels zur Beurteilung der thermischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behälter) für Brennelemente. Es soll damit möglich sein, Temperaturverläufe im Inneren von T/L-Behältern bei beliebiger Beladung gemäss Vorgaben des ENSI mit einer komplett unabhängigen und eigenständigen Berechnungsmethode abzubilden. Eine Innovation ist dabei die besondere Behandlung des Helium-gefüllten Ringspaltes im Behälter durch eine speziell angepasste thermische Finite-Elemente-Analyse (FEA). Dazu wurden die einzelnen thermi-

schen Randbedingungen, wie Strahlung, Konvektion und Wärmeleitung, beurteilt und zu einer neuartigen, globalen Randbedingung verknüpft. Durch die im Rahmen des Projektes neu entwickelte Randbedingung ist es möglich, die Wärmeübertragungsvorgänge im Heliumspalt zu berücksichtigen, ohne diesen Bereich mit finiten Elementen zu vernetzen. Die Kombination dieser Randbedingung mit einer Überbrückung des Spaltes wird als thermische Spaltbedingung (TSB) bezeichnet. Dadurch kann eine erhebliche Zeit- und Ressourcenersparnis bei der Beurteilung von Transportbehältern, im Vergleich zu bestehenden Bewertungen, ermöglicht werden.

Projektziele

Dieses Forschungsprojekt dient zur Entwicklung eines unabhängigen Berechnungsprogramms, das die thermische Bewertung von Transport- und Lagerbehältern basierend auf der Finite-Elemente-Analyse (FEA) vereinfachen soll. Dazu werden simulative und analytische Berechnungsverfahren kombiniert. Im Mittelpunkt steht die Entwicklung einer sogenannten thermischen Spaltbedingung (TSB), die die Wärmetransportvorgänge in gasgefüllten Spalten abbildet und an die Finite-Elemente-Analyse übergibt. Insbesondere wird ein Helium-gefüllter Ringspalt untersucht, der sich zwischen innerem und äusserem Behälterteil befindet. Ziel dabei ist es, diesen im Rahmen einer FEA nicht zu vernetzen, dessen Effekte auf die Wärmeübertragung aber dennoch zu berücksichtigen. Dazu wird die TSB in das bestehende FE-Programm *Z88Aurora* [1] von Prof. Dr.-Ing. Frank Rieg vom Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth integriert. Nach Beurteilung des thermischen Behälterverhaltens kann auf die dadurch verursachten mechanischen Auswirkungen geschlossen werden, indem in einer weiteren FEA die thermische Ausdehnung der Behälterkomponenten untersucht wird.

Im laufenden Berichtsjahr standen die Finalisierung der analytischen Ausarbeitung sowie die anschliessende programmtechnische Umsetzung der TSB im Mittelpunkt. Dazu galt es, geeignete Schnittstellen zum Datenaustausch der TSB mit dem bestehenden Finite-Elemente-System *Z88Aurora* zu entwickeln. Die so neu entstandene Software wird *Z88ENSI* genannt. Gleichzeitig wurden Berechnungsmodelle für real beladene T/L-Behälter erstellt.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thermische Spaltbedingung

Eine schnelle Berechnung der thermischen Vorgänge in T/L-Behältern ist aufgrund der grossen geometrischen Abmessungen bei gleichzeitig sehr dünnen Gasspalten nur mit erheblichen Vereinfachungen möglich. Ein für die Wärmeübertragung wichtiger, mit Helium gefüllter Ringspalt zwischen innerem und äusserem Behälterteil kann jedoch einen erheblichen Einfluss auf den Wärmetransport haben und darf daher nicht ver-

nachlässigt werden. Wenn solche Spalte im Rahmen von Finite-Elemente-Analysen Berücksichtigung finden sollen, ist dafür eine sehr feine Diskretisierung nötig, was wiederum zu einem starken Anstieg der Rechenzeit führt [1]. Aus diesem Grund wurde eine thermische Spaltbedingung entwickelt, die die relevanten Wärmeübertragungsvorgänge basierend auf analytischen Formeln im Zuge einer FEA berücksichtigt, ohne dass der entsprechende Teil des Behälters vernetzt (diskretisiert) ist.

Grundüberlegungen

In einer FEA werden physikalische Gleichungen an bestimmten Punkten – den Knoten – gelöst. Verbunden sind diese Knoten mittels Elementen, wodurch Informationen von Knoten zu Knoten weitergegeben werden können. Da der Ringspalt zwischen Innen- und Aussenbehälter zur schnellen Berechnung nicht vernetzt, also nicht mit finiten Elementen versehen werden soll, muss ein anderer Weg gewählt werden, um die thermischen Vorgänge, die im Spalt entscheidend sind, analysieren zu können. Aus diesem Grund wurde mit der thermischen Spaltbedingung eine Funktion geschaffen, die in der Lage ist, die Informationen der Knoten des inneren Behälterteils auf die Knoten des äusseren Behälterteils zu übergeben [2]. Dies ist anschaulich in Abbildung 1 dargestellt.

Um die Knoteninformationen zu übergeben und gleichzeitig die thermischen Vorgänge im Spalt zu berücksichtigen, wird das FE-Gleichungssystem um zusätzliche Gleichungen ergänzt, die die entsprechenden Knoten des inneren und äusseren Behälterteils in Beziehung zueinander setzen (s. Abbildung 1: exemplarische blaue und rote Knoten).

Theoretisch treten im Heliumspalt die Wärmeübertragungsarten Leitung, Konvektion und Strahlung auf. Anhand von umfangreichen Untersuchungen mittels kommerziellen Simulationsprogrammen und praktischen Versuchen wurde Wärmeleitung als wichtigste Übertragungsart identifiziert. Konvektion tritt, wie in [2] gezeigt, nur auf, wenn eine ausreichend grosse Spaltgeometrie mit einer Spaltweite grösser ca. 3 mm vorliegt. Da Wärmestrahlung hauptsächlich bei sehr hohen Temperaturen einen entscheidenden Anteil an der Gesamtwärmeübertragung besitzt, wird diese im Rahmen der thermischen Spaltbedingung vernachlässigt, da diese hohen Temperaturen in T/L-Behälter nicht auftreten. Der Einfluss von Wärmestrahlung auf die Gesamtwärmeabfuhr ist in Abbildung 2 dargestellt. Dabei ist zu erkennen, dass dieser bei

geringen Spaltweiten von 1–3 mm, die in der Realität vorliegen, äusserst gering ist.

Wie bereits erwähnt, ist das Auftreten konvektiver Einflüsse unter anderem von den geometrischen Rahmenbedingungen, wie zum Beispiel der Spaltbreite, abhängig. Weiterhin spielen die thermodynamischen Grössen, wie etwa die herrschende Temperatur, eine wichtige Rolle. Nach [3] ist die Nusseltzahl Nu die entscheidende Kenngrösse für das Auftreten von Konvektion. Ist $Nu > 1$, so tragen konvektive Vorgänge zur Gesamtwärmeübertragung bei. Aus diesem Grund wird die Nusseltzahl mittels analytischen Formeln näherungsweise für den Heliumspalt berechnet. Bei entsprechendem Ergebnis wird Konvektion als weiterer Wärmeübertragungsmechanismus für die thermische Spaltbedingung berücksichtigt. Auch dies wird in Abbildung 2 sichtbar. Je grösser die Spaltweite ist, desto grösser ist auch der konvektive Einfluss im Heliumspalt. Bei kleinen Spaltweiten wird der konvektive Anteil an der Gesamtwärmeübertragung allerdings immer geringer.

Programmtechnische Umsetzung

Die programmtechnische Umsetzung der thermischen Spaltbedingung ist vollständig in der Programmiersprache C geschehen. Den grundsätzlichen Programmablauf zeigt Abbildung 3 auf.

Ausgehend von einer vorhandenen oder erzeugten Geometrie werden weitere Informationen über die thermodynamischen Zustandsgrössen im Heliumspalt, wie beispielsweise die Viskosität oder die Wärmeleitfähigkeit des Gases, eingelesen. Dies kann sowohl über *.txt-Steuerdateien oder über die neu entwickelte Oberfläche geschehen, die ausschnittsweise in Abbildung 4 dargestellt ist. Auf diese Weise können sämtliche benötigten Werte komfortabel editiert und vorgegeben werden. Die Oberfläche wurde in der Programmiersprache C++ umgesetzt. Darüber hinaus müssen, wie bei einer Finiten-Elemente-Analyse zwingend nötig, thermische oder auch mechanische Randbedingungen definiert werden. Dies geschieht über die grafische Benutzeroberfläche von Z88Aurora. Sind alle Eingabegrössen und Randbedingungen definiert, simuliert das entwickelte FE-Berechnungsprogramm Z88ENSI die Wärmeabfuhr aus dem Behälter.

Dazu müssen zunächst diejenigen Knoten gefunden werden, die an den Rändern des Heliumspaltes liegen, wie Abbildung 5 verdeutlicht. Dies geschieht in einem speziell entwickelten Programmmodul, das in der Lage ist, alle Oberflächenknoten zu detektieren. Ist der gefundene Knoten Teil des Innen-

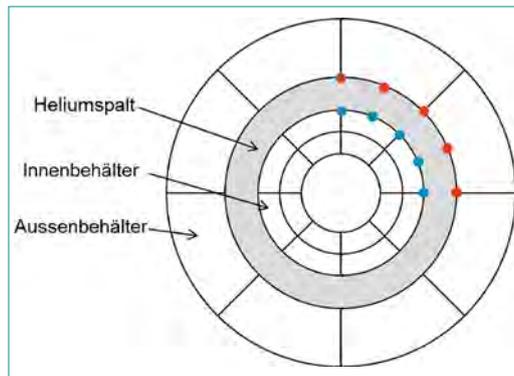


Abbildung 1: Schematische Darstellung der thermischen Spaltbedingung zwischen den Knoten des Innen- und Aussenbehälters (blau und rot)



Abbildung 2: Einfluss von Wärmeleitung, Konvektion und Wärmestrahlung auf die Gesamt-Wärmeübertragung im Heliumspalt

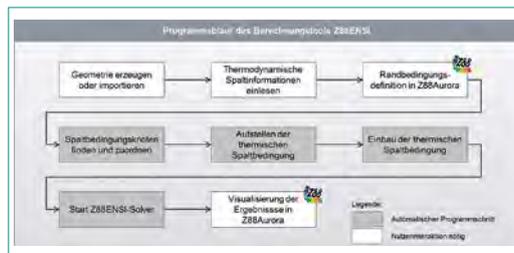


Abbildung 3: Programmablauf von Z88ENSI

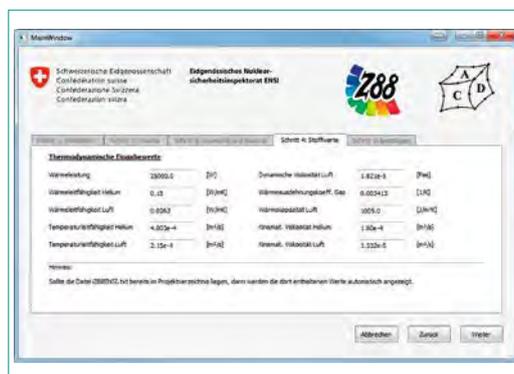


Abbildung 4: Eingabe von Stoffwerten in der Oberfläche von Z88ENSI

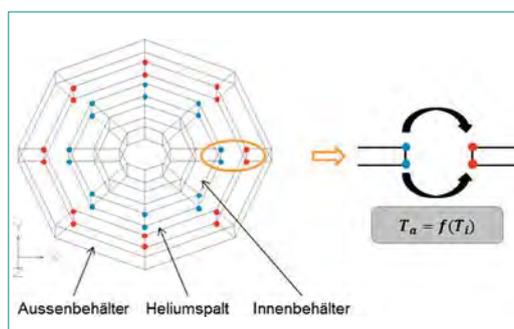


Abbildung 5: Knotensuche für Spaltbedingungseinbau; Blau: Spaltknoten des Innenbehälters, Rot: Spaltknoten des Aussenbehälters

behälters und liegt dieser am Rand des Heliumspaltes (s. Abbildung 5: blaue Knoten), so muss er mit einem Knoten des Aussenbehälters gekoppelt

werden, damit eine Informationsübertragung zwischen den beiden Knoten möglich ist. Aus diesem Grund wird mittels eines Algorithmus ein Knoten gesucht, der dem gefundenen Knoten des Innenbehälters gegenüberliegt und zum Aussenbehälter gehört (s. Abbildung 5: rote Knoten).

Sind alle Knotenpaarungen, die eine TSB benötigen, gefunden, wird die TSB aufgestellt. Dies geschieht, indem in einem iterativen, analytischen Rechenverfahren überschlägig geprüft wird, welche Temperaturen im Spalt herrschen. Dadurch kann abgeschätzt werden, ob Konvektion für die TSB berücksichtigt werden muss. Je nach Ergebnis dieser Beurteilung wird die entsprechende TSB in den thermischen Solver eingebaut. Die Bewertung der Ergebnisse (Temperaturverteilung und Wärmeströme) kann individuell durch den Nutzer mittels der grafischen Visualisierung der Berechnungsergebnisse in *Z88Aurora* erfolgen.

Beispielrechnungen

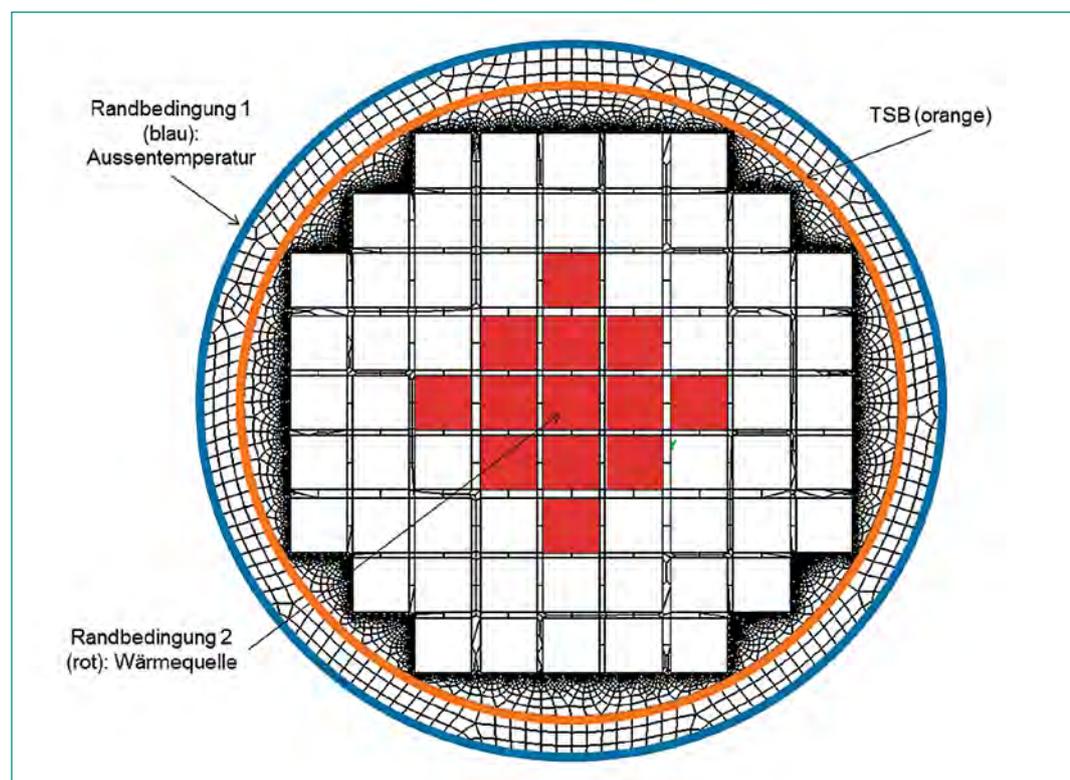
Um die Leistungsfähigkeit des neu entstandenen Programms zu demonstrieren, wurden mehrere Beispielrechnungen durchgeführt, wovon ein exemplarisches Simulationsergebnis nachfolgend vorgestellt wird. Zunächst wird in Abbildung 6 das vernetzte Behältermodell inklusive der verwendeten Randbedingungen gezeigt. Der gut zu erken-

nende Tragkorb wird durch Wärmequellen erhitzt, die eine teilweise Beladung mit Brennelementen darstellen. Auf der Aussenseite des Behälters wird eine konstante Temperatur (Temperatur des Behältermantels) als weitere Randbedingung definiert. Aufgrund dieser beiden Randbedingungen kommt ein Wärmestrom zustande, der vom Behälterzentrum zur Behälterumgebung fließt.

Der orangefarbene Kreis symbolisiert den Heliumspalt zwischen Innen- und Aussenbehälter. Dort wird die thermische Spaltbedingung eingebaut, die in Abhängigkeit diverser Eingabegrößen und geometrischen Zusammenhängen eine thermische Übertragungsfunktion zwischen inneren und äusseren Behälerteil darstellt.

Das hier gezeigte 3D-Modell verfügt über 155.990 Knoten sowie 135.864 finite Elemente (Hexaeder). Durch die Verwendung der thermischen Spaltbedingung können zahlreiche Knoten und Elemente eingespart werden, da die sehr feine Vernetzung des Spaltes entfällt. Dies ermöglicht höhere Rechengeschwindigkeiten, wodurch Simulationen dieser Art nur Sekunden bis wenige Minuten benötigen, um gelöst zu werden. Hierin liegt eine wesentliche Beschleunigung der Lösungsfindung gegenüber herkömmlichen Programmen. Das simulierte Ergebnis kann wiederum in *Z88Aurora* visualisiert werden. Abbildung 7 zeigt qualitativ die entstehende Temperaturverteilung aufgrund der vorgegebenen Randbedingungen.

Abbildung 6:
Vernetztes Modell mit
Randbedingungen
eines beispielhaften
T/L-Behälters



Wie zu erwarten, treten die höchsten Temperaturen im Behälterzentrum auf. Da die Randbedingungen punktsymmetrisch zum Behältermittelpunkt gewählt wurden, zeigt sich auch im Ergebnis eine vom Mittelpunkt ausbreitende symmetrische Temperaturverteilung. Die maximale Behältertemperatur, die in Abbildung 7 gezeigt wird, sollte ausschliesslich qualitativ betrachtet werden, da das Berechnungsbeispiel nur die korrekte Funktionsweise der TSB nachstellt, nicht aber reale Behälterbedingungen beschreibt.

Bewertung 2015 und Ausblick 2016

Der Verlauf des beschriebenen Projektes im Berichtsjahr 2015 ist zusammenfassend positiv zu beurteilen. Die im Berichtsjahr 2014 entstandene Verzögerung bei der Entwicklung der thermischen Spaltbedingung (Arbeitspaket 1: Erarbeitung der thermischen Spaltbedingung) konnte ausgeglichen werden. Die erarbeiteten Zusammenhänge wurden erfolgreich im Rahmen der Spezialsoftware *Z88ENSI* auf Basis des bewährten Finite-Elemente Programms *Z88Aurora* [1] zur schnellen thermischen und mechanischen Beurteilung von T/L-Behältern umgesetzt. Dazu war es nötig, umfassende Anpassungen und Erweiterungen am bestehenden Rechenkern von *Z88Aurora* vorzunehmen. Um *Z88ENSI* benutzerfreundlich bedienen zu können,

wurde eine grafische Oberfläche mit diversen Schnittstellen zum Datenaustausch geschaffen. Dadurch ist es möglich, bestehende Behälterbauarten zu untersuchen, aber auch neue Geometrien mit veränderlichen Randbedingungen zu analysieren.

Mittels dieser Arbeiten konnten die Arbeitspakete 2, 3 und 4 (Integration der Randbedingung in Gleichungslöser, Anpassung der grafischen Benutzeroberfläche *Z88Aurora*, Integration von Schnittstellen für Ein- und Ausgabe) erfolgreich abgeschlossen werden. Die Software ist so gestaltet, dass sich Änderungswünsche oder Erweiterungen flexibel umsetzen lassen. Dadurch können auch im Berichtsjahr 2016 kurzfristige finale Anpassungen vorgenommen werden.

Um die korrekte Arbeitsweise des Programms zu verifizieren, werden die Berechnungsergebnisse, wie in Arbeitspaket 9 geplant, mit Messwerten real beladener Behälter verglichen. Dieses Arbeitspaket wird nicht wie ursprünglich vorgesehen zum Ende des Jahres 2015 abgeschlossen sein. In Absprache der Projektpartner wird dieser Abgleich zusammen mit einer ausführlichen Dokumentation der Software im ersten Quartal 2016 durchgeführt.

Im Rahmen der bisherigen Projektergebnisse wurde deutlich, dass neben dem Helium-gefüllten Ringspalt auch der Untersuchung des Tragkorbs Beachtung geschenkt werden sollte, da dieser für die Wärmeabfuhr aus dem Behälter von grosser Bedeutung ist.

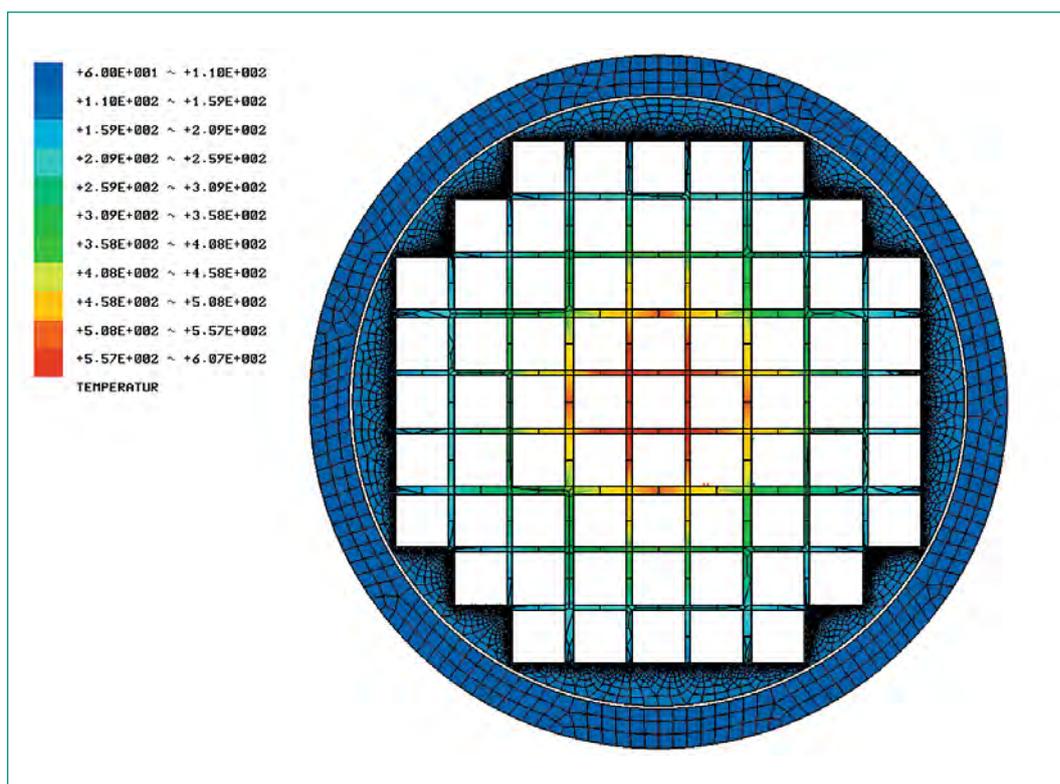


Abbildung 7:
Beispielhafte
Temperaturverteilung
im Vollmodell eines
T/L-Behälters

Publikationen

C. Dinkel, B. Roith, M. Frisch, F. Rieg: Berechnung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente – Herausforderungen bei thermischen und thermo-mechanischen Simulationen, 3D-Konstrukteurstag, Bayreuth, 2014.

C. Dinkel, M. Frisch, B. Roith, F. Rieg: Examination of heat transfer mechanisms in nuclear fuel casks by using CFD-simulation, NAFEMS Best Practice for Thermal Analyses and Heat Transfer, Wiesbaden, 2014.

Referenzen

- [1] *F. Rieg, R. Hackenschmidt, B. Alber-Laukant*: Finite Elemente Analyse für Ingenieure, Grundlagen und praktische Anwendung mit Z88Aurora, 5. Auflage, Carl Hanser Verlag, München, 2014.
- [2] *C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg*: ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2014, S. 249–255, Brugg, 2014.
- [3] *Verein Deutscher Ingenieure*: VDI-Wärmeatlas, 11. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg, 2013.

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 2015, the laboratory test series on back-saturated specimens conducted in the framework of the HM-project was finished. The tests aimed to characterize the hydro-mechanical behaviour of the shaly facies of Opalinus Clay during elastic/inelastic shearing. Besides geo-mechanical properties such as Young's modulus or strength, the poroelastic properties such as Skempton's pore pressure coefficient B and the pore pressure evolution during compressive loading were analysed. The tests were carried out on both P- and S-specimens.

Isotropic compression tests revealed that Skempton's pore pressure coefficient B is strongly dependent on the confining stress. A significant decrease in B was observed with increasing effective confinement. The decrease is associated with the decrease in drained compressibility with increase in effective confinement. A difference between P- and S-specimens was not identified for the range of confinements tested.

The analyses of the effective stress path shows a different behaviour for P- and S-specimens. Compared to an ideal isotropic media, P-specimens show a lower pore pressure build-up at low compressive loads while S-specimens show higher excess pore pressures. This behav-

iour can be related to the transverse isotropy of the clay shale. As the differential stress exceeds the dilatancy threshold between 0.5 and 1.0 MPa differential stress, the tendency of the clay shale to dilate leads to a decrease in pore pressure build-up and thus a deviation from linearity of the pore pressure. The tendency of the clay shale to dilate also depends on the confining stress. With increasing confinement, dilation gets suppressed and more pore pressure builds up until peak strength is reached.

Additionally, the Master thesis dealing with environmental degradation of Opalinus Clay with cyclic variations in relative humidity was successfully finished in 2015. In this study, specimens of the shaly facies of Opalinus Clay have been exposed to stepwise and dynamic variations in relative humidity in the laboratory. Strain measurements revealed that the specimens swell and shrink during the cycles. Furthermore, irreversible volumetric expansion was observed in the direction normal to bedding. Brazilian tensile strength tests after each cycle showed that the Brazilian tensile strength parallel to bedding was not influenced during dynamic cycling. A slight increase or decrease of the strength normal or parallel to bedding, respectively was observed for the stepwise humidity changes.

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 Skempton's pore pressure coefficients, drained and undrained elastic properties, the stress-strain behavior under drained and undrained compressive loading conditions, the 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.

Work carried out and results obtained

Triaxial tests on Opalinus Clay

A series of consolidated undrained (CU) and drained (CD) laboratory tests on specimens of the shaly facies of Opalinus Clay was finished in 2015. The detailed results and the discussion will be published in two journal papers in 2016 and were partly presented at the ARMA 2015 (Wild et al. 2015a).

The tests were conducted on samples taken from 67.5mm diameter cores obtained from two 25m long borehole (BHM-1, BHM-2) drilled normal and parallel to bedding at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (URL). The specimens were cut to a diameter-height ratio of 1:2. Despite an optimized preparation procedure, which allowed to avoid extensive environmental exposure of the specimens, a change in water content was inevitable. Since this decrease in water content might be significant in terms of strength or stiffness (e.g., Wild et al. 2015b), reestablishing of full saturation was necessary to gain test results representative for in-situ conditions.

The tests were conducted at the DIPLAB Geomechanica laboratory of the Politecnico di Torino, Italy. A high and a medium pressure triaxial apparatus (HPTA, MPTA) were used. They have been manu-

factured by GDS Instruments and modified in the laboratory to test weak rocks under controlled conditions with respect to axial, radial load, displacement, and back pressure (for further details see Barla et al. 2010).

As preparation for the complete back saturation of the specimen, a flushing phase was considered. The application of a small back pressure (0.1–0.5 MPa) at the bottom of the specimen allowed to remove air from the apparatus system and pore space. An isotropic load exceeding the pore pressure in the specimen was applied at the same time to avoid excessive deformation and to prevent leakage at the membrane interfaces. Deaired water with a chemistry close to the formation water at the Mont Terri URL (according to Pearson 2002) was used.

Saturation of the specimens was achieved by increasing the back pressure during several back pressure stages. Elevated back pressure reduces the volume of trapped gas bubbles and increases the amount of gas soluble in water (Lee and Black 1972, Lowe and Johnson 1960). To assure saturation, Skempton's pore pressure parameter B was determined before each back pressure increase. The B -value is the ratio between a change in pore pressure and a change in confining stress (Skempton 1954). Its value depends on porosity, effective confinement, and compressibility of the skeleton, fluid, solid material, and testing system (Bishop 1966, Wissa 1969, Bishop 1976). For many rocks and soils, B can be significantly smaller than 1 although the specimen is saturated (Skempton 1954, Wissa 1969). According to Wissa (1969), a specimen is saturated when the B -value stays constant or decreases slightly for two subsequent confining stress increments.

The saturation phase was followed by a consolidation phase where the specimens were consolidated to different effective confinements (i.e., 0.5, 0.75, 1.0, 2.0, and 4.0 MPa). After complete consolidation, the specimens were subjected to a standard triaxial stress path by increasing the axial load while the total confinement was kept constant. The axial load was applied either parallel (P-specimens) or normal (S-specimens) to bedding. Constant axial strain rates in the order of 10^{-6} s^{-1} for P-specimens and 10^{-7} s^{-1} for S-specimens were used under undrained conditions and 10^{-8} s^{-1} were applied under drained conditions (only P-specimens were tested here). Pore pressure changes were measured by an external transducer close to the specimen at the top of the triaxial apparatus (Barla et al. 2010).

Selected test results and discussion

Figure 1 shows the relationship between Skempton's pore pressure parameter B (obtained from saturated specimens) and the effective confinement (σ_3'). A decrease in B -value from values between 0.90 and 0.97 to values around 0.70 can be observed for an increase in effective confinement of about 1 MPa. No difference between P- and S-specimens can be observed. A decrease in B -value with increasing effective confinement has widely been observed for sandstone, limestone, marble and granite (e.g., Mesri et al. 1976, Green and Wang 1986, Hart and Wang 1999, Lockner and Stanchits 2002) and shales (Hart and Wang 1999, Mesri et al. 1976, Cook 1999). The B -values observed in this study are comparable to the ones reported for shales. The observed decrease in B -value with increasing effective confinement can be explained by the decrease in drained compressibility, which is related to the closure of micro-cracks upon an increase in effective confinement. Figure 2 shows an example of two stress paths obtained from a P- and a S-specimen loaded with a standard triaxial stress path under undrained conditions. The stress paths are represented in a p' - q diagram, where $p' = (\sigma_1' + \sigma_3')/2$ and $q = (\sigma_1' - \sigma_3')/2$. Also shown is the theoretical elastic effective stress path for an ideal isotropic material. A difference in the behavior of P- and S-specimens can be identified. At low differential stress, the stress path of the P-specimen lies on the right hand side of the theoretical stress path of an isotropic specimen, which indicates a lower pore pressure build-up compared to an isotropic specimen. For a S-specimen, the stress path lies on the left hand side of the theoretical stress path, i.e., more pore pressure is built-up. This observation is consistent with findings made by Bellwald (1990), Aristorenas (1992), and Islam and Skalle (2013). The difference in excess pore pressure and behavior can be related to the transverse isotropy of the clay shale (Aristorenas 1992, Bobet et al. 1999, Einstein 2000, Islam and Skalle 2013). S-specimens exhibit a higher compliance leading to a higher pore pressure build-up compared to an isotropic material. P-specimens are stiffer than an isotropic material and therefore less excess pore pressure is built-up.

The increase in pore pressure (and hence the effective stress path) at low shear stress is approximately linear (Figure 2). For shear stresses exceeding 0.5–1.0 MPa, there is a deviation in linearity, indicating the onset of dilation. The pore pressure at

peak strength (pp_p) divided by the initial pore pressure (pp_0) is shown in Figure 3. $pp_p/pp_0 = 1$ indicates that the pore pressure at peak equals the initial pore pressure. A higher value means that pore pressure at peak exceeded the initial pore pressure. The values pp_p/pp_0 significantly depend on the confinement. As the confinement increases,

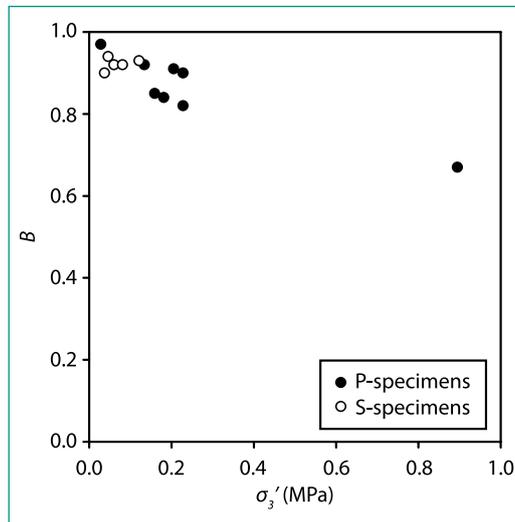


Figure 1: Dependency of B -value on the effective confinement (σ_3') measured on back-saturated specimens of Opalinus Clay (modified from Wild et al. 2015a)

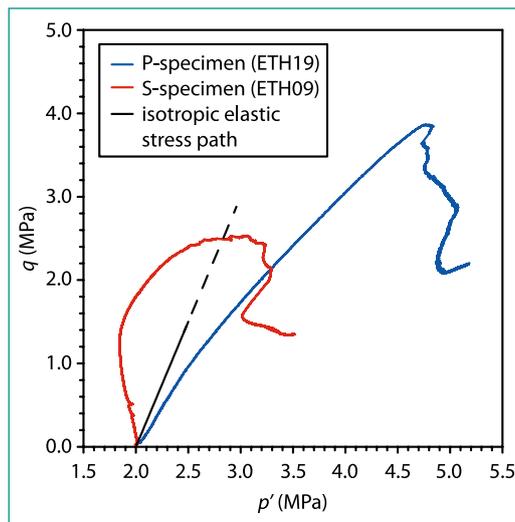


Figure 2: Effective stress paths for P- and a S-specimens using a standard triaxial stress path with 2.0 MPa initial effective confinement. The black line represents the theoretical elastic effective stress path for an isotropic specimen loaded under the same conditions.

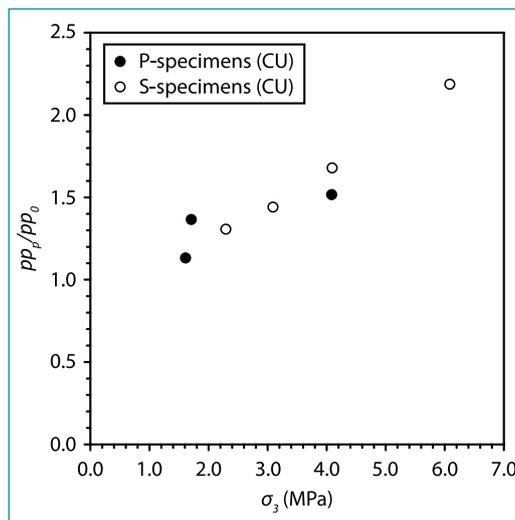


Figure 3: Pore pressure at peak (pp_p) normalized by the initial pore pressure (pp_0) in dependency on the applied confinement (modified from Wild et al. 2015a)

the ratio pp_p/pp_o increases. As pore pressure changes are associated with volumetric strain, pore pressure evolution during inelastic shearing is primarily related to dilatancy. Therefore, the increase in pp_p/pp_o indicates a successive suppression of dilatancy with increasing confinement, which leads to a higher excess pore pressure.

Environmental degradation of opalinus clay with cyclic variation in relative humidity

Started in summer 2014, the Master thesis of Patric Walter with the topic «Environmental degradation of Opalinus Clay with cyclic variations in relative humidity» has successfully been finished in 2015. Multiple specimens of the shaly facies of Opalinus Clay from the Mont Terri URL were exposed to dynamic and stepwise cyclic relative humidity variations in the laboratory. Strains were measured at the surface of selected specimens. Brazilian tensile strength tests parallel and perpendicular to the bedding were conducted after each cycle. The results show that the exposure to relative humidity cycles lead to cyclic swelling and shrinkage of the specimens. This process is accompanied by irreversible volumetric expansion. Compared to dynamic cyclic variations, stepwise cyclic variations with equilibration between the specimens and the humid environment exhibits significantly larger irreversible strains during one cycle. However, these irreversible strains are only observed in the direction normal to bedding. This indicates that internal damage caused by the variation of relative humidity is limited to the bedding planes, which is in agreement with Houben et al. (2013) and Wild et al. (2015b). A significant influence on the Brazilian tensile strength parallel to bedding could not have been identified for the dynamic variation in relative humidity. The Brazilian tensile strength normal to bedding shows a slight decrease. For the stepwise variation in relative humidity, a slight increase in Brazilian tensile strength parallel to bedding and a slight decrease in the one normal to bedding was observed after 4 cycles. This outcome suggests that environmental degradation is not expected to significantly influence the long-term crack evolution around excavation in Opalinus Clay for the relative humidity variations used in the study (which are comparable to the annual variation at the Mont Terri URL). The crack evolution around an excavation is probably dominated by other processes like consolidation and creep.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity.

International Cooperation

The Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI internationally cooperate with the Politecnico di Torino, Italy.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

In 2015, laboratory experiments have been largely finalized. For the remaining 6 tests, the test program was slightly modified in May/June. These tests will be conducted under undrained conditions using different stress paths. The goal is to evaluate the influence of the stress path on strength, pore pressure response and deformation. This new series of tests will be finished by end of the year 2015. In 2016, for the final phase of the HM-project, the analyses of the test results of the different laboratory tests will be concluded. The major findings from the HM-project will be published in several journal papers and compiled in a dissertation.

Publications

N. Kupferschied, K.M. Wild, F. Amann, C. Nussbaum, D. Jaeggi, N. Badertscher (2015): Time-dependent Fracture Formation around a Borehole in a Clay Shale. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 77, 105–114.

K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2015): Water Retention Characteristics and State-Dependent Mechanical and Petro-Physical Properties of a Clay Shale. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 48, 427–439.

K.M. Wild, F. Amann, C.D. Martin (2015): Some fundamental hydro-mechanical processes relevant for understanding the pore pressure response around excavations in low permeable clay rocks. Conference paper presented at the ISRM Shale Symposium, May 10–13, 2015, Montreal, Canada.

F. Amann, C.D. Martin, K.M. Wild (2015): The role of capillary suction and dilatancy on the interpreta-

tion of the confined strength of clay shales. Conference paper presented at the ISRM Shale Symposium, May 10–13, 2015, Montreal, Canada.

K.M. Wild, F. Amann, C.D. Martin, J. Wassermann, C. David, M. Barla (2015): Dilatancy of clay shales and its impact on pore pressure evolution and effective stress for different triaxial stress paths. Conference paper presented at the 49th US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium (ARMA) 2015, June 28–July 1, San Francisco, USA.

References

G. V. Aristorenas (1992): Time-dependent behavior of tunnels excavated in shale. Ph.D. Thesis, Massachusetts Institute of Technology.

G. Barla, M. Barla, D. Debernardi (2010): New Triaxial Apparatus for Rocks. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 43, 225–230.

P. Bellwald (1990): A contribution to the design of tunnels in argillaceous rock. Ph.D. Thesis, Massachusetts Institute of Technology.

A. W. Bishop (1966): Soils and Soft Rock as Engineering Materials. Inaugural Lecture. Imperial College of Science and Technology, 6, 189–213.

A. W. Bishop (1976): The influence of system compressibility on the observed pore-pressure response to an undrained change in stress in saturated rock. *Géotechnique*, 26(2), 371–375.

A. Bobet, G. V. Aristorenas, H. H. Einstein (1999): Feasibility Analysis for a Radioactive Waste Repository Tunnel. *Tunnelling and Underground Space Tech.*, 13:4, 409–426.

J. Cook (1999): The Effects of Pore Pressure on the Mechanical and Physical Properties of Shales. *Oil and Gas Science and Technology, Rev. IFP* 54:6, 695–701.

H. H. Einstein (2000): Tunnels in Opalinus Clayshale – Case histories and new developments. In *Proceedings of the 37th U.S. Symposium on Rock Mechanics*, 7–9 June 1999, Vail, Colorado, eds. B. Amadei et al., 49–54. Rotterdam: Balkema.

D. H. Green, H. F. Wang (1986): Fluid pressure response to undrained compression in saturated sedimentary rock. *Geophysics* 51:4, 948–956.

D. J. Hart, H. F. Wang (1999): Pore pressure and confining stress dependence of poroelastic linear compressibilities and Skempton's *B* for Berea sandstone. In *Proceedings of the 37th U.S. Symposium on Rock Mechanics*, 7–9 June 1999, Vail, Colorado, eds. B. Amadei et al., 365–371. Rotterdam: Balkema.

M. E. Houben, G. Desbois, J. L. Urai (2013): Pore morphology and distribution in the Shaly facies of Opalinus Clay (Mont Terri, Switzerland): Insights from representative 2D BIB-SEM investigations on mm to nm scale. *Applied Clay Science*, 71, 82–97.

M. A. Islam, P. Skalle (2013): An Experimental Investigation of Shale Mechanical Properties Through Drained and Undrained Test Mechanisms. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 46, 1391–1413.

K. L. Lee, D. K. Black (1972): Time to dissolve air bubble in drain line. *Journal of the Soil Mechanics and foundation division*, 98(2), 181–194

Lockner and Stanchits (2002): Undrained poroelastic response of sandstones to deviatoric stress change. *Journal of Geophysical Research*, 107–112.

J. Lowe, T. C. Johnson (1960): Use of back pressure to increase degree of saturation of triaxial test specimens. In: *ASCE research conference on shear strength of cohesive soils*, 819–836.

G. Mesri, K. Adachi, C. R. Ullrich (1976): Pore-pressure response in rock to undrained change in all-round stress. *Géotechnique*, 26(2), 317–330.

F. J. Pearson (2002): PC Experiment: Recipe for Artificial Pore Water. Unpublished Mont Terri Technical Note 2002–17.

A. W. Skempton (1954): The pore-pressure coefficients *A* and *B*. *Géotechnique*, 4, 143–147.

K. M. Wild, F. Amann, C. D. Martin, J. Wassermann, C. David, M. Barla (2015a): Dilatancy of clay shales and its impact on pore pressure evolution and effective stress for different triaxial stress paths. Conference paper presented at the 49th US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium (ARMA) 2015, June 28–July 1, San Francisco, USA.

K. M. Wild, L. P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2015b): Water Retention Characteristics and State-Dependent Mechanical and Petro-Physical Properties of a Clay Shale. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 48, 427–439.

A. E. Z. Wissa (1969): Pore pressure measurement in saturated stiff soils. *Journal of the Soil Mechanics and Foundations Division*, 95(4), 1063–1074.

FS experiment: in-situ clay faults slip hydromechanical characterisation

Author und Co-author(s)	Dr. Christophe Nussbaum ¹⁾ & Prof. Yves Guglielmi ²⁾
Institution	1) swisstopo, 2) CEREGE, University Aix-Marseille (France), Berkeley at LBNL (USA) from January 1 st , 2016
Address	swisstopo, Seftigenstrasse 264, 3084 Wabern
Telephone, E-mail, Internet address	+41 79 3072235, christophe.nussbaum@swisstopo.ch
Duration of the Project	5 years (2013–2018)

ABSTRACT

Little is known about the rock mechanical characteristics of pre-existing tectonic faults and their influence on rock mass properties and behavior in clay rocks. Underground research laboratories provide exceptional conditions to observe unaltered fault zones in claystones and to perform relatively well constrained experiments. They allowed exploring past movements of faults and paleofluids in three dimensions in unaltered conditions. This is particularly important for faults in clay formations which typically cannot be observed at the Earth's surface because of the strong weathering. Here we show how an experiment conducted in the Mont Terri underground rock laboratory may help on understanding (i) the conditions for slip activation and stability of pre-existing faults in low permeability clay formations, (ii) the evolution of the coupling between fault slip, pore pressure and fluids migration. Results obtained by the FS experiment are crucial in defining mechanisms of natural and induced earthquakes, their precursors and risk assessment but also the loss of integrity of natural low permeability barriers.

The conditions for slip activation on clay faults are poorly understood, the clay content being suspected to constrain the frictional properties and the type of seismicity that can be triggered. Furthermore, micrometer-to-millimeter scale reactivations may lead to large increase in permeability with factor of 10 or more without generating significant seismicity. This appears to be mainly related to complex multi-scale geological processes linked to fault history such as differential hardening, partial sealing, pressure solution and gouge development within the fault zones than to the regional state of stresses. These unique results are of great importance in evaluating fault seal integrity in oil and gas exploration, production or CO₂ storage, and underground excavations in close vicinity to fault zones.

In total five injection tests were conducted beneath, within and above the Main Fault during the two measurement campaigns of June and October/November 2015. The in-situ experiments have provided a huge and valuable dataset. The acquisition of field data is now fully completed. The data processing will last at least the two next years (2016, 2017).

Project goals

The FS experiment aims at understanding (i) the conditions for slip activation and stability of clay faults, (ii) the evolution of the coupling between fault slip, pore pressure and fluids migration. Results obtained by the experiment are crucial in defining mechanisms of natural and induced earthquakes, their precursors and risk assessment but also the loss of integrity of natural low permeability barriers. This experiment is conducted in the Mont Terri rock laboratory across the Main Fault. The key idea of the FS experiment is to conduct localized pressurizations in a borehole drilled through the Mont Terri Main Fault zone. Water is injected between inflatable packers at increasing flow rates in order to progressively decrease the effective stress until fault destabilization occurs. Experiment goes on while monitoring injection flow rate, pore pressure, fault slip and normal displacement evolution from the stable to the unstable fault states. Monitoring is performed at 500 Hz frequency with a new device called the SIMFIP probe (Guglielmi et al., 2013a and b). We intend to produce 0.1-to-10 $\mu\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$ slip velocities and a final cumulated slip of a few millimeters.

The in-situ experiment was completed in November 2015. The data processing and interpretation of results will last the next 3 years. The objectives is to derive the elastic properties, the stress state, the permeability and the induced seismicity within and outside the Main Fault.

Work carried out and results obtained

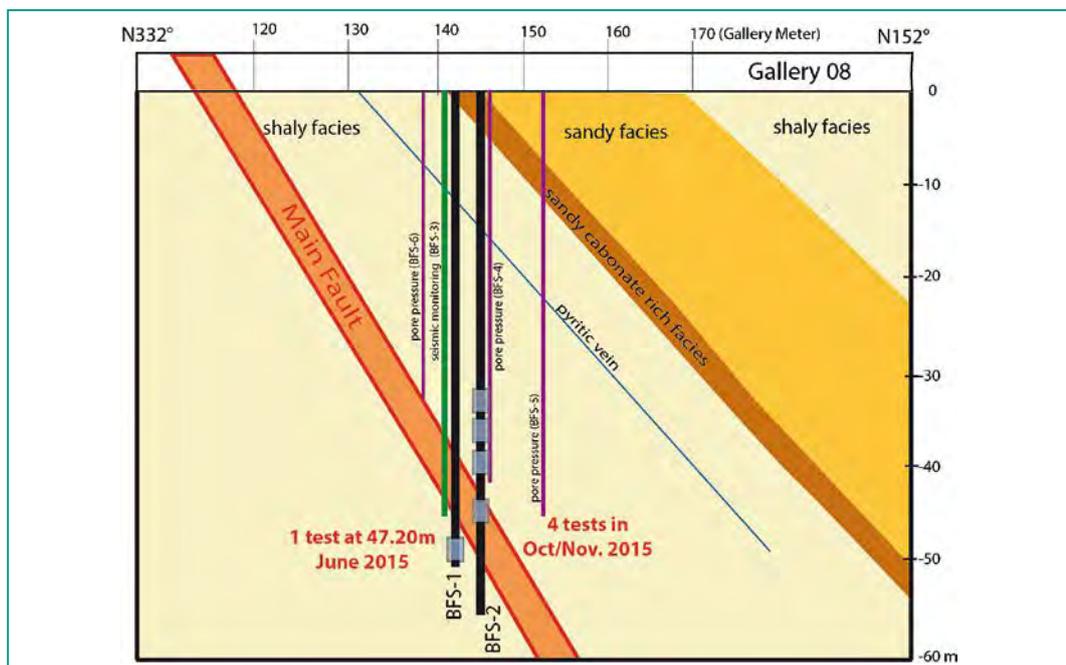
1.1 Geological setting and experiment layout

The FS experiment has been conducted in the Mont Terri rock laboratory. In total 6 vertical boreholes (BFS-1 to BFS-6) have been drilled from the gallery floor of the Gallery 08. The objective was to intersect the Main Fault at a depth of minimum 40 m from the gallery floor in order to be clearly outside the influence of the excavation damage zone. The Main Fault plunges with a mean dip of 59° to the southeast. In the Gallery 08, the Main Fault presents a thickness varying between 3.5 and 6.5 m. This thrust zone developed during the Late Miocene folding of the Mont Terri anticline and was passively tilted from its initial ramp position of about 20° to nearly 60° as a result of complex stacking in its footwall. The fault architecture has been described at various scales (from outcrop to micrometric scale) by Nussbaum et al. (2011) and Laurich et al. (2014).

Two injection boreholes (BFS-1, BFS-2) were drilled to host the SIMFIP probe (see section 1.2 m for details about the probe) used for the injection. The borehole BFS-1 was used for the injection in June 2015, whereas the borehole BFS-2 served for the subsequent injections in October/November 2015. In addition, a borehole was dedicated for the passive seismic monitoring with two accelerometers

Figure 1:

Concept of the FS experiment (vertical section). A series of five injections (grey rectangles) has been conducted within and outside the Main Fault using a SIMFIP probe. The first injection in June 2015 was performed in the BFS-1 borehole below the Main Fault. In October/November 2015, four injections were performed in the BFS-2 borehole within and above the Main Fault while a second SIMFIP probe was installed in the BFS-1 borehole as monitoring.



and two geophones (borehole BFS-3). Three mini-piezometers were installed by the German Partner GRS in BFS-4, BFS-5 and BFS-6 boreholes. The aim consists in capturing the pore pressure change close to the reactivated fault during the injection. Figure 1 illustrates the experimental layout with all boreholes and their positions in respect to the Main Fault. The five testing intervals are also shown in Figure 1 (grey rectangles).

1.2 SIMFIP probe and testing method

The apparatus used for the step-pressure tests is composed of surface equipment to conduct the test and acquire the data, and a probe [Guglielmi et al., 2013 and Figure 2]. All the downhole equipment uses fiber-optic sensors with reflection of light at specific wavelengths from fiber Bragg gratings manufactured by HBM (<http://www.hbm.com>) mounted between inflatable packers (red lines in Figure 2a). Thus, no downhole electrical supply is required. Sealing of the borehole test interval is accomplished by two inflatable rubber packers, spaced 2.4 m apart (straddle packer system).

To capture the three-dimensional deformation of the fault intersecting the borehole, an extensometer is centered along the axis connecting the two packers in the injection chamber (Figures 2a–b). Two fixed steel rings are coupled to the borehole wall by hydraulically placed keys, which are run in on contact areas. Six small-diameter and deformable steel tubes connect the two rings with varying oblique orientations – making a cylindrical cage linking the upper and lower rings. This assembly forms the three-dimensional deformation measuring system – extension and torsion between the rings being uniquely resolvable by the extension of the six linking tubes. The rings are anchored to the borehole wall on each side of the fracture and are free to record the deformation of the borehole on either side of the fracture. The cage is 0.5 m long and 0.1 m diameter (Figure 2b). Tube deformations are captured with 10 fiber optic Bragg gratings that are attached to each tube and distributed along one single continuous fiber that brings the sensor signals to the surface-mounted data acquisition system which is a MicronOptics dynamic optical interrogator (<http://www.micronoptics.com>). An inversion algorithm is used to calculate the relative three-dimensional displacements of the ring units from the tube deformations that are

continuously monitored during the test. After laboratory calibrations of the probe response to pressure, stress/strain and temperature, the displacement range is 0.7 and 3.5 mm in the axial and radial directions of the borehole, respectively, and the accuracy is 10^{-6} m. Attached to the straddle packer system is a magnetic orienting tool used to provide positioning of fault movements with a 0.1° accuracy.

Fluid pressure sensors independently monitor pressure variations in the test interval as well as above and below the straddle packer—as a guard against leakage from the zone (Figure 2a). The straddle packer system is made of two 0.102 m-diameter and 1.3 m-long BIMBAR dilatable hoses connected with a 0.04 m-diameter central pipe. It is manufactured by Petrometalic company (<http://en.petrometalic.com/>). The BIMBAR sleeves are made of layers of steel cable imbedded into natural rubber, and the hoses were inflated with water to a pressure of 4 MPa during the test. The pressure sensors measure to 50 MPa allowing for high pressure Step Rate Testing (SRT), and their 0.001 MPa accuracy can capture small pressure variations related to fracture movement. Temperature sensors are installed both within the interval and outside it to monitor the evolution of temperature during experiments with an accuracy of 0.1°C .

A downhole valve controls injection at the entrance to the test interval and is operated from the surface

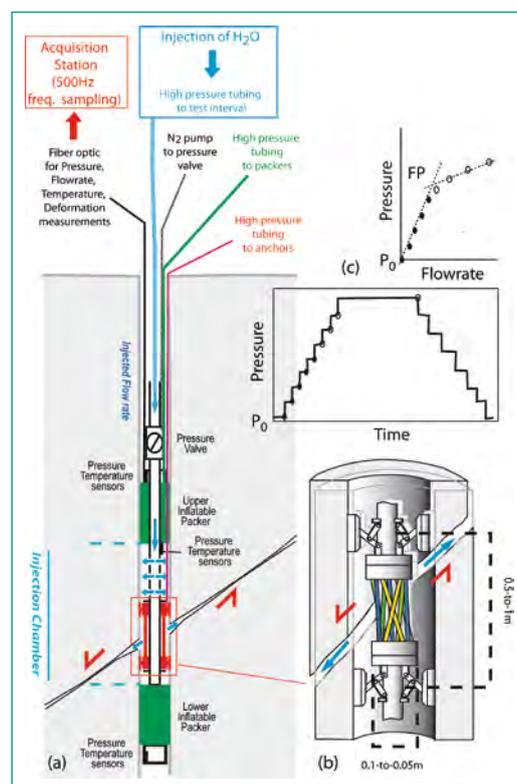


Figure 2: (a) SIMFIP test equipment setup; (b) Schematic view of the three-dimensional deformation unit. Tubes are differently colored to show that they display different deformations when there is a relative movement of the rings anchored to the borehole wall across the activated fracture; (c) Typical Step-Rate Test protocol.

using gas (N₂) pressure conveyed downhole through a flexible hose (Figure 2a). First, packer inflation is hydraulically activated from the surface using water conveyed in flexible hoses. Second, the three-dimensional deformation cage is attached to the borehole wall by oil-pressure actuators supplied from the surface (Figure 2a).

During step rate tests, the water is injected at a low pressure for a fixed duration. The injection pressure is incremented and held constant, typically for the same duration. This is repeated while monitoring the deformations across the fault with the 3D deformation cage and sensors (Figure 2c). During the incremented pressure experiments each step lasted ~60 seconds. After reaching the fault opening pressure (FP), signaled by a large increase in flowrate at constant pressure, (FP in Figure 2c), a 200 second-long constant pressure injection was conducted at a pressure above the fault opening pressure. This was then followed by successive step-down (decremented pressures) experiments until the pressure returned to its initial value. In the test protocol, pressure is imposed by the surface-mounted pump while flowrate, injection chamber pressure and displacement variations are monitored.

1.3 Tested intervals and protocol

In total five injection tests were conducted beneath, within and above the Main Fault during the two measurement campaigns of June and October/November 2015 (Table 1). While injecting

water in a straddle packer system with the SIMFIP probe in borehole BFS-2, same device was set to monitor pressure and borehole displacements in borehole BFS-1 (during tests conducted on the 26, 27 and 29 October 2015). During all tests, pore pressure was monitored at three locations around the Main Fault (boreholes BFS-4, 5 and 6) and induced seismicity was monitored at borehole BFS-3 at two depths 43.9 m (Main Fault footwall) and 35.9 m (Main Fault hanging wall damage zone).

In all tested intervals, the same testing protocol has been conducted (Figure 3). The procedure can be summarized in 14 steps:

- 1 - Packer inflation to contact with borehole wall (at borehole wall packer pressure is about 6-to-10 bars)
- 2 - Anchoring of the displacement sensor to the borehole wall
- 3 - Packer pressure increase step-by-step to the operating pressure (about 35 to 50 bars) while monitoring the induced displacement with the displacement sensor. This phase allows estimating the effects of packers on the injection chamber deformation. The displacement monitoring coupled to the packer pressure monitoring will allow estimating the elastic properties of the chamber wall.
- 4 - Saturation of the chamber with water (saturation pressure is at about 6 bars).
- 5 - Pressure increase step-by-step with a manual pump to reach the formation fracturing pressure. At each step, the volume of water com-

Table 1:
SIMFIP Tests conducted during the FS experiment

Date of the test	Depth of the tested interval	Interval Geology
04-June-2015	45.84 m- to-48.32 m Injection in borehole BFS1 No borehole BFS2	Main Fault footwall (Intact rock with a few bedding «planes» and 4 fault planes)
26-Oct.-2015	43.3 m-to-45.78 m Injection in borehole BFS2 (Monitoring in borehole BFS1 with a second SIMFIP probe interval at 36.31 m-to-38.8 m)	«Top» Main Fault (Intensely fractured/faulted fault core with gouge and scaly clay)
27-Oct.-2015	39.25 m-to-41.73 m Injection in borehole BFS2 (Monitoring in borehole BFS1 with a second SIMFIP probe interval at 36.31 m-to-38.8 m)	Main Fault hanging wall damage zone (Mainly to 30-to-40° dipping fault planes «satellite» of the Main Fault plane)
29-Oct.-2015	35.85 m-to-38.33 m Injection in borehole BFS2 (Monitoring in borehole BFS1 with a second SIMFIP probe interval at 36.31 m-to-38.8 m)	Secondary fault zone in the Main Fault hanging wall (fault zone is dipping sub-parallel to Main Fault and about 0.4 m thick)
05-Nov.-2015	33.65 m-to-36.13 m Injection in borehole BFS1 No monitoring in BFS2	Across the Main Fault upper boundary (leakage of the interval caused by probe damage!)

pressed in the chamber is weighted. The maximum volume compressed during this test is about 10 Litres, and almost no water is injected in the formation while fracturing pressures are identified and associated chamber wall displacements are monitored. This phase allows an accurate estimation of the fracturing pressure, and the coupled analysis of pressure and displacements allows a determination of the stress tensor orientation and magnitude. This step can be considered as a Leak-Off Test (LOT).

- 6 - Re-opening of the injection chamber, and waiting for chamber pressure to stabilize at the saturation pressure of 6 bars.
- 7 - Pulse test to estimate formation hydraulic properties close to the well
- 8 - Pressure increase step-by-step in the chamber with an engine pump up to the fracturing pressure previously estimated from the manual pump LOT. Injection flowrate variation as a function of pressure is monitored. Flowrate + pressure + displacement coupled analyses give information on the hydro-mechanical effects during fault activation. This test radius of influence is also much larger than the manual pump test which allows to explore larger volumes of the fault zone, and eventual connections to the other monitoring devices. It can be described as a pressure step-rate-test (STR), or as a hydro-shear test.
- 9 - Decrease of the pressure step-by-step
- 10 - Pulse test to estimate formation hydraulic properties close to the well

- 11 - Opening of the chamber and waiting for pressure to equilibrate to initial 6 bar value.
- 12 - De-anchoring of the displacement sensor
- 13 - De-flating the packers.
- 14 - End of the test.

1.4 Preliminary results

In the Main Fault footwall, the test conducted in June 2015 in borehole BFS-1 at 45.84 m-to-48.32 m below the Mont Terri laboratory gallery floor shows displacements along existing fault plane in good accordance with the admitted state of stresses from Martin and Lanyon (2003). It also shows a high flowrate increase above the activated fault opening pressure (which corresponds to a hydraulic transmissivity of $1.8 \cdot 10^{-5} \text{ m}^2/\text{s}$).

In the Main Fault core (test at 43.3 m-to-45.78 m), the interval pressurization lasted 2 hours at a maximum pressure of 4.8 MPa. Many small ruptures were captured by the SIMFIP probe in the injection hole BFS-2 at 2.5, 3.6 and 4.2 MPa associated to large mm/m scale deformations for a small injected water volume (less than 10 Litres). No significant permeability increase was observed in this zone of the Main Fault.

In the two intervals located above the Main Fault (in the Main Fault damage zone and across a secondary fault zone), pressurization lasted between 4 and 6 hours at maximum pressures of 5.9 to 6 MPa. Much larger ruptures were measured at the

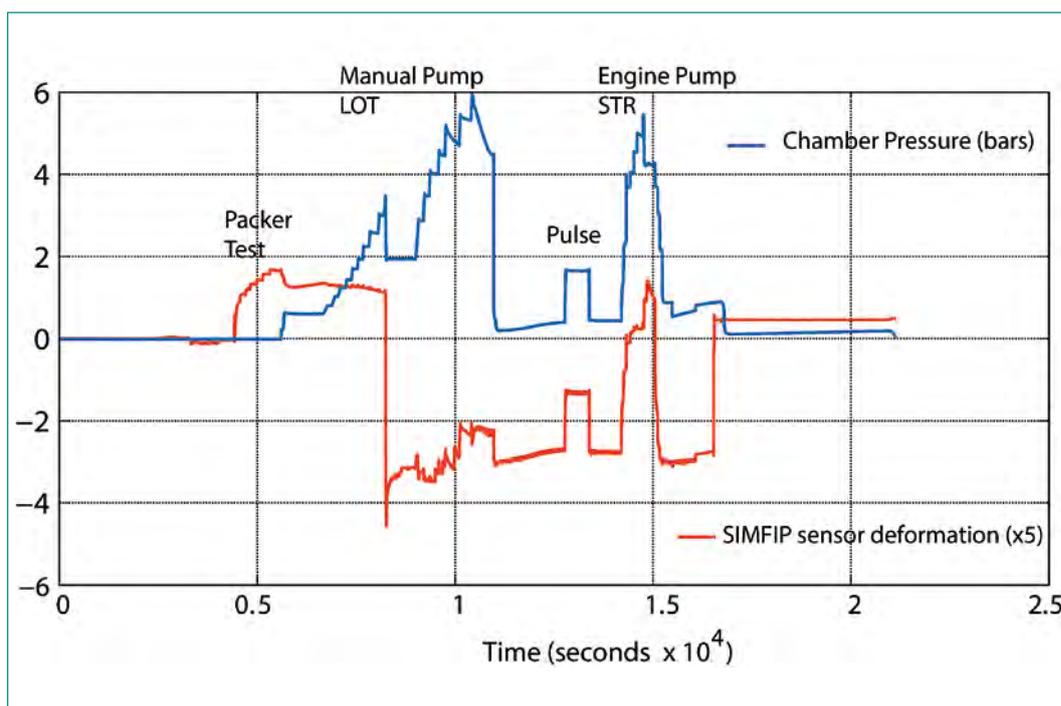


Figure 3: Example of the protocol conducted in the test at 39.25m-to-41.73m in BFS-2 borehole. The same protocol has been conducted at all tests. Deformation which is shown in the figure corresponds to one of the tube deformation of the deforming cage of the SIMFIP probe sensor (Figure 2). The inverse analysis of these deformations allows to reconstruct the relative displacement of the upper anchor towards the lower anchor.

injection hole, and also at the monitoring SIMFIP probe located in the Main Fault 3 m away from the injection in borehole BFS-1. This latter probe clearly captured the Main Fault reactivation induced by the repeated injections through complex millimetric-scale shear zones, and 1.5 to 2 MPa pore pressure variations. In those two tests, injection flow-rate suddenly increased to 33 to 45 L/min above 5.5 to 5.8 MPa. A total volume of 714 litres was injected (Pearson water). Pore pressure response was monitored at the three GRS mini-piezometers (BFS-4 to 6) located within a radius of 3 to 4 m around the injection hole. These tests show that an area (or a volume) of the Main Fault of a minimum 3 m radius has been reactivated. They also show that fluid circulation from outside the Main Fault core can induce slip in the Main Fault core.

The last injection conducted at 35m depth in borehole BFS-1 was dedicated to the calibration of the probe, and to the characterization of the elastic properties of the Opalinus Clay close to the Main Fault.

National Cooperation

Under the lead of Dr. F. Amann, the ETHZ installed a microseismic network composed of 32 channel acoustic emission acquisition system (GMuG system) and 12 piezo-sensors in 20–30 cm deep 45 mm diameter boreholes. They performed also the installation of 12 sensors in the surrounding niches close to the FS experiment. The project aims to capture micro-seismic acoustic events that are associated with high pressure fluid injection in the Main Fault. This device will allow to localise events at a high spatial resolution.

Dr. A. Rinaldi from the Swiss Seismological Service (SED) will support the modelling work mainly realised at Berkeley (LBNL) by the team of J. Birkholzer.

The FS experiment will also benefit from a PhD thesis at the University of Neuchâtel (CHYN) under the supervision of Prof. B. Valley (CHYN) together with Prof. Y. Guglielmi (University of Aix-Marseille and LBNL) and Dr. Christophe Nussbaum (swisstopo). This PhD study will mainly focus on the stress analysis outside and within the Main Fault. This national cooperation is provided as in-kind contributions by ETHZ, SED and CHYN.

International Cooperation

The FS experiment is funded by four partners of the Mont Terri consortium. There are: DOE (through LBNL), ENSI, JAEA and swisstopo. Thus, two international partners are involved in the experiment: DOE and the Japanese Atomic Energy Agency (JAEA). In-kind works will be also provided by different French contractors as TOTAL, CEREGE (University of Aix-Marseille) and Geoazur Nice for specific topics as the permeability evolution in the stimulated fault zones and the induced seismicity.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

Recent data show that slow slip on faults may be a dominant deformation mechanism of claystones during hydraulic stimulation (Zoback et al., 2012). We argue that faults in clay rocks that are critically stressed, i.e. close to the rupture limit can be reactivated due to moderate stress variations comparable to stress variations associated with shallow underground excavations. The conditions for slip activation on clay faults are poorly understood, the clay content being suspected to constrain the frictional properties and the type of seismicity that can be triggered. Furthermore, micrometer-to-millimeter scale reactivations may lead to large increase in permeability with factor of 10 or more without generating significant seismicity. This appears to be mainly related to complex multi-scale geological processes linked to fault history such as differential hardening, partial sealing, pressure solution and gouge development within the fault zones than to the regional state of stresses. These unique results are of great importance in evaluating fault seal integrity in oil and gas exploration, production or CO₂ storage, and underground excavations in close vicinity to fault zones.

The in-situ experiments conducted in 2015 have provided a huge and valuable dataset. The acquisition of field data is now fully completed. The data will be mainly processed and interpreted by Prof. Y. Guglielmi and C. Nussbaum (swisstopo). The data processing will last at least the two next years (2016, 2017). A PhD thesis at the University of Neuchâtel (CHYN) under the supervision of Prof. B. Valley (CHYN) will start on April 1st, 2016. Funded by TOTAL, a master thesis at the University of Aix-Marseille (CEREGE) will also start in February 2016. A series of publications in international journals is expected within the next 3 years.

Publications

Guglielmi, Y., Henry, P., Nussbaum, C., Dick, P., Gout, C. & Amann, F. (2015): Underground Research Laboratories for conducting fault activation experiments in shales. – ARMA, 49th US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium, San Francisco 2015, USA, 10.

NUSSBAUM, C., GUGLIELMI, Y. & VALLEY, B. (2015): In-situ clay faults slip hydro-mechanical characterization (FS experiment), Mont Terri underground rock laboratory. 13th Swiss Geoscience Meeting, Basel, 21 November 2015.

References

Guglielmi, Y., F. Cappa, H. Lançon, J. B. Janowczyk, J. Rutqvist, C. F. Tsang, and J. S. Y. Wang. (2013): ISRM Suggested Method for Step-Rate Injection Method for Fracture In-Situ Properties (SIMFIP): Using a 3-Components Borehole Deformation Sensor. Rock Mech. Rock Eng., DOI 10.1007/s00603-013-0517-1.

Laurich, B., Urai, J. L., Desbois, G., Vollmer, C. & Nussbaum, C. (2014): Microstructural evolution of an incipient fault zone in Opalinus Clay: Insights from an optical and electron microscopic study of ion-beam polished samples from the Main Fault in the Mt-Terri Underground Research Laboratory. – Journal of Structural Geology 67, 107–128.

Martin C.D. and G.W. Lanyon. (2003). Measurement of in-situ stress in weak rocks at Mont Terri Rock Lab. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 40 (7–8): 1077-1088.

Nussbaum, C., Bossart P., Amann, F. & Aubourg, C. (2011): Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). – Swiss Journal of Geosciences 104, 187–210.

Zoback m., Kohli A., Das I. and McClure m. (2012). The importance of Slow Slip on Faults During Hydraulic Fracturing Stimulation of Shale Gas Reservoirs. Society of Petroleum Engineer, SPE155476, The Americas Unconventional Resources Conference, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 5–7 June 2012.

DECOVALEX 2015

Project: THM behaviour of bentonite and sand-bentonite materials: Numerical simulation of two laboratory column experiments

Author und Co-author(s)	Dr. Ballarini E., Prof. Dr. Bauer S.
Institution	Institute for Geoscience University of Kiel
Address	Ludewig-Meyn-Str. 10, 24118 Kiel, Germany
Telephone, E-mail, Internet address	ballarin@gpi.uni-kiel.de/ sebastian.bauer@gpi.uni-kiel.de
Duration of the Project	November 2013 – December 2015

ABSTRACT

The present report summarizes the work carried out by the University of Kiel on a part of the Task B1 for the DECOVALEX 2015 project, which compares and benchmarks numerical models and complex coupled simulations of radioactive waste disposal related processes. Aim of Task B1 is to understand the Thermo-Hydro-Mechanical (THM) processes taking place in a disposal system of high level radioactive waste (HLRW) in the early post closure period, through the analysis of well controlled in situ and laboratory experiments. The performance of deep geological repositories of HLRW is influenced by the utilized buffer materials. In general, bentonite and sand bentonite mixtures are planned to seal the area around the canister, because of their thermal-hydro-mechanical properties. This sealing layer around the canisters experiences an initial drying due to the heat produced by HLRW and a successive re-saturation with fluid from the host rock. These complex thermal, hydraulic and mechanical processes were investigated in two laboratory column experiments using firstly MX-80 clay pellets and secondly a mixture of 35% bentonite and 65% sand.

These experiments are part of PEBS project and were performed in the CIEMAT laboratories in Madrid.

In this study, we aim to 1) identify and understand the most relevant processes taking place in the buffer materials; 2) identify and quantify the key physical parameters that determine the material behavior under heating and hydrating conditions. Therefore, a fully coupled and process-oriented 2D numerical model was applied to validate the experiments, simulate the heat transport, multiphase flow and mechanical effects from swelling and thermal expansion. As both experiments were performed with a similar experimental set-up, the thermal parameters of the insulations and the heater device were kept unchanged in the two models, while the parameters of the buffer material were fitted during model calibration. A good fit between the model results and the data was achieved for temperature, relative humidity, water intake and swelling pressure. The key variables identified by the model are the permeability and relative permeability, the water retention curve and the thermal conductivity of the buffer materials.

Project goals

An important part of the performance and safety assessment of disposal systems for radioactive waste and spent nuclear fuel in deep geological formations is to evaluate the impact on repository performance of the coupled effects of mechanical deformation, fluid and gas flow through the repository as well as thermal loading from the decaying waste. In this context, the DECOVALEX project (DEvelopment of COupled models and their VALidation against Experiments; <http://www.decovalex.org>) is an international research and model comparison collaboration, initiated in 1992, for advancing the understanding and modeling of coupled thermo-hydro-mechanical (THM) and thermo-hydro-mechanical-chemical (THMC) processes in geological systems. The project has been conducted by research teams supported through a large number of radioactive-waste-management organizations and regulatory authorities working on selected modeling test cases, followed by comparative assessment of model results. Currently, modeling teams from ten international partner organizations participate in the comparative evaluation of five modeling tasks involving complex field and/or laboratory experiments.

The work carried out by the University of Kiel in support of ENSI focuses on the numerical simulation of two laboratory column experiments performed within Task B1 of the DECOVALEX 2015 project and the PEBS FP7 EU project (www.pebs-eu.de). The final objective of Task B1 is the numerical simulation of the HE-E in situ heating experiment performed in a tunnel in the Mont Terry laboratory to improve the understanding of the thermal evolution of the near field around a high level waste (HLW) canister during the early phase after emplacement [1] [2] [3]. The experiment consists of two tunnel sections with heaters, which represent the waste canisters. One section is filled using pure MX80 bentonite pellets while the other section is filled using a 35% MX-80 bentonite and 65% quartz sand mixture. This report describes the numerical simulation of two well controlled laboratory THM column experiments designed to test the backfill materials and mimic the expected field conditions of heating and hydration expected to take place in the tunnel experiment HE-E.

In the HE-E experiment, after the emplacement of the canister, the buffer material is heated while in the later stages the circulation of water coming from the Opalinus clay host rock will saturate the

buffer. Therefore, also in the laboratory experiments, these processes are reproduced and the experiments are divided into 1) a heating phase and 2) a heating and hydration phase. A heater positioned at the bottom of the columns applied heat. The heating phase is characterized by a step-wise increase of the temperature at the heater plate from 100 °C to 140 °C, which is the expected maximum temperature reached in the area surrounding the canister [4]. The resaturation with water is reproduced using a hydration line positioned at the top of the cells, which allows the injection of water having composition similar to the pore water in the Opalinus Clay formation.

Our work aimed: 1) to identify the most relevant processes in the buffer materials and 2) to quantify the key physical parameters determining the material behavior under heating and hydrating conditions. These aims were pursued by developing a fully coupled 2D numerical model of the experiments, simulation of heat transport, multiphase flow and mechanical effects from swelling and thermal expansion and by subsequent parameter identification. The modelling results contribute to provide reliable quantitative parameters for the two buffer materials, which can then be applied for the in-situ field-scale HE-E experiment.

Work carried out and results obtained

The experimental set-up is described in detail in [4] and [5], here only a short summary is provided to better understand the modelling work. The materials tested in the column experiments, and parameterized using numerical simulations in this study, are the same as those used as buffer in the two sections of the HE-E field experiment [4] [5]. The bentonite filling one column was in the form of granulate (pellets), while the sand-bentonite mixture is constituted of 65% quartz sand (diameter ranging from 0.5 to 1.8 mm) and 35% Na-bentonite GELCLAY WH2 [4]. The internal diameter of the column is around 7 cm and its height 50 cm. In both columns, the heating system consists of two steel plates (316L stainless steel) inserted at the bottom of the cell with a resistance sandwiched between the plates (Fig. 1b and c). The lower plate is insulated, while the upper one is treated with a conductive paste to better transmit the heat to the filling material. The

power provided to the resistance is adjusted to match the desired temperature on the upper heater plate. The top of the filling material is closed by a porous stone and by a plug, which is connected to a cooling system (Fig. 1a) that maintains the temperature on the upper part at the laboratory temperature, while during the hydration phase it allows the infiltration of a sodium-rich solution at laboratory temperature. The column of Exp-B is equipped with a load cell between the hydration piece and the upper plate with the aim of measuring the swelling pressure during the test.

The cells are instrumented with temperature, relative humidity, water intake and (only for B-Exp) axial load cell. Temperature (T) and relative humidity (RH) were measured at Sensor1, Sensor2 and Sensor3 (placed inside the filling material at 10, 22 and 40 cm from the heater plate as shown in Fig. 1a, b and c), while temperature was additionally monitored inside the insulation (Teflon) and on the top of the heater plate (Fig. 1a–c). The heater power supplied was measured during the experiments and adjusted to maintain the desired heater temperature. Water intake was measured through the weight loss of the water deposits (Fig. 1a). For Exp-B, where high swelling of the material was expected, the axial pressure generated during the hydration phase was recorded at the load cell at the top of the column (Fig. 1b).

Once RH and T were stable (stabilization phase of the experiment where no power was supplied to the heater), the heating phase of the experiments started and these parameters were constantly monitored until the end of the experiments. Initially, the power supplied to the heater allowed reaching a temperature of 100°C at the top of the heater plate in both cells (until 3524 h in Exp-B and 2498 h in Exp-SB). Successively, the power supplied was increased in order to reach a temperature of 140°C maintained until the end of the experiments.

Model set-up

The main thermal-hydraulic processes expected to occur in the Exp-B and Exp-SB during the test are: a) heating of the buffer material, lateral heat transport through the insulation material and hydration of the buffer material by water infiltration from the top of the column during the hydration phase. Only for Exp-B mechanical effects due to the swelling pressure are considered. A complete formulation of the balance equations, constitutive models

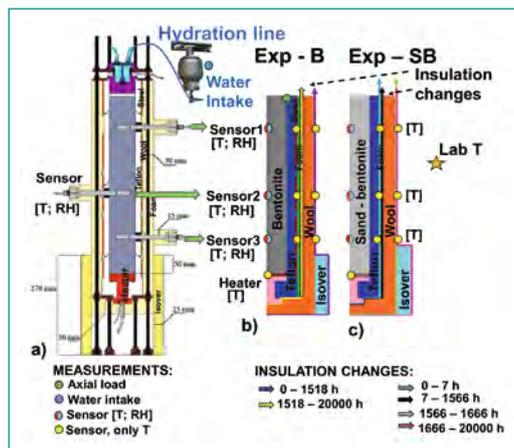


Figure 1: (a) Full experimental set-up for Exp-B (modified from [4]); (b) simplification of the Exp-B showing the different materials, the points of measurement and the changes in the insulation; (c) simplification of the Exp-SB showing the different materials, the points of measurement and the changes in the insulation.

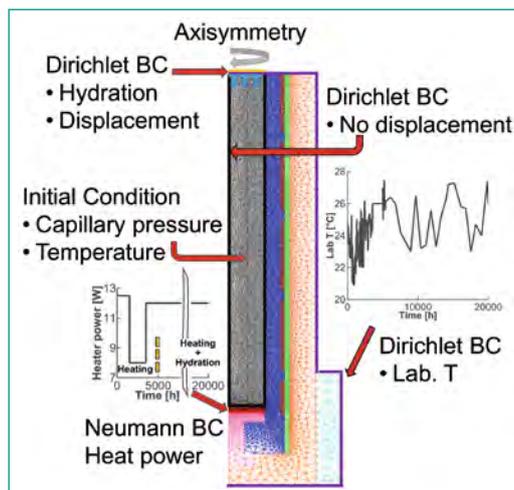


Figure 2: Model set-up for Exp-B, including the boundary conditions of laboratory temperature and the heater power supplied.

and equilibrium restrictions used can be found in [9]. To analyze the coupled THM processes, a porous medium approach with the three phases solid, liquid and gas is used. Simulations are performed using the scientific open source code OpenGeoSys [6] [7] [8].

A 2D radially symmetric model (OpenGeoSys) was set up for the bentonite column (Bastian Graupner) and it was extended for the sand-bentonite mixture (Elisabetta Ballarini) (Fig. 2). The model accounts for the different materials used in the experiment (Fig. 1b and c) i.e., bentonite and sand-bentonite mixture, Teflon, insulation foam, insulation wool, isover, stainless steel shells in case of the Exp-B and the upper and lower heater devices.

As initial conditions (IC), a suction value of 109 MPa (RH of around 45%) was applied to the bentonite in the Exp-B case. For the Exp-SB column, suction is 106 MPa initially (RH of 46%), which is reduced in the upper 7.5 cm to an initial suction of 9 MPa (RH of 93%) to account for the accidental opening of the hydration line during the stabilization phase. The initial gas pressure was assumed at the atmospheric pressure of 1 bar. The laboratory temperature of 21.5°C was set as initial tempera-

Table 1:
Thermal parameters assigned to the insulations and heater device.

Material	Thermal Conductivity [W K ⁻¹ m ⁻¹]	Heat capacity [J kg ⁻¹ K ⁻¹]
Teflon	0.25	960.0
Insulation wool	0.10	1220.0
Insulation foam	0.25	1400.0
Isover	0.10	1000.0
Upper heater device (steel)	52.50	440.0
Lower heater device (insulated)	2.00	440.0
Steel reinforcement (only Exp-B)	52.50	440.0

ture of the whole model domain. Initial saturation is 22% for the Exp-B and 11% for the Exp-SB, according to the available measurements. It is also assumed that there is no initial stress build-up inside the model.

Boundary conditions (BC) are graphically reported in Fig. 2 for the Exp-B case. Except for the mechanical BC, the set-up is the same for the Exp-SB. A no-flow boundary was assigned at the contacts between the filling material, the Teflon and the upper part of the heater device, as the insulation and the steel are hydraulically impermeable. Prior to the hydration phase, no flow was also applied at the upper boundary of the column.

The temperature boundary conditions were assigned directly to the upper and lateral boundaries using the measured laboratory temperature over time. The changes in the insulation set-up during the course of the experiment were reproduced in the models by including the added insulation materials and by shifting the boundary condition for the laboratory temperature accordingly. Neumann boundary condition were assigned to represent the heating plate by specifying the heating power supplied during the experiment (Fig. 2). Using a heating power controlled boundary condition instead of a specified temperature boundary condition allows for a better estimation of the ther-

mal properties of the filling material. In difference to [9], we did not apply a heat reduction factor to match the measured temperatures, but we could match the measured heater temperature by calibration of the thermal conductivity of the insulation and the heater device materials. Due to the geometrically detailed model set-up, model outputs can be obtained at the same positions as the location of the sensors and the cell load in the experimental set-up, which allows for a valid comparison.

The thermal parameters used in the numerical model are reported in Table 1. The same set of parameters for the insulation set-up was used to simulate both column experiments. The values are derived from literature and they were adjusted within a reasonable range in order to fit the temperature measured on the heater plate and inside the Teflon (Fig. 1b and c).

Buffer material properties

The MX-80 bentonite has long been investigated as buffer material for deep geological radioactive waste disposal, therefore a higher number of measurements is available while less information can be found for the sand-bentonite mixture. THM parameters are listed in Tab. 2 and the applied saturation dependent parameters are explained below.

Table 2:
THM parameters of the filling materials.

	MX-80 bentonite	Sand-bentonite
Porosity [-]	0.444	0.463
Tortuosity [-]	0.8	0.8
Permeability [m ²]	2.0*10 ⁻²⁰	1.2*10 ⁻¹⁸
Density [g/cm ³]	1530	1450
Poisson coefficient	0.35	Not included
Youngs modulus	18*10 ⁶	Not included
Thermal expansion [K ⁻¹]	1.0*10 ⁻⁵	Not included

Thermal conductivity

[10] and [11] found that the thermal conductivity of the used bentonite strongly depends on the degree of water saturation (as also pointed out by [12] and [13]) while its temperature dependence is negligibly small. For the MX-80, a modified relation from [14] for the saturation dependency of thermal conductivity, which fits the available measurements, was used here (Fig. 3a). Only a limited number of measurements of thermal conductivity are available for the sand-bentonite mixture [11] [4]. Additionally, they are only available for low levels of saturation (Fig. 4a). The thermal conductivity relation used here for the sand-bentonite mixture has higher values (about $0.45 \text{ W K}^{-1} \text{ m}^{-1}$) at low saturations, as compared to the measurements of about $0.3 \text{ W K}^{-1} \text{ m}^{-1}$ at dry conditions. This higher value is necessary to fit the temperature measured at the sensors. Nevertheless, studies from [15] and [16] indicate that thermal conductivity on the order of $1.2 \text{ W m}^{-1} \text{ K}^{-1}$ are possible for a material of the same density and sand content. Also, the higher thermal conductivity of the sand is the reason why the mixture has been considered as a possible buffer instead of pure bentonite.

Water retention curve

Different relations exist to describe the water retention curve (WRC) of a soil. In our numerical model we used the Van Genuchten relation [17] to match the available suction-saturation measurements. For the MX-80 bentonite, the proposed relation was developed by fitting the van Genuchten relation to the measurements performed at a temperature of 21.5°C by [18] (Fig. 3b), which are similar to those presented by [19]. The van Genuchten parameters that characterize this curve are a cut-off at $3.0 \cdot 10^{+11} \text{ Pa}$, $\alpha = 1/P_0 = 1 \cdot 10^{-7} \text{ Pa}^{-1}$ and $\lambda = 0.237$, with P_0 the entry pressure. For the sand-bentonite mixture the measurements performed by [11] are available only at low saturations. The WRC used in the model (Fig. 4b) was informally provided by J. Rutqvist (Lawrence Berkeley National Laboratory) and was modified to include the few available measurements. The van Genuchten parameters that characterize this curve are a cut-off at $1.0 \cdot 10^{+9} \text{ Pa}$, $\alpha = 1/P_0 = 2.1 \cdot 10^{-6} \text{ Pa}^{-1}$ and $\lambda = 0.29$.

Permeability and relative permeabilities

The permeability of both materials was determined by fitting the water intake measured during the Exp-B and Exp-SB experiments. Permeability was considered isotropic and not dependent on

changes in porosity. A value of $2.0 \cdot 10^{-20} \text{ m}^2$ was assigned to the MX-80 bentonite, while a value of $1.2 \cdot 10^{-18} \text{ m}^2$ was provided to the sand-bentonite mixture. The relative permeability for water (K_r water) and gas (K_r gas) is dependent on water saturation and the relation used is similar for both the MX-80 and the sand-bentonite mixture. In Fig. 4c only the relation for the mixture is exemplarily reported. These relations have been used to match the relative humidity behavior at the three sensors. A high relative permeability of the water phase is necessary in order to reach the high relative humidity recorded during the hydration phase. Therefore, the used relations show a small permeability at low saturations, but increase strongly when the saturation is approximately 0.35 for the Exp-SB (compare Fig. 4c) and at 0.7 for the Exp-B (not shown). As pointed out in [20] and [21] the relative permeability functions for a material showing a significant bi- or multi-modal pore distribution may deviate significantly from the Van Genuchten-Mualem or Brooks-Corey relations. This effect may lead to increased water flow compared to unimodal pore distributions. The materials investigated both show a bimodal pore distribution, as reported in [22] and [18]. The pore space consists of the pore space in the bentonite pellets as well as the large pores between these pellets. For such a material, water flow will be comparably rapid in the larger pore spaces, leading to fast water transport during the imbibition process [21].

Swelling pressure

The dependency of swelling of the MX-80 bentonite on the increasing saturation was investigated by [23]. The relation used in the numerical model for the Exp-B is shown in Fig. 3c. It deviates from the available measurements by using higher swelling pressures as compared to the measurements at low to intermediate saturations, in order to better fit the axial load pressure measured at the top of the column during the Exp-B.

Results

The following fitting procedure was derived including the outcomes of the sensitivity analysis conducted and used for parameter estimation for the two column experiments. However, due to the high number of parameters for the experimental set-up, results cannot be shown in this report. First, the thermal parameters of the insulation materials and the cell were obtained by calibration to the temperature measurements at the heater

Figure 3 (top):
Relations used for the numerical simulation of Exp-B (black lines) together with the available measurements for a bentonite material of similar characteristics. (a) Thermal conductivity versus saturation; (b) water retention curve; (c) swelling pressure versus saturation.

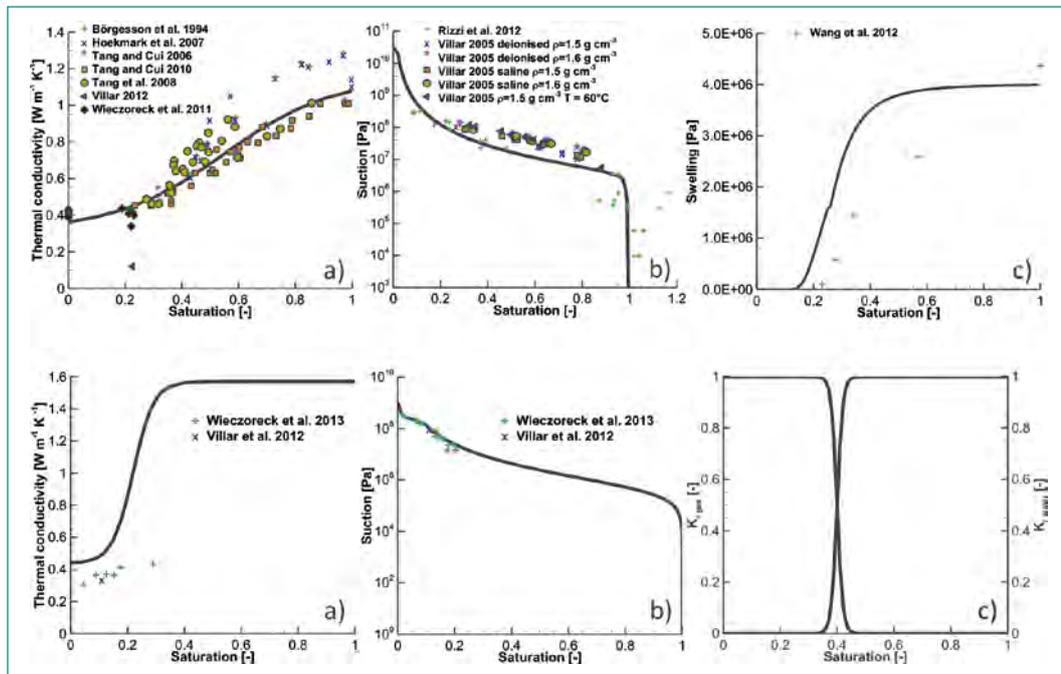


Figure 4 (below):
Relations used for the numerical simulation of Exp-SB (black lines) together with the available measurements for the tested sand-bentonite mixtures. (a) Thermal conductivity versus saturation; (b) water retention curve; (c) relative permeability (water and gas) versus saturation.

plate and inside the Teflon insulation. This was performed for the Exp-B column, and the parameters thus obtained were then transferred to the Exp-SB column, as here the same materials were used. The provided measured temperature variation inside the Teflon [5] is only an average over the last 6000 h of the experiment, therefore its variation is not available and cannot be compared with the model results. The simulated and measured temperatures inside the Teflon are reported in [5]. The numerical results are always slightly lower than the measured temperatures, with a higher discrepancy for Sensor-Teflon2 of around 4 °C in Exp-B. For Exp-SB, differences in Sensor-Teflon1 is less than 1 °C, Sensor-Teflon3 about 3 °C while sensor-Teflon2 shows a difference of around 4 °C. This is considered a good fit, compared to the total temperature span of 20–140 °C used in these experiments. Second, the thermal conductivity of the filling materials was determined by fitting to the temperature measurements at Sensors1 through Sensor3. In the third step, the hydraulic behavior of the two columns, i.e. the water intake during the hydration phase and the relative humidity data, was fitted by varying the hydraulic permeability and the relative permeability functions for the two materials. As this causes varying degrees of saturation, a variation in the hydraulic properties makes a reassessment of the determined thermal conductivity necessary, so an iterative approach has to be used. For the Exp-B column, as a last step the axial load was simulated.

Calibration results Exp-B

Results of the calibrated numerical model for the Exp-B column are shown in Fig. 5, where the numerical model results are compared to the temperature, relative humidity, water intake and axial load measurements. The critical parameter for fitting the amount of water intake is the hydraulic permeability, which requires a hydraulic permeability of $k = 2.0 \cdot 10^{-20} \text{ m}^2$ (Fig. 5 c). In a second step, the relative permeability functions were adjusted in order to fit the relative humidity measurements at the three sensors. A relation similar to the one shown in Fig. 4c is used, except that the K_r of water increases at 70% saturation. The relative humidity evolution for all the sensors can thus be reproduced with good accuracy by the numerical model simulations (Fig. 5a). Deviations occur for the increase in relative humidity at Sensor3 after starting the hydration, which is more pronounced in the measurements, as well as for Sensor1, where relative humidity rises faster in the model than in the experiment (Fig. 5a). The value before hydration and at steady state, i.e. after about 10000 h, are well matched for all sensors. Temperature at the heater plate is well reproduced by the model for the heating phase, both before and after changes in the insulation set-up with maximum difference of around 5 °C. During the hydration phase, the simulated heater temperature is 5 to 10 °C higher than the measured one. This small deviation is probably caused by an underestimation of the saturation of the bentonite close to the heater, which results in a lower thermal conductivity that affects also the simulated temperature at Sensor3

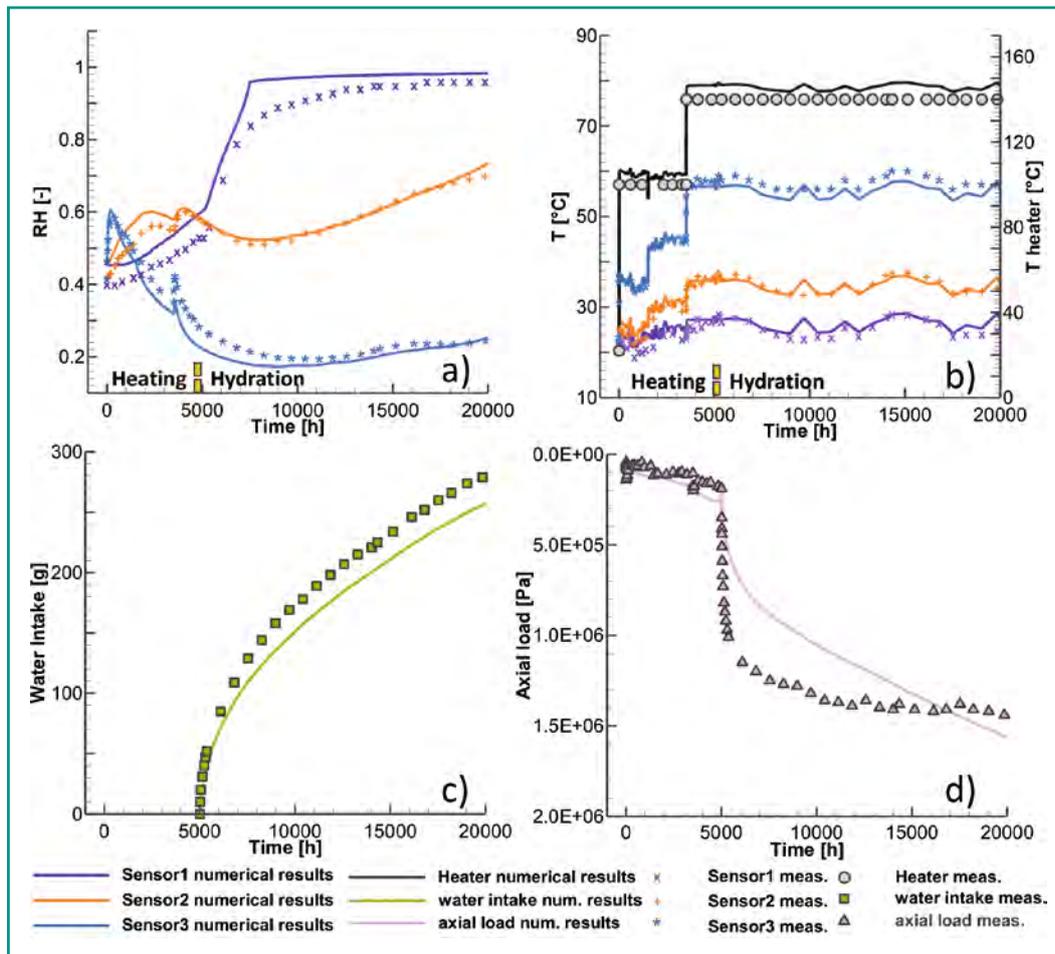


Figure 5: Simulation results compared to the available measurements for Exp-B. (a) Relative humidity, (b) temperature, (c) water uptake and (d) axial load at the top of the cell. All results are shown versus time.

(Fig. 5b). The overall good match obtained for the temperature evolution indicates that the heat losses calculated laterally through the insulation and through the heater device are correctly approximated with the set of thermal conductivities of the insulation and steel materials and for the used thermal conductivity relation used (Fig. 4a). Fluctuations of the sensor temperatures due to fluctuations in the laboratory temperature are also reproduced satisfactorily, showing that the overall heat balance of the Exp-B column is accurate. The simulation model can also reproduce the trend of the measured axial load for the heating phase. Due to the small changes in water saturation during that phase, changes in axial load are mainly due to thermal expansion of the bentonite pellets. The good fit during the heating phase thus shows that the used thermal expansion of $1.0 \cdot 10^{-5} \text{ K}^{-1}$ is correct (Fig. 5d). The simulated axial load during the hydration phase, however, does not reproduce the right time behavior. While the axial load at the end of the experiment is correctly simulated, the simulated rise in axial load is much slower than the measured one, and probably the long term behavior would not be captured correctly (Fig. 5d). This discrepancy is probably due to the linear elastic

model used to simulate the swelling effects and also indicates that a different and more appropriate swelling-saturation relation than the one reported in Fig. 3c may be necessary.

Calibration results Exp-SB

For calibration of the Exp-SB sand-bentonite column experiment, the effects of the accidental opening of the hydration line during the stabilization phase had to be included. Therefore, the initial saturation was increased in the upper 7.5 cm of the column from 46% to 93%. Only by considering this effect, the relative humidity evolution at Sensor1 and Sensor2 at the beginning of the heating phase can be reproduced (Fig. 6a). The thermal conductivity relation reported in Fig. 4a allows for a good fit of the measured temperatures at the Sensors and at the heater. A thermal conductivity of $0.45 \text{ W K}^{-1} \text{ m}^{-1}$ at dry conditions (Fig. 4a) is required to fit the sensors temperatures during the heating phase, when water saturation is low at about 10–15% (Fig. 6d). The appropriateness of the thermal conductivity relation used (Fig. 4a) for high saturations is also confirmed by the good fit of temperatures at the heater and the sensors

during the hydration phase at steady state conditions. Only at Sensor2 temperature is underestimated by about 5 °C.

Permeability was fitted using the measured water intake. As shown in Fig. 5c, the value of $k = 1.2 \cdot 10^{-18} \text{ m}^2$ used does not allow to reproduce the total water intake measured during the experiment, which is about 900 g. However, at the end of the experiment the Exp-SB column was dismantled and the material weighted to determine the water intake. This measure yielded a water intake of only 700 g, which corresponds to the kink in the measured water intake at about 5000 h. The slow linear increase in water intake after 5000 h is considered as evaporation loss of the column (Dr. Villar, personal communication) therefore the simulation results were calibrated to the water intake of 700 g. This interpretation is also strengthened by the available pore space, as determined by the porosity, which is not large enough to take up 900 g of water. The relative permeability relations were then adjusted to reproduce the relative humidity at the sensors using the relation shown in Fig. 4c. The relations were adapted to reproduce the fast and sharp increase in relative humidity at the beginning of the hydration phase, when all sensors show a relative humidity of 100% (Fig. 6a) corresponding to a water saturation higher than about 0.5.

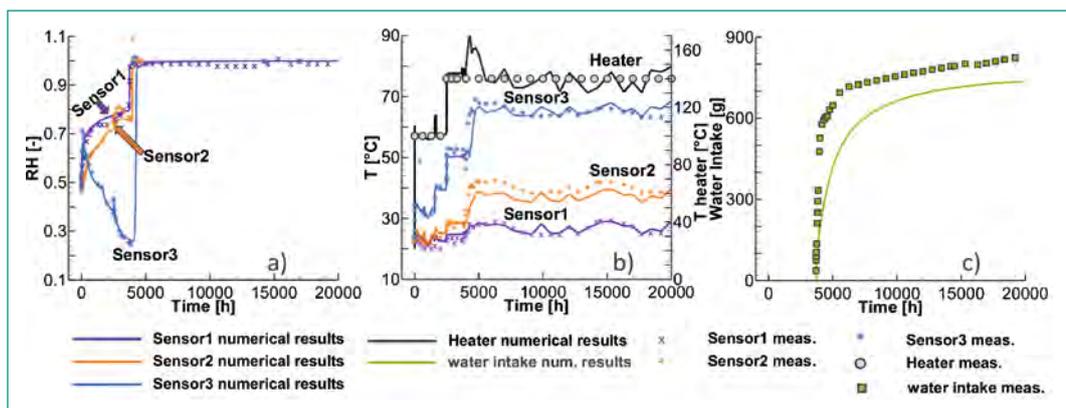
International Cooperation

This study was funded by ENSI as part of the DECOVALEX project, which has provided technical support for this study. The experimental data were provided by the partners (CIEMAT, Madrid) of the PEBS project, funded by the European Atomic Energy Community's Seventh Framework Programme (FP7/2007-2011) under grant agreement n° 249681.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

The good fit obtained between the experimental measurements and the numerical results indicates that the developed model succeeded in including the most relevant processes influencing the behavior of the sealing materials around the canister in the early post-closure phase of a HLRW in a deep geological repository. Also, the fact that it is possible to reproduce both experiments using one set of thermal parameters for the buffer material and the insulations provides confidence in the estimation of the relevant parameters and relations for the bentonite and sand-bentonite mixture investigated in the laboratory experiments. Compared to other modelling work from the DECOVALEX project (e.g. [9]), no heat power reduction factor was required to fit the temperature at the heater plate and thus the heat balance is upheld. The developed models can simultaneously fit the thermal and hydraulic effects and, especially at steady state conditions, the fit for both models is satisfactory. The calibration of the developed models could be achieved only by conducting a sensitivity analysis, which determined the most sensitive parameters for the heat and multiphase flow processes. While for the MX-80 bentonite a wide set of measurements (water retention curve, thermal conductivity) are available, thus confirming the correctness of the calibrated parameters, higher uncertainties are associated to the values derived for the sand-bentonite mixture. Additional experimental work characterizing these materials would help to constrain the estimated parameters and their temperature dependence. The materials investigated both show a bimodal pore distribution, as reported in [22] and [18]. The pore space consists of the pore space in the bentonite pellets as well as the large pores between these pellets. For such a material, water

Figure 6: Numerical results for Exp-SB compared to the available measurements. (a) Relative humidity, (b) temperature, and (c) water intake since the beginning of the hydration phase



flow will be comparably rapid in the larger pore spaces, leading to fast water transport during the imbibition process [21]. Only by including these effects the fast infiltration of water observed in the experiments can be simulated in the numerical model. While the thermal and hydraulic behavior of the sealing materials is reproduced well by the presented model, further work is required to accurately reproduce the mechanical behavior of the MX-80 bentonite. The purely elastic model combined with thermally induced strain and swelling induced stress does not allow for a satisfactory fit to the measured loads. More complex mechanical material models for the behavior of the bentonite materials have to be employed in order to more accurately represent the induced loads.

Publications

In preparation (for Applied Clay Science): *Ballarini E., Graupner B., Bauer S.* Thermal-hydraulic-mechanical behavior of bentonite and sand-bentonite materials as seal for a nuclear waste repository: Numerical simulation of column experiments.

Abstract and Presentation at the AGU Fall meeting 2015: *Ballarini E., Graupner B., Bauer S.* Thermal-hydraulic behavior of unsaturated bentonite and sand-bentonite material as seal for nuclear waste repository: numerical simulation of column experiments.

References

- [1] *Czaikowski O., Garitte B., Gaus I., Gens A., Kuhlmann U., Wieczorek K., 2012.* Design and predictive modelling of the HE-E test. Deliverable (D-N°: 3.2-1) PEBS (Contract Number: FP7 249681) Arbeitsbericht NAB 12-03.
- [2] *Gaus I., Wieczorek K., Schuster K., Garitte B., Senger R., Vasconcelos R., Mayor J.C., 2014.* EBS behaviour immediately after repository closure in a clay host rock: HE-E experiment (Mont Terri URL). Geological Society, London, Special Publications doi 10.1144/SP400.11
- [3] *Gaus I., Garitte B., Senger R., Gens A., Vasconcelos R., Garcia-Sineriz J.L., Trick T., Wieczorek K., Czaikowski O., Schuster K., Mayor J.C., Velasco M., Kuhlmann U., Villar M.V., 2014.* The HE-E Experiment: Layout, Interpretation and THM Modelling. Arbeitsbericht NAB 14-53.
- [4] *Villar M.V., Martín P.L., Gómez-Espina R., Romero F.J., Barcala J.M., 2012.* THM cells for the HE-E test: setup and first results. PEBS Report D2.2.7a. CIEMAT Technical Report CIE MAT/DMA/2G210/02/2012. Madrid, 34 pp.
- [5] *Villar M.V., Martín P.L., Romero F.J., 2014.* Long-term THM tests reports: THM cells for the HE-E test: update of results until February 2014. Deliverable-n°: D2.2-7.3. CIEMAT Technical Report IE-MAT/DMA/2G210/03/2014.
- [6] *Kolditz O., Bauer S., Bilke L., Böttcher N., Delfs J.O., Fischer T., Görke U.J., Kalbacher T., Kosakowski G., McDermott C.I., 2012a.* OpenGeoSys: an open-source initiative for numerical simulation of thermo-hydro-mechanical/chemical (THM/C) processes in porous media. *Environ Earth Sci* 67(2):589–599. doi: 10.1007/s12665-012-1546-x
- [7] *Kolditz O., Görke U.J., Shao H., Wang W., 2012b.* Thermo-hydromechanical-chemical processes in porous media: benchmarks and examples (lecture notes in computational science and engineering). Springer, Berlin.
- [8] *Xie M., Bauer S., Kolditz O., Nowak T., Shao H., 2006.* Numerical simulation of reactive processes in an experiment with partially saturated bentonite. *Journal of Contaminant Hydrology*, 83 (1–2), 122–147, doi: 10.1016/j.jconhyd.2005.11.003.
- [9] *Wang X., Shao H., Wang W., Hesser J., Kolditz O., In review.* Numerical Modelling of Heating and Hydration Experiments on Bentonite Pellets. *Engineering Geology* 198 (94–106)
- [10] *Wieczorek K., Mieke R., Garitte B., 2011.* Measurement of Thermal Parameters of the HE-E Buffer Materials. Deliverable (D-N°: 2.2-5) PEBS (Contract Number: FP7 249681).
- [11] *Wieczorek K., Mieke R., Garitte B., 2013.* Thermal Characterisation of HE-E Buffer. Deliverable (D-N°: 2.2-9) PEBS (Contract Number: FP7 249681).
- [12] *Börgesson L., Fredrikson A., Johannesson L.E., 1994.* Heat conductivity of buffer materials, SKB TR-94-29, SKB, Stockholm, Sweden.
- [13] *Tang A.M., Cui Y.J., 2006.* Determining the thermal conductivity of compacted MX80 clay, *Unsaturated Soils 2006*, Reston, Virginia, USA.
- [14] *Rutqvist J. and Tsang C.-F., 2004.* A fully coupled 3D THM analysis of the FEBEX in situ test with the ROCMAS code: prediction of the THM behavior in a bentonite barrier. Elsevier

- Geo-engineering book series vol.2 2004. Coupled Thermo-Hydro-Mechanical-Chemical processes in geo-systems pp 143–148.
- [15] *De Jonge J., Xie M., Kolditz O., 2004.* Numerical implementation of thermally and hydraulically coupled processes in non-isothermal porous media. In: O. Stephansson and John A. Hudson and Lanru Jing (eds.) Coupled Thermo-Hydro-Mechanical-Chemical Processes in Geo-Systems. Elsevier Geo-Engineering Book Series 2:205-210.
- [16] *Cho W.J., Lee J. O., Kwon S., 2011.* An empirical model for the thermal conductivity of compacted bentonite and a bentonite-sand mixture. *Heat Mass Transfer* 47: 1385–1393.
- [17] *Van Genuchten MTh. (1980).* A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of saturated soils. *Soil Science Society of American Journal* 44: 892–898.
- [18] *Rizzi M., Seiphoori A., Ferrari A., Ceresetti D., Laloui L., 2012.* Analysis of the behaviour of the granular MX-80 bentonite in THM-processes. *Aktennotiz AN* 12-102.
- [19] *Villar M. V., 2005.* MX-80 Bentonite. Thermo-Hydro-Mechanical Characterisation Performed at CIEMAT in the Context of the Prototype Project. *Informes Técnicos Ciemat* 1053 Febrero, 2005. Departamento de Impacto Ambiental de la Energía.
- [20] *Durner W., 1994.* Hydraulic conductivity estimation for soils with heterogeneous pore structure. *Water Resources Research*, Vol. 30, No. 2, pages 211–223.
- [21] *Zurmühl T., Durner W., 1998.* Determination of Parameters for Bimodal Hydraulic Functions by Inverse Modeling. *Soil Sci. Soc. Am. J.* 62:874–880 (1998).
- [22] *Rueedi J., Marshall P., Manca D., Ferrari A., Monfared M., Laloui L., Kulenkampff J., Gründig M., Lippmann-Pipke J., Kontar K., 2013.* Arbeitsbericht NAB 12-62 FORGE (fate of Repository Gases) final laboratory report Deliverables D3.34 and D3.36. May 2013.
- [23] *Wang Q., Tang A. M., Cui Y. J., Delage P., Gattmiri B., 2012.* Experimental study on the swelling behaviour of bentonite/claystone mixture. *Engineering Geology* 124 (2012) 59–66. doi: 10.1016/j.enggeo.2011.10.003

Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps

Author und Co-author(s)	Anne Claude ¹ , Naki Akçar ¹ , Susan Ivy-Ochs ² , Fritz Schlunegger ¹ , Peter Kubik ² , Marcus Christl ² , Christof Vockenhuber ² , Christian Schlüchter ¹
Institution	¹ Institute of Geological Sciences, Bern University ² Laboratory of Ion Beam Physics (LIP), ETH Zurich
Address	Baltzerstrasse 1–3, 3012 Bern, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 31 631 8761, anne.claude@geo.unibe.ch
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

The goal of our project is to reconstruct the chronology of Deckenschotter at several sites located in the northern Alpine Foreland by applying both depth-profile and isochron-burial dating techniques with ¹⁰Be and ²⁶Al. Reconstructing the chronology allows to obtain fundamental information on the timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps. Furthermore, using the inherited ¹⁰Be concentrations, preserved in these deposits, allows estimating a catchment-wide paleo-denudation rate. In addition, we perform detailed lithostratigraphy at the study sites to characterize the provenance, transport pattern and depositional environment of these gravels. Finally, based on the reconstructed chronology and the height difference between the base of Deckenschotter and the underlying bedrock, we can

quantify long-term bedrock incision rates. In 2015, we focussed on the Höhere Deckenschotter at Irchel where we sampled a third site, Wilmer Irchel, which is located in the stratigraphically highest formation, the Forenirchel Gravel. In addition, the Tiefere Deckenschotter deposits at Ängi were sampled for depth-profile dating. Moreover, sedimentological analyses were completed at the sites at Irchel and Rechberg-Sonnenhalde. The results from clast petrography at different sites at Irchel revealed that there is a significant difference in the amount of metamorphic and magmatic crystalline lithologies between sites situated in the northern part and the southeastern part of Irchel, suggesting a change in provenance. In addition, at the study site Rechberg, clast petrography revealed a source area of the clasts in the eastern Alps as well as from Miocene conglomerates.

Project goals

Swiss authorities decided upon the construction of deep geological repositories based on the Swiss Nuclear Energy Act. Six candidate sites are mostly located in the northern Alpine Foreland to be evaluated as potential permanent and safe disposal. Due to the long half-lives of the radionuclides, radioactive waste must be stored and isolated for at least 1 Ma. Forward modelling of long-term safety of these repositories requires the determination of past uplift, erosion and incision rates. To quantify these rates, Deckenschotter are predestined as they are the topographically highest and probably oldest Quaternary deposits in the foreland.

The Quaternary stratigraphy of Switzerland was correlated for a long time to that of southern Germany where Penck and Brückner (1909) differentiated four Quaternary morphostratigraphic units at sites based on different levels of former outwash plains. Based on decades of research, a refined stratigraphy was proposed for the Swiss Alpine Foreland, which reveals that glaciers advanced at least 13 times into the foreland during the Quaternary (Schlüchter, 1986; Graf, 2009). The Swiss Deckenschotter are proximal glaciofluvial sediments lying unconformably on Tertiary Molasse or Mesozoic carbonate bedrock. Classified into Höhere (HDS) and Tiefere Deckenschotter (TDS), these deposits form topographically distinct and discontinuous isolated plateaus. Terrace morphostratigraphy has a reversed stratigraphic relationship, i.e. today older sediments are located at higher altitudes and vice versa.

Although the lithostratigraphy of Swiss Deckenschotter has been extensively studied, their chronology has only been reconstructed at two sites: Irchel and Mandach (Bolliger et al., 1996; Akçar et al., 2014). In our project, we date suitable Deckenschotter sites by applying depth-profile and isochron-burial dating techniques. In addition, it is possible to estimate a catchment-averaged paleo-denudation rate from the inherited ^{10}Be concentration preserved by these deposits. Detailed sedimentological analyses such as clast petrography, morphometry and fabric enable identifying the provenance, transport mechanisms and depositional environment of Deckenschotter. The altitude difference between the base of the Deckenschotter and the underlying bedrock, which is gathered from drillings and interpolations (Heuberger and Naef, 2014 and references therein), is then combined with the reconstructed chronology to quantify the magnitude of bedrock incision in the foreland.

Work carried out and results obtained

In 2015, we focussed on the Höhere Deckenschotter (HDS) outcrops at Irchel (canton Zurich) and the Tiefere Deckenschotter (TDS) sites at Rechberg-Sonnenhalde (Klettgau Valley) and Ängi (canton Aargau) (Fig. 1).

HDS deposits at Irchel are divided into five formations: Langacher Gravel, Irchel Gravel, Steig Gravel, Hasli Formation and Forenirchel Gravel (Graf, 1993; Fig. 2). Our first study site at Irchel is located in an abandoned pit in the Steig Gravel at an elevation of 675 m a.s.l. (Fig. 2). Clast petrography shows that this formation is rich in calcareous rocks, limestone, dolomite, vein quartz and magmatic and metamorphic crystalline rocks. Clast morphometry studies on vein quartz revealed that most of the clast have a rounded shape rather than subangular or angular. This might indicate that a greater proportion of the material was derived through recycling of Miocene Molasse. The deposits at the study site have a massive fabric and clast-supported framework with an admixture of fine-grained material such as silt and sand. In addition, imbricated clasts are observed. Accordingly, these observations suggest that the material was deposited on a braid plain in a gravel-bed river system (Miall, 1977, 1996).

^{10}Be concentrations of the depth-profile samples from the Steig Gravel yielded similar concentrations at different depths (Fig. 3). As the Steig Gravel at the sampling location is overlain by ca. 2 m thick Hasli Formation, no sample could be collected from the uppermost part (Fig. 2). For depth-profile dating samples from the uppermost 1 m is crucial for age modelling using the exponential decrease of concentration with depth. The absence of these concentrations would lead to an underestimation when age is modelled, therefore, we didn't model a depth-profile age for the Steig Gravel.

Irchel Gravel Formation outcrops at the site Hütz at an elevation of 670 m a.s.l. (Fig. 2). Here, a direct contact between Molasse bedrock and overlying Deckenschotter is observed (Fig. 4). Gravels are massive, cemented and clast-supported with an average grain size of 6 cm and maximum of 15 cm. 63% of the clasts are calcareous rocks, 16% vein quartz and 11% magmatic and metamorphic rocks. Chert (3%), sandstone (2%), quartzite (1%), radiolarite (1%) and ophiolite (1%) are also found. Similar to the site Steig, the clast morphometry at Hütz showed that the majority of the clasts have a

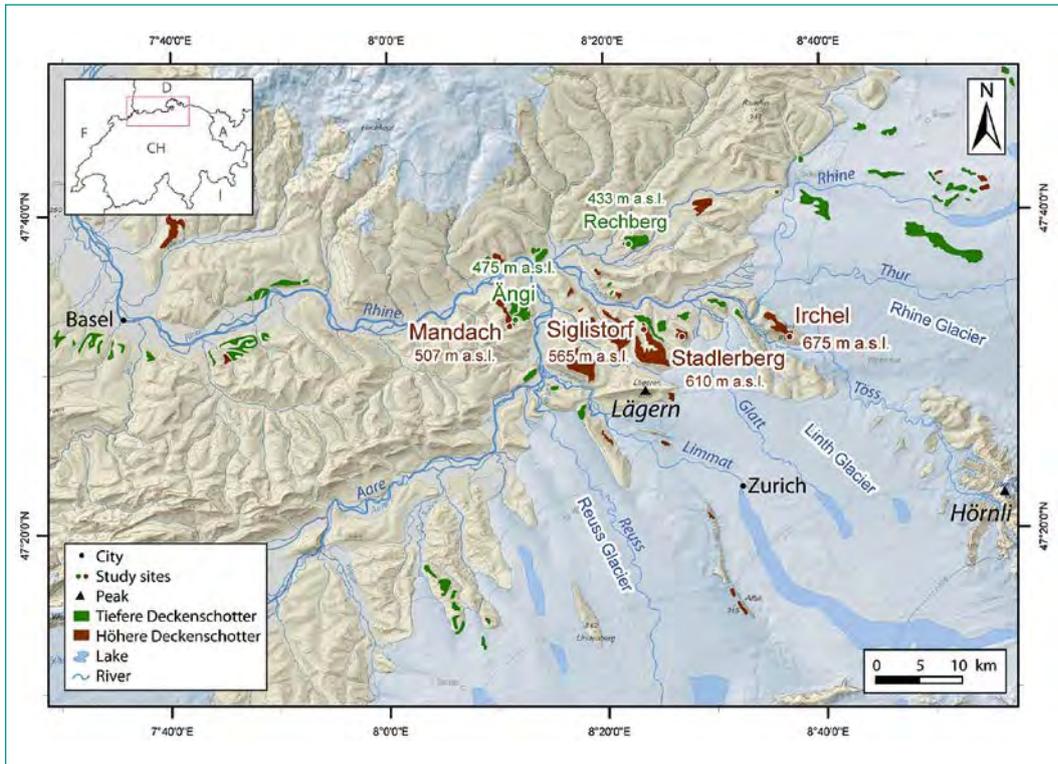


Figure 1: Extension of the Reuss, Linth and Rhine glaciers during the LGM (from Bini et al., 2001). Location of the study sites Mandach, Ängi, Siglistorf, Rechberg, Stadlerberg and Irchel. The green and brown deposits show the distribution of the Deckenschotter in northern Switzerland. ©Federal Office of Topography, swisstopo.

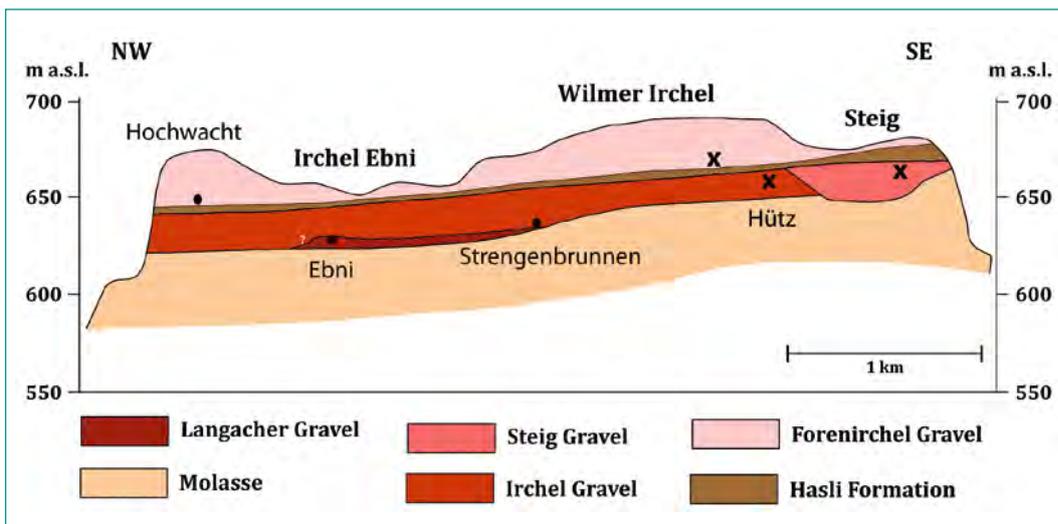


Figure 2: Longitudinal section across the Irchel (after Graf, 1993). The black crosses show the location of the sampling sites for dating and clast petrography. The black dots show sites where only clast petrography was done.

rounded shape. The measured paleoflow direction is to the west. The massive, clast-supported gravels often contain imbricated clasts, indicative of a gravel-bed river system (Miall, 1977, 1996). There is no admixture of finer fractions is silt and sand. Stratigraphically highest HDS formation, the Forenirchel Gravel (Fig. 2), is outcropping at Wilemer site as a 10 m high cliff along the road where the top surface of the formation is situated at 680 m a.s.l. (Fig. 6). Gravels at this outcrop are massive, cemented and clast-supported with an average size ca 5–6 cm with the maximum size up to 15 cm. At some locations, funnel-shaped weathering shafts («Orgelpfeifenverwitterung»; Frei 1912) are observed. Results from clast petrography

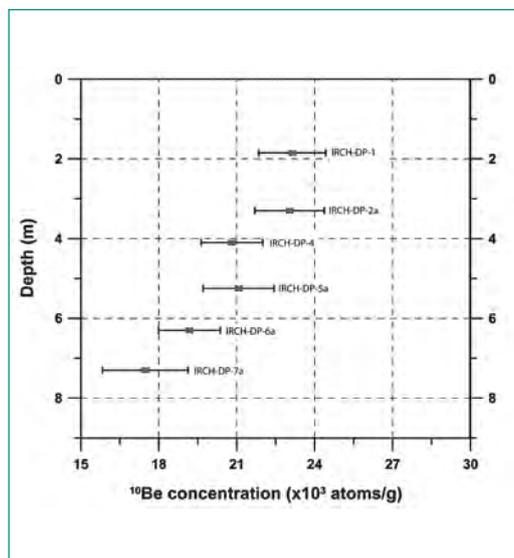


Figure 3: ^{10}Be concentrations plotted vs. depth for the samples from Irchel Steig.

revealed that 80% of the lithologies are calcareous rocks. Small quantities of chert (9%), vein quartz (6%), radiolarite (3%) and sandstone (2%) are encountered. Only 1% of the clasts are made of magmatic and metamorphic crystalline rocks (Fig. 7). Measured clast imbrication indicates a paleo-flow direction to NW.

Based on the analysis of clast petrography at (Langacher, Irchel, Steig and Forenrichel Gravel) at six outcrops (Hochwacht, Ebni, Strengbrunnen, Wilemer, Hütz and Steig), we concluded, that there is only a very small amount of metamorphic and magmatic crystalline lithologies at the sites on the northern part of Irchel in comparison to those at the southeastern part. In addition, dolomite was only found in the gravel pit Steig. These observations are an indication that over time there has been a change in provenance.

To reconstruct the chronology, the outcrop at Wilemer was sampled for depth-profile dating with ^{10}Be . Along a profile of 7 meters, five sediment samples were collected (Fig. 6). This site is a suitable for depth-profile dating because it is a fresh artificial outcrop with a flat-topped morphology. In addition, only a thin soil layer of (ca. 10 cm) is overlying the gravels and the quartz content is sufficient.

The Tiefere Deckenschotter site Rechberg-Sonnenhalde in the Klettgau Valley is an abandoned quarry where the top lies at an elevation of 433 m a.s.l. (Fig. 1). The outcrop consists of a massive, cemented and clast-supported deposit with an average grain size of ca. 4 cm with a maximum size of 13 cm. The Deckenschotter clasts at Rechberg consist of numerous lithologies (Fig. 9). The magmatic and metamorphic rocks are not so strongly weathered and granite, gneiss and amphibolite can still be readily recog-

Figure 4:
Study site Hütz where 9 quartz clasts were collected for isochronous dating.

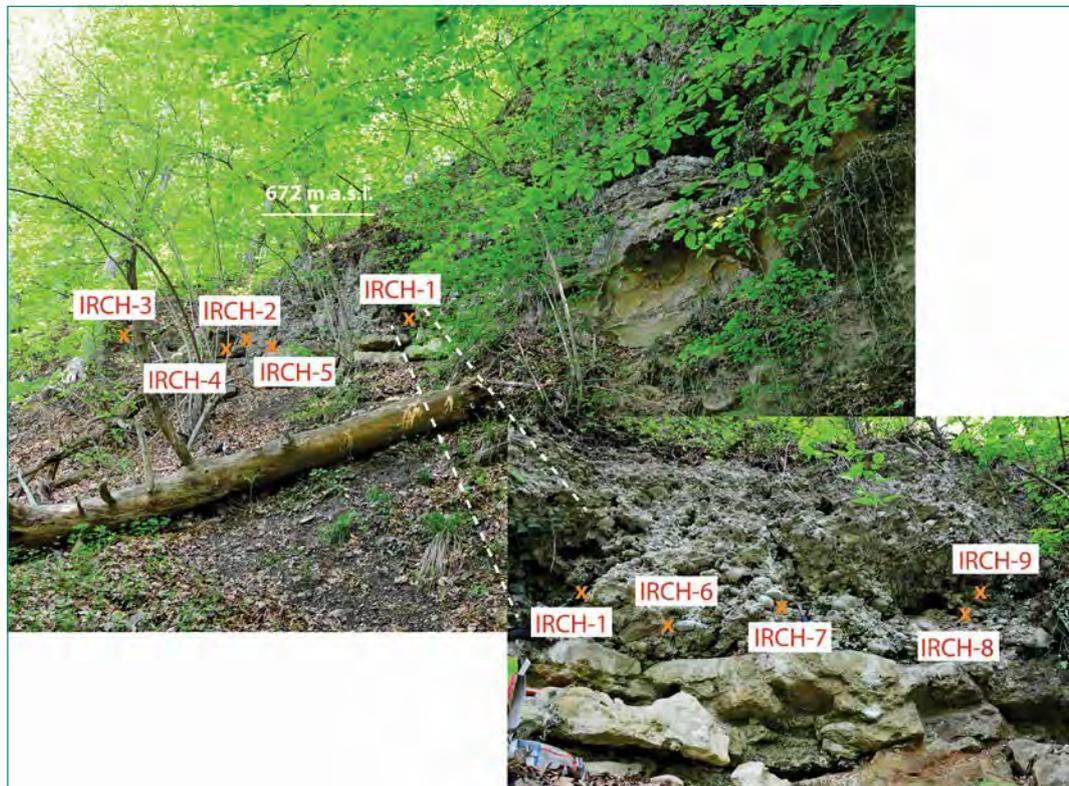
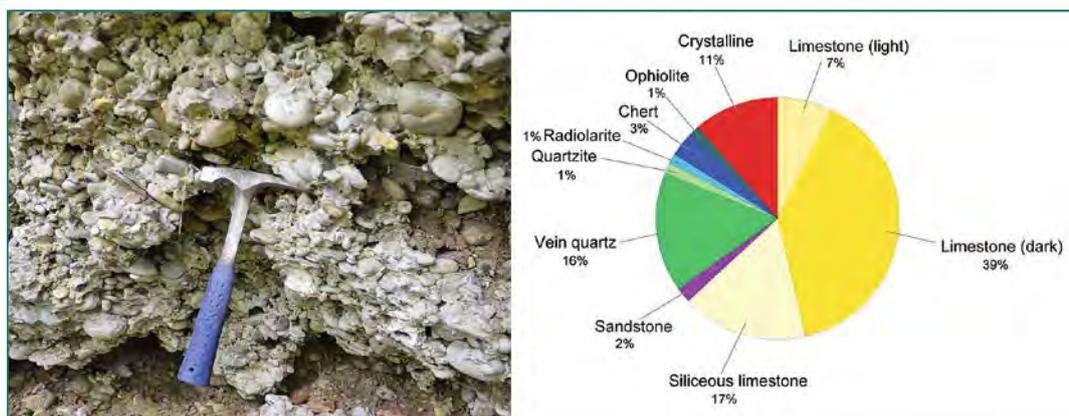


Figure 5:
Results of the clast petrography at Hütz.



nised. Dark, light and siliceous calcareous rocks make up the largest group with 59%. The fractions of magmatic and metamorphic crystalline rocks, dolomite, sandstone, chert and vein quartz are each 8%. Only 3% of the clasts are radiolarite. Key lithologies as e.g. Verrucano were not found. The presence of dolomite suggests that this lithology is either re-worked from the Hörnli alluvial fan (Jenny and de Quervain, 1960/1961; Gasser und Nabholz, 1969; Hottinger et al., 1970) [12; 13; 14] or was derived from the east in the Grisons Alps, the only location where dolomite is outcropping in the Alps [15]. Based on clast petrography and the location of the Rechberg site (Figs. 1 & 9), we conclude that the deposits at Rechberg show a provenance in the

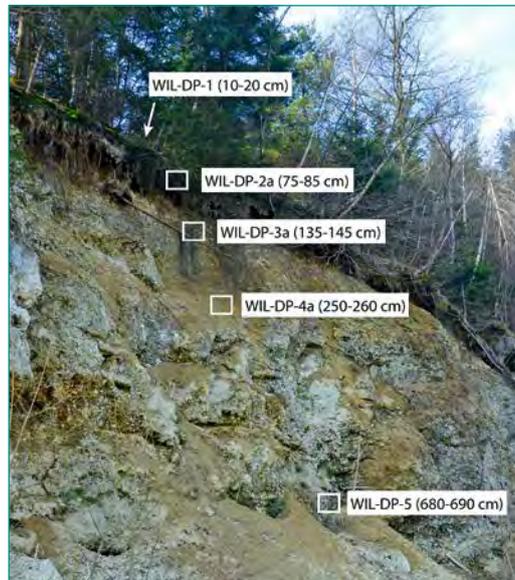


Figure 6:
Field photograph showing the depth-profile samples at Wilemer Irchel.

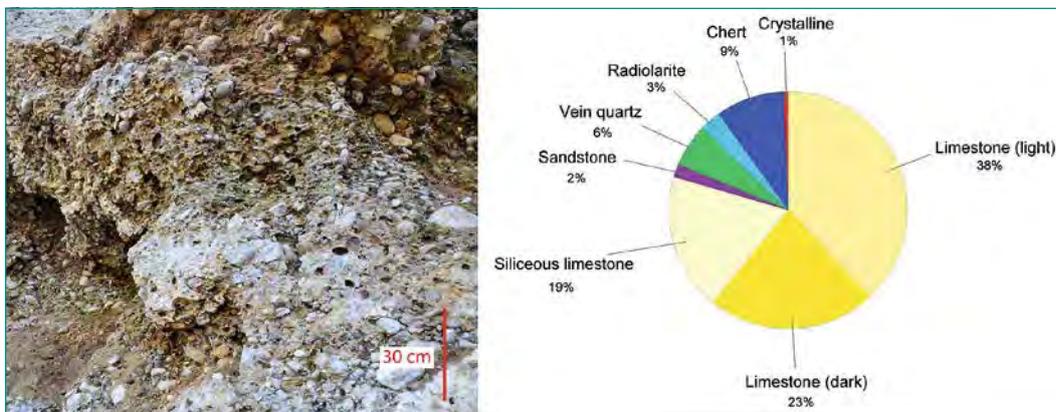


Figure 7:
Results of the clast petrography at Wilemer Irchel.



Figure 8:
Abandoned gravel pit at Rechberg-Sonnenhalde

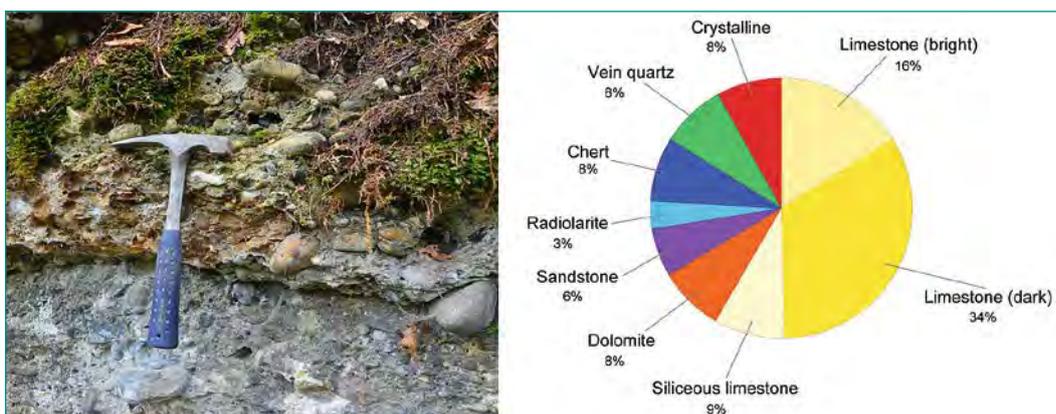
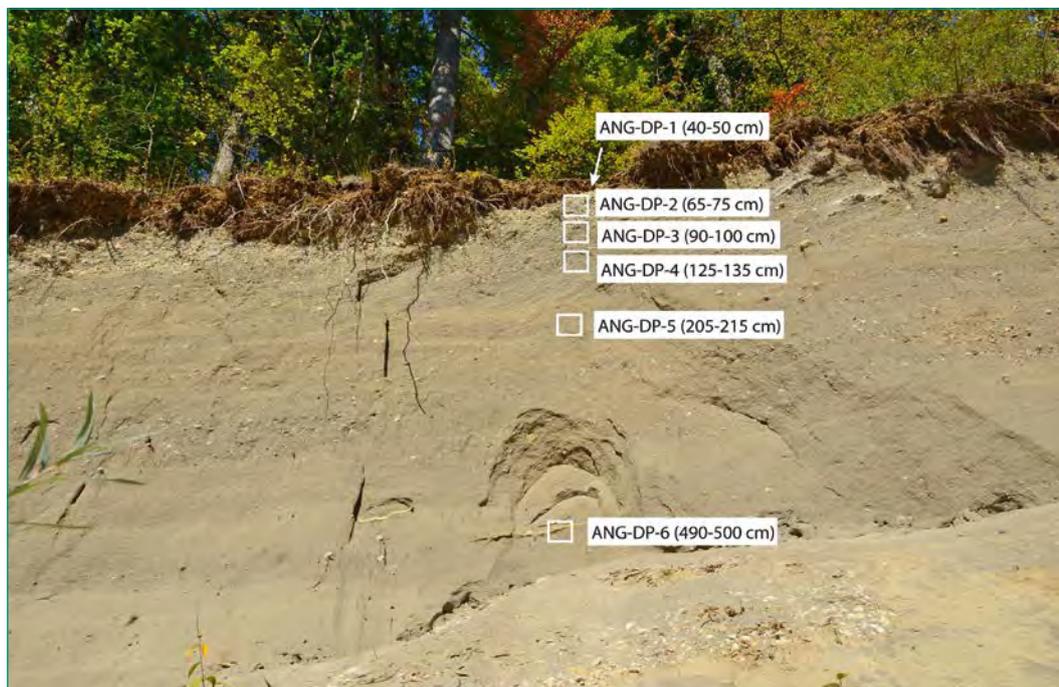


Figure 9:
Results of the clast petrography at Rechberg.

Figure 10:
Field photograph
with the sampled
depth-profile in Ängi.



east: Hörnli Miocene conglomerates and Grisons Alps. This deposit is too hard to collect sufficient number of clasts for clast morphometry analysis. Thus, only by looking at clast petrography, it is not possible to discern the proportion of clasts reworked from Miocene Molasse conglomerates and fresh material from the Alps. To date this site, five sediment samples (sand fraction) were collected for depth-profile dating from the upper 5 m of the outcrop. This site is suitable for depth-profile dating as it has a flat-topped morphology and a soil layer of only 30 cm is overlying the gravels.

As a last site, we studied the Tiefere Deckenschotter site at Ängi in Mandach (Figs. 1 & 10). The abandoned gravel pit is ca. 10 m high and the top is located at an elevation of 475 m a.s.l. The deposits show an intercalation of matrix-supported gravels in quartz-rich sand units. Foreset beds in the upper part of the outcrop indicate a paleoflow direction to NW. For ^{10}Be depth-profile dating, six sediment samples were collected. Similar to Wilemer Irchel and Rechberg, the site at Ängi is appropriate for depth-profile dating because the geological setting matches the methodological requirements.

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 collaboration has a long tradition and a wealth of experience in applying cosmogenic nuclides (^{10}Be , ^{26}Al and ^{36}Cl) to determining the timing of events and rates of landscape change in four different settings: Quaternary glaciations, local and large-scale catchment wide erosion, mass movements 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.

Assessment 2015 and Perspectives for 2016

In 2015, we completed the fieldwork, sampling campaigns, sedimentological analyses and sample preparation for AMS analysis. In this project, we studied 7 different sites: (1) HDS in Mandach, (pilot study; Akçar et al., 2014); (2) HDS at Siglistorf; (3) Pratteln, another test site in collaboration with IPAS (Integrative Prehistory and Archaeological Science, University of Basel); (4) HDS at Stadlerberg; (5) HDS at Irchel, where 3 different units were sampled; (6) TDS at Rechberg-Sonnenhalde and (7) TDS at Ängi. As well as the accomplishment of data collection, the first manuscript on our results from HDS at Stadlerberg, first scientific product of the project, was submitted to Geomorphology at

the end of the year (Claude et al., *subm.*).

Early 2016, the completion of the AMS analysis of the remaining samples is planned. In spring 2016, the manuscript of the study on the gravel deposits in Pratteln will be submitted. In addition, in spring we will have the final results from the remaining study sites Irchel, Rechberg-Sonnenhalde and Ängi. After that, a compilation of all data will be made and the landscape evolution of the Alpine Foreland will be evaluated. These will constitute the third paper. Final academic product of the project, Anne's Claude's PhD Thesis, will be submitted and defended in Fall 2016.

Publications

- Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Alfimov, V., Claude, A., Graf, H.R., Dehnert, A., Kubik, P.W., Rahn, M., Kuhlemann, K., Schlüchter, C.: The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape. *Swiss Journal of Geosciences*, 107, 337–347, 2014.
- Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Dehnert, A., Kuhlemann, J., Dehnert, A., Schlüchter, C. Early Quaternary glaciations in the Swiss Alps. Submitted to *Geomorphology*.
- Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Rahn, M., Dehnert, A., Schlüchter, C. Sedimentology of the HDS gravels in the northern Alpine Foreland. CH-QUAT Meeting Annual Meeting, abstract for poster.
- Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Rahn, M., Dehnert, A., Schlüchter, C. Quaternary landscape evolution of the Swiss Alpine Foreland. XIX INQUA Congress, abstract for talk.
- Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Rahn, M., Dehnert, A., Schlüchter, C. Cosmogenic nuclide dating of proximal glaciofluvial gravels in the northern Swiss Alpine Foreland and inferred incision rates. XIX INQUA Congress, abstract for poster.
- Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Rahn, M., Dehnert, A., Schlüchter, C. Long-term bedrock incision rates in the northern Swiss Alpine Foreland inferred from reconstructed Deckenschotter chronologies. 13th Swiss Geoscience Meeting, abstract for poster.

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. *Quaternary Science Reviews*, 5, 413–419, 1986.
- [3] H.R. Graf: Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. *Eiszeitalter und Gegenwart*, 58, 12–53, 2009.
- [4] T. Bolliger, O. Frejfar, H.R. Graf: Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich). *Eclogae Geologicae Helveticae*, 89(3), 1043–1048, 1996.
- [5] N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, A. Claude, H.R. Graf, A. Dehnert, P.W. Kubik, M. Rahn, J. Kuhlemann, C. Schlüchter: The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape. *Swiss Journal of Geosciences*, 107, 337–347, 2014.
- [6] S. Heuberger & H. Naef: NAB 12-35: Regionale GIS-Kompilation und -Analyse der Deckenschotter-Vorkommen im nördlichen Alpenvorland. Nagra Arbeitsbericht, 2014.
- [7] A. Bini, J.-F. Buonchristiani, S. Couterand, D. Ellwanger, M. Felber, D. Florineth, et al.: Die Schweiz während des letzteiszeitlichen Maximums (LGM), 1:500 000. Wabern, Switzerland: Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 2009.
- [8] H.R. Graf: Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz. Ph.D. thesis, Swiss Federal Institute of Technology Zurich, Zurich, Switzerland, 150 pages, 1993.
- [9] A. Miall: A review of the braided river depositional environment. *Earth Science Reviews*, 13, 1–62, 1977.
- [10] A. Miall: The geology of fluvial deposits. Sedimentary facies, basin analysis, and petroleum geology (582 pp). Springer, Berlin, 1996.
- [11] R. Frei: Monographie des Schweizerischen Deckenschotter. Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37. 1912.
- [12] V. Jenny, F. de Quervain: Untersuchungen von Kalk- und Dolomitgehalt an Sanden quartärer Ablagerungen der Nordschweiz, Teil 1 & 2. Schweizerische mineralogische und petrographische Mitteilungen, 40/41, 1960/61.
- [13] U. Gasser, W. Nabholz: Zur Sedimentologie der Sandfraktion im Pleistozän des schweizerischen

Mittellandes. *Eclogae Geologicae Helveticae*,
62, 467–516, 1969.

- [14] *L. Hottinger, A. Matter, W. Nabholz, C. Schindler*: Erläuterungen zum Blatt Nr. 57: Hörnli (LK 1093) des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25'000. Schweizerische Geologische Kommission, 1–31, 1970.
- [15] Geologische Karte der Schweiz 1:500'000. Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 1980.

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Board of Governors		Allgemein
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transporte
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)	Hauptgremium	Reaktorsicherheit
	Expertenteam für die Erarbeitung des Safety Guide on Human Factor Engineering in Nuclear Power Plants	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC)		Notfallschutz
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
UNO Working Party 15		Transporte
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	Senior Level Task Group on Safety Culture of the Regulatory Body	Allgemein
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS)	Entsorgung
	NEA Working Party on Dismantling and Decommissioning WPDD ■ NEA Decommissioning Cost Estimation Group DCEG ■ NEA Task Group Preparation for Decommissioning (TG PFD)	Stilllegung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) ■ Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Task Group on Robustness of Electrical Systems of NPPs in the Light of the Fukushima Dai-ichi Accident	Reaktorsicherheit
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
Cable Ageing Data and Knowledge Project (CADAK)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
	Halden Programme Group (HPG), Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
OECD Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group	Reaktorsicherheit
OECD Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
OECD Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF-2) Project	Management Board	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank	Liaison Officer	Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
	CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»	Strahlenschutz
	CFS groupe d'experts «transports»	Transport
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	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
	Working Group on Emergencies	Notfallplanung
Association of European Competent Authorities	European Association of Regulators for the Transport of Radioactive Material.	Transporte
European Network on Operational Experience Feedback (EU Clearinghouse)		Reaktorsicherheit
Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs	Reaktorsicherheit
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Mont Terri	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Grimsel	International Steering Committee ISCO	Entsorgung
Bioprota International Forum		Entsorgung
Institut für Kernenergie und Energiesystem (IKE) der Universität Stuttgart	Advisory Board für das Projekt «sCO ₂ -HeRo» (Entwicklung eines diversitären Wärmeabfuhrsystems)	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions tripartites B-F-CH		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2015

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
O. Beffort, M. Hugi, S. Theis	S. Baechler, R. Stroude, W. Zeller, O. Beffort, M. Hugi, S. Theis, H. Maxeiner, J. MÜth, J. Rodriguez: Auswirkungen einer verlängerten Abklinglagerung auf die radioaktiven Abfälle. Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung (Agneb), Bericht der Untergruppe «Abklinglager», März 2015. Abrufbar unter: http://www.bag.admin.ch/themen/strahlung/10468/10469/15422/index.html?lang=de .
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2014. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2015), S. 49–52.
B. Bucher, G. Schwarz	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz, E. Hohmann, S. Mayer, C. Danzi, G. Scharding: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercises ARM14 and FTX14. PSI Bericht Nr. 15-02, May 2015, ISSN 1019-0643.
B. Bucher, G. Schwarz	G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach, G. Schwarz, B. Hofstetter-Boillat, E. Hohmann, S. Mayer, C. Danzi, G. Scharding: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercises ARM15, GNU15 and the International Exercise AGC15. PSI Bericht Nr. 15-04, December 2015, ISSN 1019-0643.
U. Bumann, C. Schneeberger, T. Szczesiak	R. Zinn, M. Borgerhoff, U. Bumann, K. Schneeberger, T. Szczesiak: Probabilistic and Deterministic Seismic In-Structure Response Spectra of Reactor Buildings KKB and KKG (Switzerland). Paper ID 342, SMiRT23, Manchester (UK), 10.–14.08.2015.
U. Bumann, T. Szczesiak	R. Zinn, M. Borgerhoff, C. van Exel, U. Bumann, T. Szczesiak: Challenges Faced During the Modelling, Dynamic Analysis, and Vulnerability Study with SOFiSTiK in the Context of the SMART 2013 Benchmark Project. Paper ID 286, SMiRT23, Manchester (UK), 10.–14.08.2015.
U. Bumann, T. Szczesiak	Sevdali, M. Billmaier, Y. Mondet, T. Szczesiak, U. Bumann: Challenges faced during the modelling and dynamic analysis with SAP2000 using nonlinear shell elements. Paper ID 177, SMiRT23, Manchester (UK), 10.–14.08.2015.
F. Cartier, B. Bucher, R. Habegger	F. Cartier, B. Bucher, R. Habegger: Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke (MADUK), in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2014. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2015), S. 125–130.
J. Dus	M. Brezina, J. Dus, R. Einziger, J. Fernandez, A. Hillier, H. Issard, A. Jussofie, K. Kamimura, D-H. Kook, J. Kyffin, L. Kupca, A. Machiels, V. Rondinella, T. Saegusa, A. Sasahara, P. Standring, F. Takats, P. Vizcaino: Spent Fuel Performance Assessment and Research. Final Report of a Coordinated Research Project on Spent Fuel Performance Assessment and Research (SPAR-III) 2009–2014, IAEA-TECDOC-1771.
K. Germerdonk	H.-P. Seifert, H. Ernst, A. Flisch, D. Nussbaum, S. Ritter, K. Germerdonk: Manufacturing of a new type of NDE test samples with laboratory-grown intergranular IGSCC cracks in a Nickel base weld – Comparison of various NDE techniques applied to a challenging crack morphology. Proceedings of the 11 th ICNDE, Jeju Island, Korea, 19.–21.05.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Von Steinen und Hexen besessen – Amanz Gressly war als Mensch ein Sonderling und als Wissenschaftler ein Revolutionär. Seine Erkenntnisse in der Geologie gelten noch heute, 150 Jahre nach seinem Tod am 13. April 1865. NZZ am Sonntag vom 12.04.2015.
J. Hansmann	S. Loew, V. Lützenkirchen, J. Hansmann, A. Ryf, P. Guntli: Transient surface deformations caused by the Gotthard Base Tunnel, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, Volume 75, April 2015, Pages 82–101, ISSN 1365-1609, http://dx.doi.org/10.1016/j.ijrmms.2014.12.009 . (http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1365160915000118)
M. Hugi, O. Beffort, A.-K. Leuz, O. Mauron, S. Theis, M. Wieser	M. Hugi, O. Beffort, A.-K. Leuz, O. Mauron, S. Theis, M. Wieser, M. Monteil, P. Gerber, K. Schenk, T. Marti, R. Stroude: Abfallbewirtschaftung im Vergleich. Forschungsprogramm Radioaktive Abfälle der Arbeitsgruppe des Bundes für die nukleare Entsorgung, Projektbericht ENSI 33/188, Brugg, Februar 2015.
D. Kalkhof	H.-W. Viehrig, M. Houska, D. Kalkhof, H.-J. Schindler: Fracture mechanics characterisation of reactor pressure vessel multilayer weld metal. International Journal of Pressure Vessels and Piping 135-136 (2015) 36–51.
G. Piller	G. Piller: Mise en pratique de l'approche HERCA-WENRA: Ne pas en rester au stade du document, Revue Contrôle, ASN, N° 199, octobre 2015.
G. Piller	G. Piller: Radiological crisis management: a transboundary issue, Eurosafe Tribune 28, novembre 2015.

Autoren ENSI	Publikation
B. Reer	S. Hermsmeyer, L.E. Herranz, R. Iglesias, B. Reer, H. Nowack, M. Sonnenkalb, A. Stefanova, P. Chatelard, L. Foucher, E. Raimond, M. Barnak, P. Matejovic, V. Sanchez, G. Lajtha, Z. Techy, T. Lind, F. Gremme, M. Koch, A. Bujan, A. Grah, G. Pascal, P. Pla, M. Sangiorgi, M. Strucic, M. Vela Garcia: Review of Current Severe Accident Management Approaches in Europe and Identification of Related Modelling Requirements for the Computer Code ASREC V2.1. In: atw (International Journal for Nuclear Power). Vol. 60, Issue 7 (July 2015), 461–466.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, J. Rodríguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Knowledge from further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Division V 'Modeling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components', Paper Id 771, 23 rd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT23), Manchester, United Kingdom, 10.–14.08.2015.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Division V 'Modeling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components', Paper Id 773, 23 rd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT23), Manchester, United Kingdom, 10.–14.08.2015.
G. Schwarz	G. Schwarz: Long term operation of the first generation of Swiss nuclear power plants. Proceedings of the International Conference on Operational Safety, Vienna 23.–26.06.2015. (IAEA-CN-227-40).
M. L. Sentis	C. W. Gable, M. L. Sentis: Unstructured 3D Mesh Generation for Geological Applications Using LaGriT. Proceedings TOUGH symposium 2015 pp. 218–223, Lawrence Berkeley National Laboratory, 28–30.09.2015. Verfügbar auf folgender Website: http://esd1.lbl.gov/files/research/projects/tough/events/symposia/toughsymposium15/Proceedings_TOUGHSymposium2015.pdf
T. Szczesiak	M. Billmaier, T. Szczesiak, P. Zwicky: Nonlinear Seismic Behaviour of a Polar Crane: Identification of Significant Mechanical Parameters. Paper ID 178, SMiRT23, Manchester (UK), 10.–14.08.2015.
T. Szczesiak	M. Billmaier, T. Szczesiak, P. Zwicky: Nichtlineare Interaktion: Brückenkran in Reaktorgebäude unter seismischer Einwirkung. SIA Dokumentation D 0255, 14. D-A-CH-Tagung 2015, 20.–21.08.2015.

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
L. Adam	L. Adam: Regulatory Experience with Fuel Failures in Switzerland. IAEA Technical Meeting «Achieving Zero Failure Rates», Varna, 01.–02.10.2015.
F. Altkind, D. Schmid	F. Altkind, D. Schmid: CH-Solutions for providing electrical power in cases of long term black out of the grid. 9 th International Conference on Nuclear Plant Instrumentation, Control & Human-Machine Interface Technologies (NPIC & HMIT 2015), Charlotte, North Carolina (USA), 23.–26.02.2015.
T. Brogle	T. Brogle: Untersuchungen zum Betrieb eines radiologischen Portalmonitors (RPM) am Standort PSI West. ASI-Seminar PSI, Würenlingen, 14.01.2015.
T. Brogle	T. Brogle: Untersuchungen zum Betrieb eines radiologischen Portalmonitors (RPM) am Standort PSI West. Radiochemieseminar 2015, Brugg, 21.05.2015.
T. Brogle	T. Brogle: Revision des Notfallschutzkonzepts (NFSK). 42. Sitzung Arbeitskreis Notfallschutz des Fachverbandes für Strahlenschutz e. V., München, 15.10.2015.
B. Bucher	B. Bucher: Umweltradioaktivität in der Schweiz. 93. Sitzung des Arbeitskreises Umweltüberwachung (AKU) des Fachverbands für Strahlenschutz, ENSI, Brugg, 25.03.2015.
B. Bucher	B. Bucher, C. Danzi: Internationale Aeroradiometrie-Übung AGC15. 94. Sitzung des Arbeitskreises Umweltüberwachung (AKU) des Fachverbands für Strahlenschutz, Koblenz/D, 22./23.10.2015.
U. Bumann, T. Szczesiak	M. Billmaier, Y. Mondet, S. Villiger, U. Bumann, T. Szczesiak: Benchmark CASH: Workshop #1, Phase 1. Paris, 03.12.2015.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2015): Sedimentology of the HDS gravels in the northern Alpine Foreland. Jahrestagung der Schweizerischen Vereinigung der Quartärgeologen (CH-QUAT), Bern, 28.03.2015. http://www.naturwissenschaften.ch/organisations/ch-quat/events/ch_quat_meeting_2015
A. Dehnert, M. Rahn	N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alifimov, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, F. Schlunegger, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2015): Cosmogenic nuclide dating of glaciofluvial deposits: insights from the Alps. Oral Presentation. European Geosciences Union General Assembly 2015, Wien, Österreich, 12.–17.04.2015. http://www.egu2015.eu/
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2015): Quaternary landscape evolution of the Swiss Alpine Foreland. Oral presentation. XIX INQUA Congress, Nagoya, Japan, 26.07.–02.08.2015. http://inqua2015.jp/index.htm

Autoren ENSI	Vortrag
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. W. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2015): Depth-profile dating of proximal glaciofluvial gravels in the northern Swiss Alpine Foreland. Poster presentation. XIX INQUA Congress, Nagoya, Japan, 26.07.–02.08.2015. http://inqua2015.jp/index.htm
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. W. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2015): Long-term bedrock incision rates in the northern Swiss Alpine Foreland inferred from reconstructed Deckenschotter chronologies. Poster presentation. 13 th Swiss Geoscience Meeting, Basel 20.–21.11.2015. http://geoscience-meeting.ch/sgm2015/
J. Dus	J. Dus: SNF Storage: Current Activities at ENSI. Extended Storage Cooperation Program, EPRI, Charlotte, North Carolina (USA), 01.–03.12.2015.
H. R. Fierz	H. R. Fierz: Inspection Reports, A Systematic Approach. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 49 th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Issy-les-Moulineaux, France, 13.–16.04.2015.
H. R. Fierz	H. R. Fierz: Flaw Indications at the Reactor Pressure Vessel of NPP Beznau 1. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 50 th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Lyon, France, 19.–22.10.2015.
K. Germerdonk	R&D activities of ENSI related to LTO and AMP. 20 th Meeting of the IAGE Sub-Group Metals, Paris, 23.–24.03.2015.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Grundlagen Wasserchemie, anerkannter Ausbildungskurs K312/K310 für Strahlenschutz-Techniker und Sachverständige in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 10.02.2015.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Chemie im Kernkraftwerk, anerkannter Ausbildungskurs K312/K310 für Strahlenschutz-Techniker und Sachverständige in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 11.02.2015.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Grundlagen Wasserchemie, anerkannter Ausbildungskurs Modul 2 K332, Fachtechnisches Ergänzungsmodul für IHK-Fachkräfte, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 11.12.2015.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Kernkraftwerkschemie im Druck- und Siedewasserreaktor, anerkannter Ausbildungskurs Modul 2 K332, Fachtechnisches Ergänzungsmodul für IHK-Fachkräfte, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 16.12.2015.
H. Glasbrenner	H. Glasbrenner: Chemie und Strahlenschutz, anerkannter Ausbildungskurs Modul 2 K332, Fachtechnisches Ergänzungsmodul für IHK-Fachkräfte, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 17.12.2015.
A. Gorzel	A. Gorzel: Hüllrohrintegrität bei der trockenen Zwischenlagerung. Deutsch-Schweizer Kommission, Arbeitsgruppe 1, Basel, 28.–29.04.2015.
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 28. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», KKG, 12.05.2015.
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 29. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff», BKW, Bern, 18.11.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi : Amanz Gressly – Pionier der Geologie. Öffentlicher Vortrag an der Jahresversammlung der Naturforschenden Gesellschaft des Kantons Solothurn. Solothurn, 23.03.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Amanz Gressly – Ein Schwarzbube revolutioniert die Geologie. Saisonöffnung des Heimatmuseums des Schwarzbubenlands. Dornach, 12.04.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Country Update Switzerland – Changes in the Regulatory Framework. OECD/NEA: 8 th Meeting of the Decommissioning Cost Estimation Group (DCEG). Issy-les-Moulineaux, 16.–17.06.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Decommissioning in Switzerland – Status of Ongoing Projects and Preparatory Activities. Commissione Italo-Svizzera (CIS). ENSI, Brugg, 07.07.2015.
H. Hänggi	Experimente des ENSI im Felslabor Mont Terri und die Aufgaben des ENSI. Referentenseminar 2015 des Felslabors Mont Terri. St-Ursanne, 02.09.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Wo Amanz Gressly schliesslich Ruhe fand – Grab und Gedenkstein in Solothurn. Öffentliche Jahresexkursion der Naturforschenden Gesellschaft des Kantons Solothurn. Solothurn, 07.09.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Status of the Swiss Decommissioning Projects. IAEA: 9 th Meeting of the International Decommissioning Network (IDN). Wien, 10.–12.11.2015.
H. Hänggi	H. Hänggi: Status of the Swiss Decommissioning Projects. OECD/NEA: 16 th Session of the Working Party on the Management of Materials from Decommissioning and Dismantling (WPDD). Issy-les-Moulineaux, 23.–25.11.2015.
S. Hueber	S. Hueber: Risiko und Risikokommunikation. Vorlesungsreihe Umwelt- und Wissenschaftskommunikation IPMZ. Zürich, 16.10.2015.
S. Hueber	S. Hueber: Krisen- und Risikokommunikation über Technik und Technikfolgen. Vorlesung IPMZ. Oerlikon, 10.11.2015.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Hugi	Abfallbewirtschaftung im Vergleich – Projektergebnisse, Fachseminar Behandlung radioaktiver Abfälle in der Schweiz: Status & Trends. Fachhochschule Nordwestschweiz, Campus Brugg-Windisch, 24.04.2015.
M. Hugi	Radioactive and hazardous waste management in comparison. BIOPROTA Annual Meeting 2015 & Workshop on Geosphere-Biosphere Subsystem, CIEMAT, Madrid, Spanien, 25.–27.05.2015.
M. Hugi	Alternative Behältermaterialien – Behördliche Anforderungen. 29. Sitzung des Technischen Forum Sicherheit, ENSI, Brugg, 05.11.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Information exchange «RP in Decommissioning», 2015 NORTH AMERICAN ISOE ALARA SYMPOSIUM, Ft. Lauderdale, USA, 14.01.2015, http://www.isoe-network.net/
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Swiss Occupational Radiation Protection and Regulatory Highlights in 2014, US NRC REGION III RPM MEETING, Ft. Lauderdale, USA, 15.01.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Anforderungen an die Strahlenschutz-Ausbildung von Fahrzeugführern Klasse 7, Ämterkoordinationsitzung für Transport, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 22.01.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Strahlenschutzplanung: Zielsetzung, Aufbau und Beispiele, anerkannter Ausbildungskurs K312/K310 für Strahlenschutz-Techniker und Sachverständige in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 29.01.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Verantwortung und Aufgaben von StS-Sachverständigen gemäss StS- und KE-Gesetzgebung, anerkannter Ausbildungskurs K310 für Strahlenschutz-Sachverständige in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 23-24.02.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Strahlenschutz-Grundlagen und deren Umsetzung in der Schweiz, Kurs für Strahlenschutzbeauftragte am Fortbildungszentrum des Karlsruhe Institut für Technologie (KIT) 19.03.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Vergleich der Funktionen RPE und RPO in revidierter schweizerischer Strahlenschutzverordnung mit EU-BSS, Sitzung des Arbeitskreises Ausbildung im Fachverband für Strahlenschutz, Kursstätte für Strahlenschutz, Fachhochschule Aachen, Campus Jülich 28.04.2015 .
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Fallbeispiele aus der Strahlenschutzpraxis für den Unterricht, Sitzung des Arbeitskreises Ausbildung im Fachverband für Strahlenschutz, Kursstätte für Strahlenschutz, Fachhochschule Aachen, Campus Jülich 27.04.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Systematic Development of Radiation Protection in Nuclear Facilities, 2015 ISOE International ALARA Symposium on Occupational Exposure Management at Nuclear Facilities, Rio de Janeiro, Brazil, 26.05.2015, http://www.isoe-network.net/
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Regular Requirements on Education and Training for Radiation Protection in Switzerland: Comparison with Definitions of RPE and RPO in EU BSS, HERCA Workshop, Paris, 07.07.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn: Strahlenschutzplanung: Zielsetzung, Aufbau und Beispiele, Kurs 420, Strahlenschutz-Sachverständige für den Umgang mit offenen und geschlossenen radioaktiven Quellen, Arbeitsbereiche B und C. PSI, 12.10.2015.
S. G. Jahn	S. G. Jahn, T. Taylor: Highlights on Occupational Exposure in Switzerland (2015), ISOE Management Board Meeting, IAEA, Wien 18.11.2015, http://www.isoe-network.net/
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung und Rückbau in der Schweiz. 34. Sitzung der AG Entsorgung der Deutsch-Schweizerischen-Kommission, St. Ursanne, 25.06.2015.
J. Kuhlemann, M. Rahn	J. Kuhlemann, S. Ivy-Ochs, F. Anselmetti, C. Glotzbach, M. Rahn (2015): Tracing a glacial 2.5 Ma profile from Corsica. 13 th Swiss Geoscience Meeting, Basel 20.–21.11.2015. http://geoscience-meeting.ch/sgm2015/
R. Mailänder	R. Mailänder: Benefits to the regulator from test laboratories. Regulators Forum Workshop, Radioactive Waste Management Committee (RWMC) of the OECD-NEA, Helsinki, 08.–09.09.2015.
R. Mailänder	R. Mailänder: Situation der Kernenergie in der Schweiz: Die Perspektive der Aufsicht. Kernenergetisches Symposium im Rahmen des Kraftwerktechnischen Kolloquiums, TU Dresden, 13.–14.10.2015.
R. Mailänder	R. Mailänder: Kernenergie in der Schweiz: Perspektive und Forschung der Aufsicht. Geographisches Kolloquium der TU Dresden, 14.10.2015.
H. Mattli	H. Mattli: Physical Protection in Nuclear Facilities. International Physical Security Forum IPSF, Cambridge, Grossbritannien, 11.–17.04.2015.
H. Mattli	H. Mattli: Entwicklung und Umsetzung des Design Basis Threat DBT. TÜV Nord Akademie, Hamburg, 17.–18.01.2015.
H. Mattli, J. Dejoz	H. Mattli, J. Dejoz: Country report and status on Nuclear Security in Switzerland. Plenary Meeting on European Nuclear Security Regulators Association, Prague, 30.09.–02.10.2015.
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: Diplomatische Konferenz zur Convention on Nuclear Safety CNS. Neujahrsgespräch ENSI-BFE-PSI, Villigen, 09.01.2015.
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: The Convention on Nuclear Safety and the Vienna Declaration on Nuclear Safety: Some food for thought. Meeting of the Working Party on Atomic Questions WPAQ, Brüssel, 05.10.2015.

Autoren ENSI	Vortrag
G. Piller	G. Piller: ENSI und Strahlenschutz. Verwaltungsrat und Geschäftsleitung Nagra, Brugg, 14.03.2015.
G. Piller	G. Piller: ENSI - die Aufsichtsbehörde für Kernanlagen, Fachverband für Strahlenschutz, Arbeitskreis Umweltüberwachung, Brugg, 26.03. 2015.
G. Piller	G. Piller: Progress Report of the Working Group on Emergencies, HERCA Board of Heads, Lissabon, 05.05.2015.
G. Piller	G. Piller: Strahlenüberwachung, Nuklearexpertentreffen Österreich Schweiz, Wien, 08.05.2015.
G. Piller	G. Piller: Aufsicht Kernanlagen, Nuklearexpertentreffen Österreich Schweiz, Wien, 08.05.2015.
G. Piller	G. Piller: ENSI – die Aufsichtsbehörde für Kernanlagen, Radiochemieseminar, Brugg, 21.05.2015.
G. Piller	G. Piller, P. Jamet, P. Majerus: HERCA-WENRA Approach for a better cross-border coordination of protective actions during the early phase of a nuclear accident, European Nuclear Safety Regulators Conference, Brüssel, 30.06.2015.
G. Piller	G. Piller: Radiological Protection and Accident Management, Commissione Italo-Svizzera, Brugg, 07.07.2015.
G. Piller	G. Piller, P. Jamet, P. Majerus: HERCA-WENRA Approach for a better cross-border coordination of protective actions during the early phase of a nuclear accident, European Commission, Working Party on Atomic Question, Brüssel, 08.07.2015.
G. Piller	G. Piller: ENSI – die Aufsichtsbehörde für Kernanlagen, Kiwanis Fryburg-Sense-See, Düringen, 17.09.2015.
G. Piller	G. Piller, P. Jamet, P. Majerus: HERCA-WENRA Approach for a better cross-border Coordination of protective actions during the early phase of a nuclear accident, HERCA-WENRA Side event at the IAEA General Conference 2015, Wien 16.09.2015.
G. Piller	G. Piller, P. Jamet, P. Majerus: New European Approach for a better cross-border coordination of protective actions during the early phase of a nuclear accident, International Conference on Global EP&R, Vienna, 19–23.10.2015.
G. Piller	G. Piller: Progress Report of the Working Group on Emergencies, HERCA Board of Heads, Athen, 10.11.2015.
G. Piller	G. Piller: La surveillance des installations nucléaires, Journée thématique de l'Association Romande de Radioprotection, Renens VD, 27.11.2015.
G. Piller	G. Piller, P. Jamet, P. Majerus: Activities and results of HERCA's WG on Emergencies, Topical Workshop on «More Effective Emergency Preparedness & Response Arrangements at the EU level under the BSS Directive», European Commission, Brüssel, 03.12.2015.
M. Rahn	P. Valla, M. Rahn, D. Shuster, and P. van der Beek (2015): Deciphering tectonic, climatic-induced and hydrothermal signals in the late-stage exhumation history of the upper Rhône valley (Swiss Alps). Oral Presentation. European Geosciences Union General Assembly 2015, Wien, Österreich, 12.–17.04.2015. http://www.egu2015.eu/
M. Rahn	G. Lu, W. Winkler, S. Willett, A. von Quadt, M.G. Fellin, M. Rahn, Brack P. (2015): Cenozoic volcanoclastic signatures in sandstones of the Central and Southern Alps: their age, derivation and geodynamic significance – A project layout. 13 th Swiss Geoscience Meeting, Basel, 20.–21.11.2015. http://geoscience-meeting.ch/sgm2015/
M. Rahn	Schmid R., De Capitani C., Franz L., Rahn M.: Semi-quantitative Raman spectroscopy on fluor-hydroxyapatite serial solid solutions. 13 th Swiss Geoscience Meeting, Basel, 20.–21.11.2015. http://geoscience-meeting.ch/sgm2015/
R. Rusch	R. Rusch: Faits marquants en Suisse, Comité franco-suisse, groupe d'experts «Crise nucléaire», Paris, 31.03–01.04.2015.
R. Rusch	R. Rusch: Grenzüberschreitende Zusammenarbeit, RP FR, Freiburg i.B., 10.03.2015.
R. Rusch	R. Rusch: Assessment and Prognosis capabilities in Switzerland, IAEA Consultation meeting, Vienna, 23–27.03.2015.
R. Rusch	R. Rusch: GSR Part 7, Requirement 5: Protection strategy, Implementation in Switzerland, IAEA Interregional Workshop, Vienna, 16–20.10.2015.
R. Rusch	R. Rusch: Plenarversammlung KPABC, Sektoreinteilung Zone 2, Bern, 01.09.2015.
R. Rusch, E. Blust	R. Rusch, E. Blust: Berichterstattung im Rahmen der DSK-AG2, München, 21.–22.05.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie, Kurs 312, Paul Scherrer Institut, 06.02.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie, Kurs 420, Paul Scherrer Institut, 16.04.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenkrankheiten, Kaderkurse Medizin der Schweizer Armee, Place d'armes Moudon, 18.05.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie und Strahlenrisiken, Seminar für Personalärztinnen und Personalärzte, Basel, 23.09.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenkrankheiten, Kaderkurse Medizin der Schweizer Armee, Place d'armes Moudon, 28.09.2015.

Autoren ENSI	Vortrag
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Aktuelle Entwicklungen in der Strahlenbiologie, ASI-Mittagsseminar, Paul Scherrer Institut, 30.09.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie, Kurs 420, Paul Scherrer Institut, 08.10.2015.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Erkenntnisse aus Chernobyl und Fukushima, Weiterbildungsanlass der Schweizerischen Gesellschaft der Kernfachleute, Paul Scherrer Institut, 11.11.2015.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Test X5, IMPACT III, 14 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 09.12.2015.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Tests X6, X7 and X8, IMPACT III, 14 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 09.12.2015.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Induced Vibration Test V1, IMPACT III, 14 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 09.12.2015.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V2, IMPACT III, 6 th Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 10.–11.12.2015
G. Schwarz	G. Schwarz: How to improve effectiveness and efficiency of operational safety peer reviews: A regulators view. International Conference on Operational Safety; Vienna 23.–26.06.2015. https://nucleus.iaea.org/sites/gnssntemp/NSNI/PoS/Meetings/OSCF2015/Session%201/Panelist_Georg%20Schwarz,%20Switzerland,%20How%20to%20Improve%20Effectiveness%20and%20Efficiency%20of%20Operational%20Safety%20Peer%20Reviews.pdf
G. Schwarz	G. Schwarz: Swiss National Action Plan Follow up. 2nd ENSREG National Action Plan Review Workshop, Brussels, 20.04.2015. http://ensreg.eu/node/3836
G. Schwarz	G. Schwarz: Technical criteria and standards used for addressing the principles of the Vienna Declaration. Following up the Vienna Declaration on Nuclear Safety: An Informal Meeting of Nuclear Regulators. Buenos Aires, 16.–17.11. 2015.
G. Schwarz	G. Schwarz: Flaws Indications in the Reactor Pressure Vessel of Beznau 1 NPP. 34 th Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) Meeting, Paris, 30.11.–01.12.2015.
M. L. Sentis	A. Idiart, G. Román Ross, O. Silva, F. Grandia, L. Duro, M. Sentis: Hydrogen generation, transport and consumption in bentonite and Opalinus clay: scoping calculations. VI Clay conference, Brussels, 23.–26.03.2015. http://www.clayconferencebrussels2015.com/gallery/documents/Book_of_Abstracts_ClayConferenceBrussels2015.pdf
R. Sutter, E. Blust	R. Sutter, E. Blust: Ausbildungszentrum Zivilschutz BABS, Schwarzenburg, Notfallschutz in der Umgebung der Kernanlagen, 24.04.2015.
R. Sutter, E. Blust	R. Sutter, E. Blust: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 24.04.2015.
T. Szczesiak	T. Szczesiak: Design of a Deposit for Low Radioactive Materials in Leibstadt: Regulator Perspective. Präsentation im Rahmen der Vorlesung «Safety Assessment of Nuclear Structures» von Herrn Prof. S. Ghosh, ETH Zürich, 15.04.2015.
C. von Arx	C. von Arx, F. Stoffel: Implementation of JRodOS in Switzerland. RODOS User Group conference, Hildesheim, 21.–22.04.2015.
C. von Arx	C. von Arx: KKW-Referenzszenarien und Zonenkonzept. 8. Nationale Notfallschutz-Konferenz, Bern, 01.–02.09.2015.
C. von Arx	C. von Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 10.09.2015.
C. von Arx	C. von Arx: Implementation of JRODOS in Switzerland. IMAGES workshop, Greek Atomic Energy Commission, Athens, 12.–13.11.2015.

Anhang D: Richtlinien des ENSI

Fett gedruckte Titel beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Die Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt. Stand: Dezember 2015.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand Ausgabe- bzw. Revisionsdatum
ENSI-G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	Januar 2011
ENSI-G02	Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke	
ENSI-G03	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis	April 2009
ENSI-G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	Juni 2015 (Revision 2)
ENSI-G05	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	April 2008
ENSI-G06	Baudokumentation	
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	Juli 2013
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015
ENSI-G09	Betriebsdokumentation	Juni 2014
ENSI-G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	
ENSI-G13	Messmittel für ionisierende Strahlung	Oktober 2015
ENSI-G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Dezember 2009 (Revision 1)
ENSI-G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	Stilllegung von Kernanlagen	April 2014
ENSI-G18	Brand- und Blitzschutz für Kernanlagen	
ENSI-G19	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	
ENSI-G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	Januar 2015
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand Ausgabe- bzw. Revisionsdatum
ENSI-A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	Juli 2009
ENSI-A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken	
ENSI-A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014
ENSI-A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009 (Revision 1)
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2009
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015
ENSI-A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010
ENSI-A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand Ausgabe- bzw. Revisionsdatum
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Juni 2015 (Revision 5)
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	März 2012 (Revision 3)
ENSI-B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen	August 2009
ENSI-B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007
ENSI-B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
ENSI-B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
ENSI-B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen	Juli 2011
ENSI-B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
ENSI-B11	Notfallübungen	Januar 2013 (Revision 1)
ENSI-B12	Notfallschutz in Kernanlagen	Oktober 2015 (Revision 1)
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
ENSI-B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-04	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
HSK-R-07	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-16	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-30	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
HSK-R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
HSK-R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
HSK-R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
HSK-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
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-9601
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2016

ENSI-AN-9601
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, www.ensi.ch