



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 2014

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2014

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2014

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2014

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	12
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	15
1.1 Brennstoffe und Materialien	16
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien	16
1.1.2 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project	19
1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project	22
1.1.4 SAFE – 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 – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	28
1.1.7 PISA-II – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis	30
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	33
1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	33
1.2.2 OECD CADAQ – Cable Ageing Data and Knowledge Project	34
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	35
1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange	36
1.3 Externe Ereignisse	38
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	38
1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	41
1.3.3 Starkbeben-Forschung des Schweizerischen Erdbebendienstes	42
1.3.4 SMART 2013 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken	44
1.3.5 Plattform Extremereignisse (PLATEX): Studie zur Hochwassergefährdung (EXAR)	48
1.4 Menschliche Faktoren	49
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	49
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	52
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	52
1.5.2 LINX - Dynamik dünner Flüssigkeitsfilme in einer Umgebung mit Kondensation und Wiederverdampfung	55
1.5.3 MELCOR – Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases	57
1.5.4 OECD BSAF – Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	58
1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR	61
1.6 Strahlenschutz	63
1.6.1 Strahlenschutzforschung	63
1.7 Stilllegung und Entsorgung	66
1.7.1 IAEA-Projekte zur Stilllegung von Kernanlagen	66
1.7.2 Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern	67
1.7.3 Abfallbewirtschaftung im Vergleich	69
1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri	73
1.7.5 OECD-NEA Clay Club	76
1.7.6 SITEX – Sustainable network of Independent Technical Expertise for radioactive waste disposal	77
1.7.7 Projekte zu Auslegung, Pilotlager und Monitoring eines geologischen Tiefenlagers	79
1.7.8 DECOVALEX-2015 Project	83
1.7.9 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland	85

2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	91
2.1	Überprüfung von Baugruppen betreffend Kondensatoren «Red Cabs»	92
2.2	Weitere Erkenntnisse zu den Befunden in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 und die Umsetzung der WENRA-Empfehlung	93
2.3	Probleme mit Gel-Bildung in konditionierten Abfällen	94
2.4	Freisetzung aus einem Endlager	94
3.	Internationale Zusammenarbeit	95
3.1	Internationale Übereinkommen	97
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	97
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	98
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	99
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	99
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	99
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	102
3.3	Behördenorganisationen	105
3.3.1	Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	105
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	106
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	107
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	107
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	108
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	108
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	108
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	109
3.4.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana–Svizzera CIS)	109
3.5	Weitere bilaterale Zusammenarbeit	109
4.	Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht	111
4.1	ENSI-G09: Betriebsdokumentation	111
4.2	ENSI-G17: Stilllegung	111
4.3	ENSI-A03: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	112
4.4	ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	112
5.	Strategie und Ausblick	113
	Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	117
	Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	273
	Anhang C: Publikationen und Vorträge 2014	277
	Anhang D: Richtlinien des ENSI	283

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 Zu-

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

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

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



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

Die Projekte des Forschungsprogramms tragen zur Klärung offener Fragen bei, sie liefern Grundlagen und entwickeln Hilfsmittel weiter, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht. Sie fördern die Kompetenzen für die Aufsichtstätigkeit und tragen zu einer unabhängigen Expertise bei. Schliesslich erzielen internationale Projekte Ergebnisse, die in der Schweiz alleine nicht erreicht werden könnten, und fördern gleichzeitig die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind 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 den erhöhten Abbränden und den Sicherheitskriterien für Störfälle. Die im Jahre 2014 abgeschlossenen Phasen beim Halden Reactor Project sowie beim Studsvik Cladding Integrity Project erbrachten wesentliche Erkenntnisse vor allem zum Brennstoffverhalten bei Kühlmittelverlust-Störfällen. Bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Im Projekt SAFE wurden in den letzten drei Jahren Rissbildung und -wachstum an Materialien des Reaktor-Kühlkreislaufs untersucht. Dabei erzielten die Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI auch international beachtete Ergebnisse dazu, wie Wasserstoff in Heisswasser sowie die zeitliche Abfolge mechanischer Belastungen die Rissentwicklung beeinflussen.
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 ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken – beispielsweise zu Schäden an passiven metallischen Komponenten und

zu Brandereignissen – aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden. Das Projekt ICDE, das gleichartige Fehler aufgrund gemeinsamer Ursache bei Kernkraftwerks-Komponenten untersucht, stellte 2014 einen Überblicksbericht zu Wärmetauschern fertig.

3. Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich vom ENSI unterstützte Forschungsprojekte befassen. Der Schweizerische Erdbebendienst SED veröffentlichte im September 2014 einen Bericht zur Abminderung von Bodenbewegungen mit der Entfernung vom Erdbebenherd. Durch Verwendung von Daten aus Ländern mit hoher Seismizität konnte er das Abminderungsmodell für die Schweiz verbessern. Die Auswirkungen von starken Erdbeben auf Gebäude von Kernkraftwerken wurden durch vergleichende Berechnungen im internationalen Projekt SMART untersucht. Die Experten konnten das dynamische Verhalten von Stahlbetonstrukturen realistischer als bisher abbilden und wichtige Erkenntnisse zu deren Verletzbarkeit gewinnen.
4. Zu **menschlichen Faktoren** führte das Halden Reactor Project im Berichtjahr aufschlussreiche Simulatorstudien durch, an denen auch Forscher des PSI beteiligt waren. Eine Vergleichsstudie unter zehn Operateurgruppen offenbarte eine erhebliche Variabilität im Umgang mit unvorhergesehenen Situationen. Dabei wurden innovative Techniken eingesetzt, welche das Situationsverständnis der Operateure und die Grenzen ihrer Belastbarkeit klarer zeigen als zuvor.
5. **Systemverhalten und Störfallabläufe** in Kernkraftwerken werden ausgehend vom Normalbetrieb bis hin zu Kernschmelz-Unfällen analysiert. Dazu werden Computermodelle erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Das Projekt OECD BSAF umfasste vergleichende Simulationen der Unfallabläufe beim Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi durch Forschergruppen aus acht Ländern, da-

runter auch vom PSI. In der 2014 abgeschlossenen Projektphase standen die ersten sechs Tage des Unfallverlaufs im Mittelpunkt. Die Ergebnisse lassen begründete Vermutungen über den Verlauf der Kernschmelze, das Versagen von Komponenten und den Endzustand in den betroffenen Reaktoren zu.

6. Die anwendungsbezogenen Arbeiten im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei. Gerade in diesem Bereich ist der Kompetenzerhalt ein ganz wichtiger Aspekt.
7. Bei der **Entsorgung** gewinnen neben geologischer Tiefenlagerung und Rückbau auch Behandlung, Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen an Bedeutung. So konnten Ende 2014 die fachlichen Arbeiten zum Vergleich der Bewirtschaftung radioaktiver und konventioneller Abfälle abgeschlossen werden, an denen mehrere Bundesinstitutionen beteiligt waren. Die Resultate zeigen Optimierungsmöglichkeiten insbesondere für die Behandlung radioaktiver organischer und metallischer Abfälle auf. Seit dem Frühling 2014 unterstützt das ENSI ein Projekt der Universität Bayreuth, das ein Simulationsprogramm für die thermische und mechanische Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern entwickeln soll. Mit Blick auf unabhängige Beurteilungen wird dabei ein von den Berechnungen der Hersteller und Betreiber verschiedener Ansatz verfolgt.

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, darunter neu auch Vorkommnisse im Bereich Entsorgung. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und gegebenenfalls Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit abzuleiten. Demnach sind die wichtigsten Ergebnisse:

- In ausländischen Anlagen fielen bestimmte Mehrschicht-Keramikkondensatoren, sogenannte Red Cabs, von Leittechniksystemen aus. Die entsprechenden Baugruppen Iskamatic-A und Teleperm-C sind zwar auch in Schweizer Kernkraftwerken im Einsatz. Eine vom ENSI angeordnete Überprüfung zeigte aber, dass diese keine Red Cabs enthalten.
- Die 2012 erkannten Herstellungsfehler in den Reaktordruckbehältern (RDB) der beiden belgischen Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 werden nach unerwarteten Ergebnissen von Materialtests weiter untersucht, während die Anlagen erneut abgeschaltet wurden. Der RDB-Hersteller für das Kernkraftwerk Mühleberg war derselbe wie bei Doel-3 und Tihange-2. Daher wurde noch 2012 eine zerstörungsfreie Prüfung auf solche Fehler für das Kernkraftwerk Mühleberg durchgeführt, dies ohne Befunde. Bei den RDBs der Kernkraftwerke Beznau und Gösgen, die in der Schweiz noch zu untersuchen sind, brachte 2014 die Überprüfung der Herstellungsdocumentation keine Hinweise auf Materialfehler, die Ultraschall-Prüfungen sind für 2015 vorgesehen. Das ENSI erfüllt damit die entsprechende Empfehlung der Western European Nuclear Regulator's Association WENRA.
- Vermutlich wegen Säure-Base-Reaktionen trat an Fässern mit zementierten Abfällen des belgischen Kernkraftwerks Doel ein mit Cäsium-137 kontaminiertes Gel aus. Das ENSI forderte die Schweizer Betreiber auf, die Übertragbarkeit auf ihre Konditionierungsverfahren und Abfälle zu prüfen. Deren erste Beurteilung und die jährlichen Inspektionen ergaben keine Hinweise auf solche Prozesse. Nach der definitiven Ursachenerklärung des Vorkommnisses in Doel müssen die Schweizer Betreiber aber noch eine abschliessende Stellungnahme zu Massnahmen bei ihren Abfällen abgeben.
- In der US-amerikanischen Waste Isolation Pilot Plant WIPP, einem Tiefenlager nahe Carlsbad, New Mexico, kam es zu einem Brand und einer Freisetzung von Radioaktivität. Die Vorkommnisse sind durch die zuständigen amerikanischen Behörden noch nicht abschliessend bewertet. Am Technischen Forum Sicherheit vom 5. Dezember 2014 wurde durch das ENSI über den Zwischenstand der Arbeiten informiert. Das ENSI verfolgt die weitere Entwicklung und informiert wieder, sobald die Abschlussberichte der amerikanischen Behörden vorliegen und ausgewertet sind.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI arbeitet laufend mit internationalen Organisationen und ausländischen Aufsichtsbehörden zusammen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergiebehörde IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die WENRA sowie die bilateralen Kommissionen und Gespräche mit Frankreich, Deutschland, Österreich und Italien. Die Ziele des ENSI gehen dabei in zweierlei Richtungen. Einerseits will das ENSI den internationalen Standard im Bereich der nuklearen Sicherheit erfassen und für die Schweiz umsetzen. Andererseits engagiert es sich darin, die nukleare Sicherheit und Sicherung laufend weiter zu entwickeln und zu verbessern. Im Hinblick darauf hat das ENSI 2014 eine Strategie zur internationalen Zusammenarbeit erarbeitet, die Leitlinien zu den Themen Präsenz, Transparenz, Kompetenz und Unabhängigkeit vorgibt.

Im Zentrum der internationalen Aktivitäten des ENSI stand 2014 die auf Kernkraftwerke bezogene Convention on Nuclear Safety (CNS). Bei deren sechster regulärer Überprüfungs-konferenz im März/April wurde die Einhaltung der Vertragsbestimmungen durch die Mitgliedsländer kontrolliert. Die Schweiz erhielt dabei positive Bewertungen insbesondere für die Ermittlung der Erdbebengefährdung, für ihre Auseinandersetzung mit der Sicherheitskultur und für das externe Lager in Reitau. Gleichzeitig wurden zukünftige Herausforderungen vor allem in Bezug auf die Restlaufzeit und Stilllegung von Kernkraftwerken identifiziert. Bei der Konferenz wurden praktische Verbesserungen im Überprüfungsprozess der CNS und der Erstellung der Länderberichte beschlossen. Eine Mehrheit der Vertragsstaaten befürwortete ausserdem einen Schweizer Vorschlag zur Änderung der Konvention und somit eine darauf bezogene Diplomatische Konferenz. Gemäss dem Vorschlag sollen das Auslegungsprinzip der Reaktoren der dritten Generation verbindlich festgelegt und bestehende Anlagen systematisch und regelmässig neu bewertet werden. Die Prinzipien dieses Vorschlags wurden schliesslich bei der Diplomatischen Konferenz im Februar 2015 nicht als Änderung der Konvention, sondern in Form einer gemeinsamen Erklärung aller Vertragsstaaten umgesetzt, deren Einhaltung bei zukünftigen Überprüfungs-konferenzen kontrolliert werden wird.

Zum Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (sogenannte Joint Convention) fand im Mai 2014 eine ausserordentliche Konferenz statt. Bei dieser wurden, analog zur CNS, praktische Verbesserungen im Überprüfungsprozess und bei der Erstellung der Länderberichte beschlossen. Im Hinblick auf die fünfte Überprüfungs-konferenz im Mai 2015 reichte das ENSI im Oktober 2014 fristgerecht den Schweizer Länderbericht bei der IAEA ein. Die Europäische Union EU verabschiedete eine revidierte Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (European Directive on Nuclear Safety), die am 14. August 2014 in Kraft gesetzt wurde. Sie verfolgt das Ziel, die nukleare Sicherheit aufrechtzuerhalten und kontinuierlich zu verbessern. Schliesslich schloss die WENRA die Überarbeitung ihrer Richtlinien (Safety Reference Levels) für bestehende Reaktoren hinsichtlich der Lehren aus dem Unfall von Fukushima mit deren Veröffentlichung im September 2014 ab.

Aktuelle Änderungen und Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des bestehenden Regelwerks wurde 2014 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete drei neue Richtlinien und revidierte eine Richtlinie wie folgt:

- ENSI-G09: Betriebsdokumentation;
- ENSI-G17: Stilllegung;
- ENSI-A03: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken;
- ENSI-B02 (Revision): Periodische Berichterstattung der Kernanlagen.

Résumé

Recherche en matière de sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier les questions en suspens, à fournir des bases et à perfectionner les outils dont l'IFSN a besoin pour son travail. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et contribuent à une expertise indépendante. Enfin, les projets internationaux parviennent à des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus en Suisse uniquement et favorisent en même temps 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. Les phases terminées en 2014 du projet du réacteur de Halden et du projet «Studsvik Cladding Integrity» ont fourni des connaissances essentielles surtout en matière de comportement du combustible lors de défaillances avec perte de moyen de refroidissement. Concernant les matériaux de structure, les processus du vieillissement sont déterminants. Dans le cadre du projet SAFE, la formation et la croissance de fissures sur des matériaux du circuit de refroidissement du réacteur ont été analysées lors des trois dernières années. Les chercheurs de l'Institut Paul Scherrer ont alors obtenu des résultats remarquables au niveau international qui portent sur la manière dont l'hydrogène dans l'eau très chaude et dont la séquence temporelle des contraintes mécaniques influence l'évolution de fissures.
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. Pour ce faire, des banques de données spécifiques, comme par exemple sur l'endommagement de composants métalliques passifs ou sur des incendies, ont été créées. Avec ces banques de données, le retour d'expérience d'exploitation de nombreux pays peut être évalué systématiquement. Le projet ICDE, analysant pour les composants de centrales nucléaires des défauts de même type en raison d'une cause commune, a terminé en 2014 un rapport d'aperçu sur les échangeurs de chaleur.
3. Des tremblements de terre, crues et chutes d'avion sont des **événements externes** sur lesquelles les projets de recherche soutenus par l'IFSN se penchent. Le Service sismologique suisse (SED) a publié en septembre 2014 un rapport sur l'atténuation des mouvements du sol en fonction de l'éloignement du foyer du séisme. L'utilisation de données issues de pays avec une sismicité accrue a permis d'améliorer le modèle d'atténuation pour la Suisse. Les conséquences de forts séismes sur des bâtiments de centrales nucléaires ont été analysées au travers de calculs comparatifs dans le cadre du projet international SMART. Les experts pouvaient reproduire le comportement dynamique de structures en béton armé de manière plus réaliste que jusque-là. Ils ont pu obtenir des connaissances importantes quant à leur vulnérabilité.
4. Concernant les **facteurs humains**, le projet du réacteur de Halden a réalisé, lors de l'année en revue, des études de simulation révélatrices auxquelles des chercheurs de l'Institut Paul Scherrer ont aussi participé. Une étude comparative entre dix groupes d'opérateurs a dévoilé une variabilité significative dans le traitement des situations imprévues. Des techniques innovatrices ont alors été employées et ont montré plus clairement qu'auparavant la compréhension de la situation par les opérateurs ainsi que les limites de leur résistance.
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. Le projet BSAF de l'OCDE englobait des simulations comparatives des déroulements d'accident à la centrale nucléaire de Fukushima-Daiichi par des chercheurs de huit pays, dont certains provenaient de l'Institut Paul Scherrer. Lors de la phase du projet terminée en 2014, l'accent a été mis sur les six premiers jours du déroulement de l'accident. Les résultats autorisent des hypothèses fondées sur le déroulement de la fusion du cœur, la défaillance de composants et l'état final des réacteurs concernés.

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.
7. Dans la **gestion des déchets**, le traitement, le transport et le stockage intermédiaire de déchets radioactifs gagnent en importance en plus du stockage en couches géologiques profondes et du démantèlement. Fin 2014, les travaux techniques pour la comparaison de la gestion des déchets radioactifs et conventionnels ont été terminés. Plusieurs institutions de la Confédération y ont participé. Les résultats révèlent des possibilités d'optimisation, en particulier dans le traitement des déchets radioactifs organiques et métalliques. Depuis le printemps 2014, l'IFSN soutient un projet de l'Université de Bayreuth. Ce dernier vise à développer un programme de simulation pour le dimensionnement thermique et mécanique d'emballages de transport et de stockage. Dans l'optique d'une évaluation indépendante, une approche différente des calculs des fabricants et des exploitants est suivie.

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 dont, pour la première fois, des évènements survenus dans la gestion des déchets. Ils ont été analysés afin d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses et, le cas échéant, d'en déduire des mesures pour améliorer la sécurité. En conséquence, les résultats les plus importants du point de vue de l'IFSN sont les suivants:

- Certains condensateurs céramiques multicouches de systèmes de contrôle-commande, appelés «red cabs», sont tombés en panne dans des installations étrangères. Bien que les modules correspondants Iskamatic-A et Teleperm-C soient aussi utilisés dans des centrales nucléaires suisses, une vérification ordonnée par l'IFSN a cependant montré qu'elles ne comprennent aucun «red cabs».
- Les défauts de fabrication identifiés en 2012 dans les cuves de pression des réacteurs des deux centrales nucléaires de Doel 3 et Tihange 2 sont analysés de manière plus approfondie suite à des résultats inattendus de tests de matériau; alors que les installations ont à nouveau été arrêtées. Le fabricant de la cuve du réacteur de la centrale nucléaire de Mühleberg était le même que celui des centrales de Doel 3 et de Tihange 2. Un contrôle non destructif a encore été réalisé en 2012 pour la centrale nucléaire de Mühleberg par rapport à ces défauts, sans aboutir à des constats. Pour les cuves des centrales nucléaires de Beznau et de Gösgen, qui doivent encore être analysées en Suisse, la vérification de la documentation de fabrication en 2014 n'a fourni aucun indice quant à des défauts de matériau. Les examens par ultrasons sont prévus pour 2015. L'IFSN donne ainsi suite à une recommandation correspondante de l'association WENRA (Western European Nuclear Regulator's Association).
- Probablement en raison de réactions acido-basiques, un gel contaminé avec du césium 137 s'est échappé de fûts contenant des déchets cimentés de la centrale nucléaire belge de Doel. L'IFSN a enjoint les exploitants suisses d'examiner une possible transposition sur leur procédé de conditionnement et leurs déchets. La première évaluation et les inspections annuelles n'ont fourni aucune indication sur de tels processus.

Après la clarification définitive de la cause de l'évènement à Doel, les exploitants suisses devront encore remettre une prise de position définitive sur les mesures pour leurs déchets.

- Dans le dépôt américain WIPP (Waste Isolation Pilot Plant), un dépôt en profondeur à proximité de Carlsbad, Nouveau Mexique, un incendie et un rejet de radioactivité se sont produits. Les évènements ne sont pas encore définitivement évalués par les autorités américaines compétentes. Lors du forum technique sur la sécurité du 5 décembre 2014, l'IFSN a informé sur l'état intermédiaire des travaux. Elle suit les évolutions et informera de nouveau, aussi tôt que les rapports finaux des autorités américaines seront disponibles et auront été évalués.

Coopération internationale

L'IFSN coopère avec des organisations internationales et des autorités de surveillance étrangères. Les plus importantes sont l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économique (AEN de l'OCDE), la WENRA, ainsi que les commissions et les discussions bilatérales avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et l'Italie. Les objectifs de l'IFSN vont dans deux directions. L'IFSN veut d'une part saisir le standard international dans le domaine de la sécurité nucléaire et le mettre en œuvre en Suisse. Elle s'engage d'autre part pour un développement et une amélioration continus de la sécurité et sûreté nucléaires. Dans cette optique, l'IFSN a élaboré en 2014 une stratégie pour la coopération internationale qui prescrit des directives sur les thèmes de la présence, de la transparence, de la compétence et de l'indépendance.

La Convention sur la sûreté nucléaire (CNS), liée aux centrales nucléaires, se trouvait au centre des activités internationales de l'IFSN en 2014. Lors de la sixième réunion régulière d'examen, tenue en mars/avril, le respect des dispositions de l'accord par les pays membres a été contrôlé. La Suisse a alors reçu des évaluations positives, en particulier pour la détermination de l'aléa sismique, pour sa réflexion sur la culture de sécurité et pour le dépôt externe de Reitnau. En même temps, des défis futurs ont été identifiés surtout par rapport à la durée de vie restante et à la désaffectation des centrales nucléaires. Lors de la conférence, des améliorations pratiques dans le processus d'examen de la convention et dans l'établissement des rapports nationaux ont été

décidées. Une majorité des Etats contractants a accepté une proposition suisse pour un amendement de la convention et la conférence diplomatique qui s'y réfère. Selon la proposition, le principe de conception des réacteurs de la troisième génération doit être défini de manière contraignante. De plus, les installations existantes doivent être réévaluées systématiquement et régulièrement. Les principes de cette proposition ont finalement été mis en œuvre, lors de la conférence diplomatique de février 2015, non pas comme amendement de la convention mais sous la forme d'une déclaration commune de tous les Etats contractants. Le respect de cette déclaration sera contrôlé lors des futures réunions d'examen.

Concernant la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, une réunion extraordinaire s'est tenue en mai 2014. Lors de celle-ci, des améliorations pratiques ont été décidées, comme pour la Convention sur la sûreté nucléaire, pour le processus d'examen et l'établissement des rapports nationaux. En vue de la cinquième réunion d'examen en mai 2015, l'IFSN a remis dans les délais le rapport national en octobre 2014 auprès de l'AIEA.

L'Union européenne a adopté une directive révisée concernant la sécurité nucléaire (Directive Euratom pour la sûreté des installations nucléaires), qui est entrée en vigueur le 14 août 2014. Elle poursuit l'objectif de maintenir et d'améliorer continuellement la sécurité nucléaire. Finalement, la WENRA a conclu, par leur publication en septembre 2014, le remaniement de ses directives (Safety Reference Levels) pour les réacteurs existants sous l'angle des enseignements tirés de l'accident de Fukushima.

Changements et développement actuels des bases de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation existante a été poursuivie en 2014. L'IFSN a adopté trois nouvelles directives et en a révisé une:

- ENSI-G09: documentation d'exploitation;
- ENSI-G17: désaffectation;
- ENSI-A03: réexamen périodique de centrales nucléaires;
- ENSI-B02 (révision): rapports périodiques des installations nucléaires.

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 «Research into Regulatory Safety» 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 radioactive materials. Research into fuels is concentrated on high burn up and the safety criteria for accidents. The phases of the Halden Reactor Project and the Studsvik Cladding Integrity Project completed in 2014 produced important findings, particularly with regard to the behaviour of nuclear fuel in loss-of-coolant accidents. The research into structural materials focuses on ageing processes. During the last three years, the SAFE Project has been investigating the formation and growth of cracks in materials used in reactor cooling circuits. In this area the researchers at the Paul Scherrer Institute (PSI) obtained internationally noted results on how the hydrogen present in hot water as well as the chronological sequence of mechanical stresses affect crack development.
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 have a detrimental effect. For this purpose, specific databases are being created, e.g. of damage to passive metal components and fire accidents. These databases will facilitate a systematic analysis of relevant operating experience from many countries. In 2014, the ICDE Project, which is looking at common-cause failures in the components used in nuclear power plants, published an overview report on heat exchangers.
3. ENSI supports research projects that address **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes. In September 2014, the Swiss Seismological Service (SED) published a report on the ground motion attenuation as a function of the increase in distance to the earthquake's source. By incorporating data from countries with high seismic activity, the SED has improved the attenuation model for Switzerland. Using comparison calculations, the international SMART project has been looking at the impact of severe earthquakes on nuclear power plant buildings. This has enabled experts to represent the dynamic behaviour of reinforced concrete structures in a more realistic way. It has also provided important insights into their vulnerability.
4. In terms of research into **human factors**, the Halden Reactor Project completed informative simulation studies, in which PSI researchers also participated. A comparative study of 10 operator groups revealed marked variability in the way unforeseen situations are handled. The project employed a range of innovative mechanisms that provided a more realistic picture of the understanding that operators have of individual situations and the limits of their resilience.
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. The OECD BSAF project, which involves research groups from eight countries including PSI, has been looking at comparison simulations of the sequence of events during the accident at the Fukushima-Daiichi nuclear power plant. The phase which concluded in 2014 focused on the first six days of the accident. The results will allow justified assumptions to be made on the development of the core meltdown, component failure and the end state of the affected reactors.

6. Applied research in **radiological protection** includes the technology used to measure radiation as well as aero-radiometry and the development of new methodologies for radionuclide analyses. In addition, involvement in the development of international norms contributes to the cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise is maintained in this field.
7. In the field of **waste management**, there is an increasing focus not just on projects relating to the deep geological repository and decommissioning but also on the treatment, transport and interim storage of radioactive waste. For example, the technical task of comparing the management of radioactive and conventional waste was concluded in 2014 and involved several federal institutions. This work identified possible improvements, particularly with regard to the treatment of radioactive organic and metal waste. Since early 2014, ENSI has been supporting a project of the University of Bayreuth that is seeking to develop a simulation program for the thermal and mechanical design of transport and storage containers. The approach adopted by this project differs from the calculations used by manufacturers and licensees, and thus aims to provide an independent assessment capability.

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, including for the first time incidents in the field of waste management. 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 are listed in the following:

- Failure of specific multilayer ceramic capacitors used in I & C systems – the so-called «Red Cabs» – in several plants outside Switzerland: As the relevant Iskamatic A and Teleperm C assemblies are also used in Swiss nuclear power plants, ENSI ordered a review to see whether these assemblies

contained «Red Cabs». However, none was found.

- Manufacturing defects identified in 2012 in the reactor pressure vessels (RPVs) of the two Belgian nuclear power stations Doel-3 and Tihange-2: Subsequent material tests produced unexpected results and so further tests were conducted with the facilities again being shut down. The manufacturer of the RPVs in the Doel-3 and Tihange-2 plants also produced the RPV in the Mühleberg nuclear power plant. Hence, non-destructive tests were conducted in 2012 to determine whether similar defects existed at the Mühleberg power plant, with no report of any being found. The RPVs at the Beznau and Gösgen nuclear power plants are still to be inspected but a review in 2014 of the manufacturing documentation revealed no evidence of material defects. Ultrasound tests are planned for 2015. Thus ENSI is compliant with the relevant recommendation from WENRA, the Western European Nuclear Regulator's Association.
- Gel contaminated with Caesium-137 escaped from barrels containing cemented waste at the Doel nuclear power plant in Belgium, most likely caused by acid-based reactions. ENSI ordered Swiss licensees to investigate possible implications for their own conditioning processes and waste. Neither the initial assessment nor the annual inspections revealed any evidence of such processes. Once the actual cause of the incident in Doel is known, Swiss operators will be required to issue a definitive comment on their waste-management measures.
- In the United States, a fire and a release of radioactivity occurred at the Waste Isolation Pilot Plant WIPP, a deep repository near Carlsbad in New Mexico. The competent US authorities have not yet concluded their evaluation of the incidents. ENSI provided an update on the investigations at the meeting of the Safety Technical Forum on 5 December 2014. ENSI will continue to monitor developments and report further once the final reports by the US authorities have been published and assessed.

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 improvement to nuclear safety and security. In 2014, ENSI compiled a strategy on international cooperation that set out the principles relating to presence, transparency, expertise and independence.

In 2014, the international activities of ENSI focussed primarily on the Convention on Nuclear Safety (CNS) related to nuclear power stations. The Sixth Regular Review Conference of CNS in March/April monitored the compliance of member states with their contractual terms and conditions: Switzerland received positive reviews, particularly with regard to the identification of earthquake risks, its commitment to the safety culture and for the external storage facility at Reitnau. The review also identified future challenges, in particular the remaining service life and the decommissioning process of nuclear power plants. The conference also agreed on practical improvements to the CNS review process and the preparation of country reports. In addition, a majority of the Contracting Parties supported a Swiss proposal to amend the Convention and convene a Diplomatic Conference to consider it. Under the proposal, the design principles for the third-generation reactors would be set in a binding form and existing facilities would be re-assessed systematically and regularly. Eventually the Diplomatic Conference in February 2015 did not approve an amendment to the Convention but agreed that the principles underlying the proposal were to be implemented through a joint declaration signed by all Contracting Parties; compliance with this declaration will be monitored at future Review Conferences.

An Extraordinary Conference of the Joint Convention on the safety of spent fuel management and the safety of radioactive active waste management was held in May 2014. This Conference, similar to what had happened at the CNS Conference, agreed on practical improvements to the review process and the preparation of country reports. In preparation for the Fifth Review Conference in May 2015, ENSI submitted the Swiss country report on time in October 2014 to the IAEA.

The European Union (EU) approved a revised European Directive on Nuclear Safety, which was enacted on 14 August 2014. Its aim is to maintain and constantly improve nuclear safety. Finally, WENRA concluded the revision of its Safety Reference Levels for existing reactors to reflect the lessons from the accident at Fukushima. This revision was published in September 2014.

Current changes and developments in underlying surveillance principles

The work to update the existing regulatory framework continued during 2014 and ENSI published three new guidelines and one revision during the year:

- ENSI-G09: Operating documentation;
- ENSI-G17: Decommissioning;
- ENSI-A03: Periodic safety review of nuclear power plants;
- ENSI-B02 (Revision): Periodic reporting by nuclear facilities.

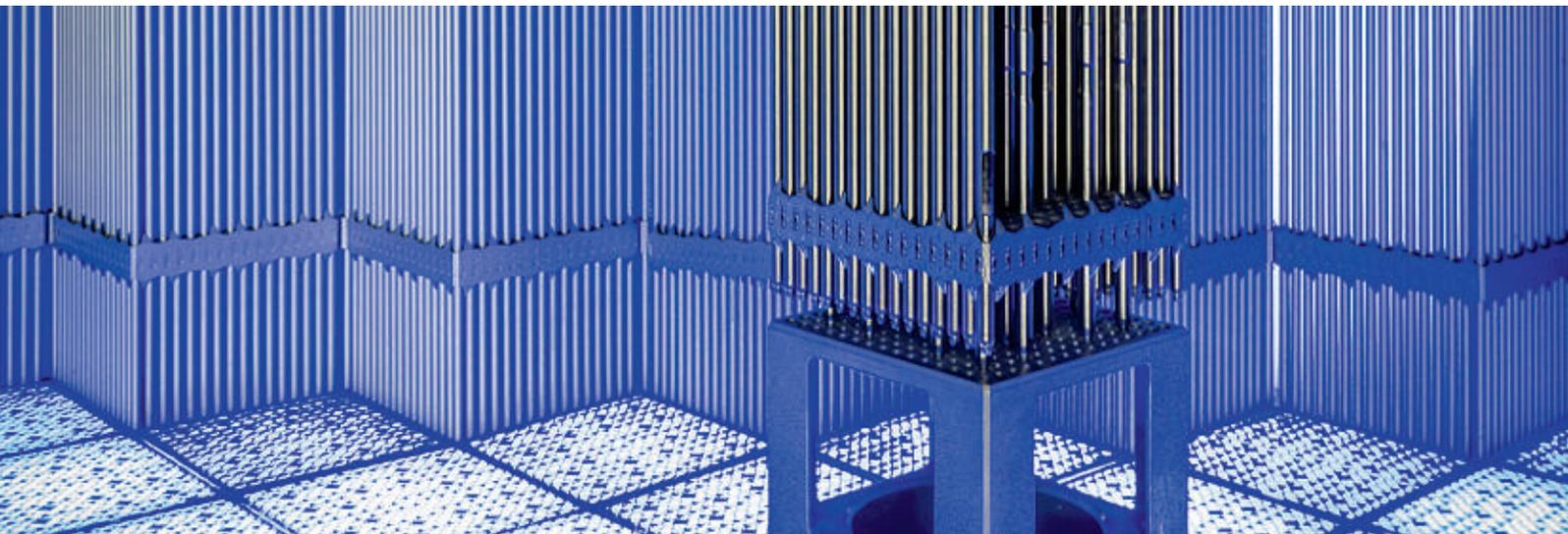
1. Regulatorische Sicherheitsforschung

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.



A 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
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 Mate-

rialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein Versuchsreaktor (Abbildung 1), eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, Future-Lab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. Paul Scherrer Institut) und die Nuklearindustrie (z.B. Kernkraftwerk Leibstadt KKL) beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten. Die 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 technischwissenschaftliche 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 (Abbildung 2), 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 zahlreiche Parameter wie Temperaturver-



Abbildung 1: Der Reaktor im südnorwegischen Halden befindet sich in einer Felskaverne, die vom Gebäude am Fuss des Berges zugänglich ist. Der vom Reaktor erzeugte Dampf wird nicht etwa ungenutzt in die Umwelt abgegeben, wie man hier den Eindruck haben könnte, sondern an die im Hintergrund erkennbare Papierfabrik geliefert. Quelle: HRP.



Abbildung 2: Im Halden-Reaktor werden auch Brennstab-Segmente untersucht, die bereits in Kernkraftwerken bestrahlt wurden. Sie werden in Behältern wie dem hier dargestellten nach Halden transportiert. Quelle: HRP.

lauf oder Brennstab-Innendruck und Brennstabverformung während des Versuchsablaufs gemessen werden. Andere Daten werden bei Nachbestrahlungs-Untersuchungen im Hotlabor in Kjeller bei Oslo gewonnen. Bei den Strukturmaterialien geht es vor allem um Alterungsphänomene im Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Dazu wird insbesondere der Einfluss der Strahlung im Reaktor auf verschiedene Stähle (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 wurde im Jahre 2014 wiederum planmässig für etwa 191 Tage betrieben, dabei wurden im Rahmen des Projekts zwölf Experimente ausgeführt. Für die Schweiz waren insbesondere die nachfolgend beschriebenen Versuche interessant.

In der Schweiz werden, verglichen mit anderen Ländern, relativ hohe Brennstoff-Abbrände erreicht. Der Versuch IFA-655 beschäftigt sich mit der Veränderung der Brennstoffstruktur im Verlauf des Einsatzes. Mit zunehmendem Abbrand entwickelt sich am Rand des Brennstoff-Pellets eine sogenannte Hochabbrandstruktur, in der relativ viel Uran-238

zu Plutonium-239 umgewandelt wurde. Zugleich verändert sich mit der Ansammlung von Spaltprodukten die mineralische Struktur, mit Auswirkungen auf die thermischen und mechanischen Eigenschaften des Brennstoffs. Im Halden-Reaktor werden für verschiedene Versuche Brennstoffproben über lange Zeit einer hohen Bestrahlung ausgesetzt, so dass Abbrände von teilweise über 100 MWd/kgU resultieren, deutlich höher als die in Kernkraftwerken erreichten Werte. Anschliessend werden sukzessive einzelne Proben in sogenannten Rampenversuchen einer schnellen Leistungserhöhung ausgesetzt, wie sie ähnlich auch bei Störfällen auftreten kann. Dabei wird die Freisetzung von Spaltgas aus dem Brennstoff gemessen, welche den Druck im Brennstab erhöht und im Extremfall zum Versagen des Hüllrohrs führen kann. Von den sechs Proben wurden bisher drei in Rampenversuchen getestet, wobei Temperaturen von 1150 °C und ein Abbrand bis 113 MWd/kgU erreicht wurden. Es wurde eine recht einheitliche Spaltgas-Freisetzung von 11–13% festgestellt.

Die Untersuchungen zum Verhalten von hoch abgebrannten Brennstäben unter Bedingungen, wie sie bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten, wurden fortgesetzt. 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 der Serie IFA-650 in den Vorjahren hatten gezeigt, dass es zu einer starken Fragmentierung, Verlagerung und zum Austritt von Brennstoff beim Aufplatzen des Hüllrohrs kommen kann, wenn es sich um hochabgebrannten Brennstoff handelt. Der 2013 durchgeführte Test IFA-650.14 war bewusst auf ein Ballooning ohne Aufbrechen des Hüllrohrs angelegt und dazu von PSI-Forschern genau vorausberechnet worden. Erste Messungen der Brennstoffverteilung im aufgeblähten Hüllrohr mit Hilfe von Gammastrahlen hatten schon damals vermuten lassen, dass es bereits vor dem Aufplatzen zu Brennstoff-Fragmentierung und Verlagerung gekommen ist. Die 2014 durchgeführten Nachbestrahlungs-Untersuchungen konnten diese Vermutung nun bestätigen. Die Fragmentierung setzt demnach nicht erst beim Aufplatzen des Hüllrohrs ein, sondern bereits vorher, wenn der Druck in den Brennstoffporen ansteigt und die stützende Wirkung des Hüllrohrs durch das Aufblähen nicht mehr vorhanden ist. Dies ist eine wichtige Erkenntnis für die weitere Verbesserung der Brennstoff-Modellierung. In je-

der dreijährigen Projektperiode werden vom HRP zwei grössere Tagungen, sogenannte Enlarged HPG Meetings, organisiert. Bei der Tagung in Røros, Norwegen, wurden im September 2014 vor allem die Ergebnisse der zu Ende gehenden Projektperiode 2012–2014 präsentiert. Sie zeigte unter anderem, dass vermehrt neue Hüllrohrmaterialien getestet werden, welche ein verbessertes Verhalten bei Störfällen aufweisen sollen, darunter vor allem Stahl, Siliziumcarbid und speziell beschichtetes Zirkonium. Während bisherige Tests zu den Materialeigenschaften in einigen Fällen vielversprechende Ergebnisse zeigen, ist die Herstellung solcher Hüllrohre im industriellen Massstab teilweise noch ein ungelöstes Problem. Zudem könnten neue Materialien auch neue Fragen zur Sicherheit aufwerfen.

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 haben auch hohe Relevanz für die praktische Aufsichtstätigkeit des ENSI. Im Bereich Brennstoffe und Materialien gilt dies besonders für die Erkenntnisse zum Verhalten von Brennstoffen und Hüllrohren, welche durch die in den letzten Jahren gesteigerten Abbrände erhöhten Belastungen ausgesetzt sind. Dabei muss sichergestellt werden, dass die geltenden Grenzwerte auch unter den Bedingungen eingehalten werden, wie sie bei Störfällen auftreten können. Der enge Zusammenhang zwischen der Aufsichtstätigkeit des ENSI und den Forschungsarbeiten des HRP sowie des Studsvik Cladding Integrity Projects SCIP-II (siehe Kapitel 1.1.2) hat sich besonders in der laufenden Projektphase gezeigt. Gestützt auf die Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen bei beiden Projekten hat das ENSI 2012 die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Betreiber konnten inzwischen durch weitere Analysen zu Kühlmittelverlust-Störfällen zeigen, dass bei der gegenwärtigen Auslegung der

Schweizer Reaktoren die hochabgebrannten Brennelemente keine Temperaturen erreichen, bei denen ein Aufblähen der Hüllrohre auftreten kann.

Das HRP bildet zudem in erheblichem Umfang junge Forscher aus. Dies gilt sowohl für Doktoranden als auch für Gastwissenschaftler, sogenannte Secondees. So unterstützte das HRP im Jahre 2014 einen Doktoranden des Paul Scherrer Instituts bei seinen Forschungsarbeiten in Halden. Schliesslich bietet das HRP jährlich in der Halden Summer School Weiterbildungen an, wobei abwechselnd Themen zu Brennstoffen und Materialien sowie zu menschlichen Faktoren im Mittelpunkt stehen.

Ausblick

Die Arbeiten des Projekts gehen weiterhin gut voran. Für die 2015 startende, dreijährige Projektphase haben 19 Länder ihre Teilnahme bereits zugesagt, und das HRP ist in Gespräch mit Institutionen aus weiteren Ländern. Aus den Ende 2013 von allen teilnehmenden Institutionen eingereichten Bewertungen und Präferenzen der vorgeschlagenen Aktivitäten haben Projektleitung und HPG einen Programmvorschlag erarbeitet, der vom HBM inklusive dem damit verbundenen Budget im Dezember 2014 akzeptiert wurde. Das Programm 2015–2017 setzt weitgehend die Arbeit an den bisherigen Schwerpunkten fort, widmet sich neu aber auch Untersuchungen zur Langzeit-Zwischenlagerung (Alterungseffekte bei Brennstäben). Dies ist auch für die Schweiz ein wichtiges Thema für die kommenden Jahre.

1.1.2 OECD SCIP-II – Studsvik Cladding Integrity Project

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

Einleitung

Das OECD-Forschungsprojekt SCIP hat zum Ziel, detaillierte experimentelle Daten zu Schädigungsmechanismen der Brennstoff-Hüllrohre (erste Barriere) zu generieren, um das Verständnis der physikalisch-chemischen Abläufe zu verbessern und die Defekthäufigkeit weiter zu verringern. Das ENSI unterstützt seit Mitte des Jahres 2009 dieses Forschungsprogramm, an dem mittlerweile ca. 30 Organisationen aus 13 Ländern beteiligt sind. Im Jahre 2014 wurde die nächste Phase für dieses Projekt, SCIP III, begonnen.

Der nukleare Brennstoff wird in Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets) in Hüllrohre mit etwa 0,6–0,8 mm Wandstärke eingefüllt, die zu Brennelementen zusammengesetzt werden. Damit keine radioaktiven Spaltprodukte in den Primärkreislauf freigesetzt werden, muss die Integrität der Hüllrohre den vielfältigen Belastungen standhalten. Das Projekt befasst sich mit Schädigungsmechanismen, die in den aus Zirkoniumlegierungen bestehenden Hüllrohren – auch unter Einbeziehung des Pelleteinflusses – ablaufen können. Im SCIP-Projekt werden Materialversuche und -model-



Abbildung 3:
Heisse Zellen der Firma
Studsvik.
Quelle: Studsvik.

lierungen bei der Firma Studsvik in Schweden und Leistungsrampenversuche am OECD-Halden-Reaktor in Norwegen durchgeführt. Studsvik untersucht die Proben mit modernsten, zum Teil selbst weiter entwickelten Methoden wie Laser-Ablation und Elektronenstrahl-Mikroanalyse (Electron Probe Micro-Analysis EPMA). Proben, welche bestrahlt worden sind, werden in den Heissen Zellen untersucht (Abbildung 3).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Aufarbeitung von Daten aus früheren

Rampenversuchen

Studsvik hat umfangreiche Rampenversuche zur Untersuchung von Brennstoffeigenschaften seit 1970 am Reaktor Studsvik R2 durchgeführt. Im Rahmen von SCIP II wurden insgesamt 1100 Versuche analysiert und in einer Datenbank zusammengeführt. Diese Zusammenstellung unterstützt einerseits die statistische Auswertung neuerer Versuchsdaten, andererseits bauen neue Versuchsreihen auf vorangegangenen Versuchen auf und die Wiederholung von Versuchen kann damit vermieden werden. Die Arbeiten zu diesem Projektziel wurden mit einem Bericht abgeschlossen.

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

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

Die Experimente zu diesem Projektziel wurden bereits im Jahr 2013 und die Berichterstattung hierzu 2014 abgeschlossen. Die untersuchten Brennstoffproben repräsentierten auch neueste Entwicklungen, darunter solche mit speziellen zusätzlichen Inhaltsstoffen wie Aluminium, Chrom oder Silizium zur Verbesserung spezifischer Eigenschaften, Brennstoff mit hoher Dichte oder grösseren Mineralkörnern. Zum Vergleich mit diesen modernen Brennstoffen wurden auch konventionelle Brennstoffmaterialien untersucht und die Ergebnisse mit denen aus früheren elf Rampenversuchen verglichen. So haben die Versuchsergebnisse gezeigt, dass zum Beispiel grössere Mineralkörner und zusätzliche Inhaltsstoffe an den Kornoberflächen die Diffusion von Spaltgasen verlangsamen. Spaltgase entstehen bei der Kernspaltung und transportieren Aktivität aus

dem Brennstoff zur Innenseite der Brennstabhülle. Die mikroskopischen Untersuchungen haben zudem die strukturellen Änderungen im Brennstoff als Folge der nuklearchemischen Prozesse klarer gemacht.

Die experimentellen Daten haben den Einfluss von Änderungen der Brennstoff-Zusammensetzung auf die sicherheitstechnischen Eigenschaften verdeutlicht. Sie haben aber auch gezeigt, dass die verwendeten Berechnungswerkzeuge für die Modellierung neuer Brennstoffe weiter optimiert werden müssen. Die Modellierung dieser Phänomene wurde daher als ein Hauptbestandteil des weiterführenden Forschungsprogrammes SCIP III aufgenommen.

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

Zusätzlich zur rein mechanischen Komponente wirken auf das Hüllrohr auch Spaltprodukte ein, die vom Brennstoff freigesetzt werden. Der dann wirkende chemische Prozess, die Spannungsrissskorrosion, ist prinzipiell ähnlich wie bei Strukturmaterialien (siehe auch Projekt SAFE, Kapitel 1.1.4). Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI wird allgemein das Element Iod als wichtigstes chemisches Agens angenommen.

Mit den durchgeführten Experimenten und Analysen konnte das Phänomen PCI besser definiert und die Ursachen untersucht werden. Für das Auftreten von PCI-Schäden sind ein anfälliges Material an der Hüllrohroberfläche, hohe Materialbelastung und ein aggressives chemisches Agens zur Störung der Hüllrohroberfläche erforderlich. Mit den Experimenten wurde unter anderem nachgewiesen, dass schrittweise Leistungserhöhungen das Risiko von PCI-Schäden verringern. Zudem wirkt ein erhöhter Sauerstoffanteil im Brennstoff PCI-Schäden entgegen. Es hat sich gezeigt, dass die Beständigkeit gegen PCI durch einen grösseren Spalt zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr sowie ein kleineres Verhältnis zwischen Länge zu Durchmesser des Brennstoffpellets verbessert werden kann. Es konnte der Zusammenhang zwischen lokaler chemischer Zusammensetzung und PCI-Verhalten experimentell nachgewiesen werden. Ausserdem konnte der Einfluss von Leistungsänderungen auf das PCI-Verhalten quantifiziert werden.

In der nächsten Projektphase sollen weitere Versuche durchgeführt werden, um aus den vorgeannten Einflüssen auf das PCI-Verhalten konkrete Entwicklungsziele für neue Brennstoffe und Hüllrohrmaterialien abzuleiten. Weiterhin sollen neu

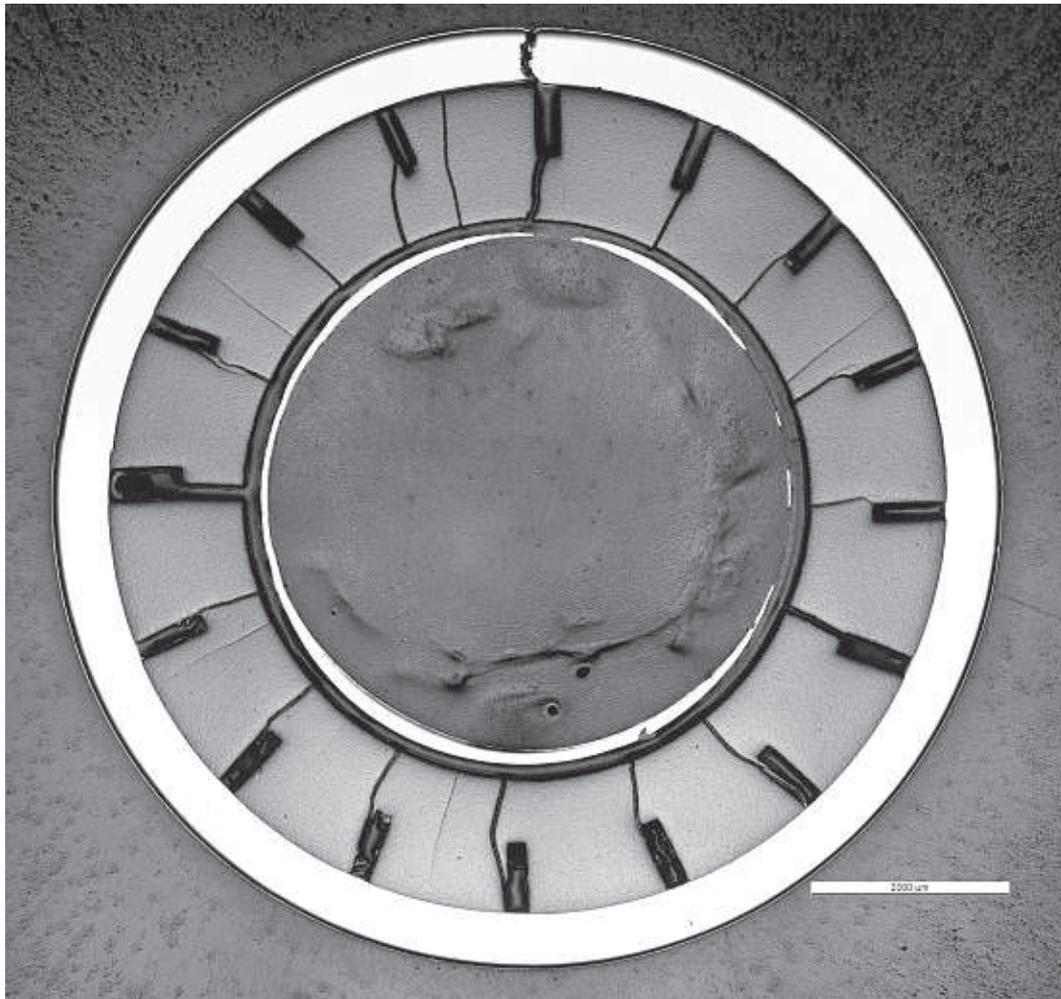


Abbildung 4: Schnittbild einer Versuchsanordnung bei einem Mandrel-Test. Der helle Ring ist das Hüllrohr (Durchmesser ca. 1 cm). Innerhalb davon sind 16 Keramik-Segmente zu sehen, die beim Test auseinandergepresst werden und das Hüllrohr auf Zug belasten, bis es reisst. Quelle: Studsvik.

entwickelte Hüllrohr- und Brennstoffmaterialien auf ihre PCI-Eigenschaften hin überprüft werden.

Durch Wasserstoff induziertes Hüllrohrversagen (Hydrogen-induced failures)

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

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

sichtigt. Es hat sich gezeigt, dass Wasserstoff und Hydride einen mässigen Einfluss auf das plastische Verhalten der Hüllrohre haben. Dabei erhöht sich die Streckgrenze mit einem Ansteigen des Abbrandes und des Wasserstoffgehaltes. Zudem reduziert Wasserstoff in den Hüllrohren die Kriechrate über einen längeren Zeitraum, zum Beispiel bei der Trockenlagerung von Brennelementen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei und leistet damit einen wichtigen Beitrag zur nuklearen Sicherheit. Die Teilnahme des ENSI am Projekt SCIP ist auch vor dem Hintergrund des in den letzten Jahren gesteigerten Brennstoff-Abbrandes 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 Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre und des Brennstoffes zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären. Zusammen mit dem Halden Reactor Project (siehe auch Kapitel 1.1.1) hat SCIP-II in der abgeschlossenen Projektphase bereits konkrete Beiträge für die Aufsichtstätigkeit des ENSI geleistet. Insbesondere wurden dabei die bisherigen und modernen Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien umfangreichen Experimenten unterzogen, um deren Eigenschaften bei Brennelementschäden und unter Unfallbedingungen zu analysieren. Die Teilnahme an der weiterführenden Projektphase SCIP III soll weitere Erkenntnisse auf experimenteller Basis erbringen, um Unfallsituationen mit Brennelementschäden sowohl im Reaktor als auch während der Brennelementlagerung noch genauer bewerten zu können. Zudem sollen die Experimentierergebnisse durch die Modellierung in Softwareprogrammen der breiteren Anwendung zur Verfügung gestellt werden.

Ausblick

Die Projektphase SCIP II wurde mit dem Abschlussbericht im Oktober 2014 abgeschlossen. Bereits im Jahr 2013 wurde mit der Vorlage eines umfassenden Programmvorschlags mit der konkreten Planung der nächsten Projektphase begonnen. Der Programmvorschlag wurde bei den folgenden Projekttreffen detailliert diskutiert. In dieser Projektphase sollen bis Mitte 2019 Experimente durchgeführt und ausgewertet werden. Das SCIP III-Programm umfasst die folgenden Schwerpunkte:

Teilprojekt 1: Kühlmittelverlust-Störfälle und Temperaturtransienten

Gegenstände der Experimente hierzu sind Brennstoff-Fragmentierung und -Freisetzung, Überhitzung des Hüllrohres sowie axiale Belastungen. Hierzu müssen zum Teil neue Experimentiereinrichtungen entwickelt und gebaut werden.

Teilprojekt 2: Pellet-Cladding-Interaction

Bisherige Untersuchungen haben gezeigt, dass schrittweise Leistungssteigerung bei Rampenversuchen und ein Überschuss von Sauerstoff das PCI-Verhalten verbessern. Die Belastung durch Rampen kann durch sogenannte Mandreltests, in denen eine keramische Pyramide das Pellet simuliert, vereinfacht durchgeführt werden (Abbildung 4). Entsprechende Versuche sollen das verbesserte PCI-Verhalten genauer quantifizieren.

Teilprojekt 3: Modellierung

Die Modellierung bei SCIP dient zu Voraus- und Nachrechnungen zu den Experimenten mit existierenden Rechenprogrammen und -modellen. Es sollen dabei Eingabedaten für Experimentieranordnungen und -parameter bereitgestellt werden. Die Modellierungen dienen auch zur Verbesserung der Evaluierung und Interpretation von Experimentierergebnissen sowie zur Identifikation von potentiellen Modellverbesserungen und zur Bereitstellung zugehöriger Daten. Die Modellierungstätigkeiten werden dabei durch verschiedene internationale Teilnehmer des SCIP-Projektes durchgeführt.

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 untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements bzw. Steuerstabs kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerstabs von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerstabs führt zu einem Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. Durch Einhaltung spezieller Sicherheitskriterien (Enthalpie des Brennstoffs, siehe Abbildung 5) wird das Ausmass möglicher Brennstabschäden derart begrenzt, dass der Reaktorkern kühlbar bleibt. Weil seit Einführung der aktuellen Sicherheitskriterien die Brennstoffabbrände gesteigert und die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt wurden, ist eine Absicherung der Kriterien notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Zu diesem Zweck wurde die bisher mit Natrium gekühlte Testschleife des CABRI-Reaktors auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den

in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie Testvorbereitungen nötig.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2014 wurden folgende Fortschritte erzielt:

- Die Testschleife wurde bei den erforderlichen DWR-Bedingungen (280 °C, 155 bar) betrieben.
- Die Handhabungsgeräte sind bereit für die Inbetriebnahmetests.
- Die fünfte Probe der Testmatrix wurde präpariert, insgesamt sind zehn Versuche geplant.

Oxidationsstellen an einigen Brennelementen sorgten 2013 für eine Verzögerung des Projektplans. Als Ursache wurden vom Betreiber kleine Metall-Partikel im ursprünglichen Primärkreis genannt. Die sicherheitstechnische Unbedenklichkeit wurde mittlerweile von der ASN (französische Aufsichtsbehörde) bestätigt. Dadurch entstanden zwar weitere Verzögerungen, dennoch stellen die Fortschritte, die im Jahr 2014 erzielt wurden, wichtige Meilensteine des Projekts dar.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstürfälle 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 nach Abschluss der noch erforderlichen Arbeiten neben dem Forschungsreaktor NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan weltweit die einzige Anlage sein, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstürfällen 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 Reaktivitätsstürfälle überprüft und nötigenfalls verbessert werden.

Ausblick

Mit dem neuen Wasserkreislauf wird eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Stürfällen unter DWR-Bedingungen eingerichtet. Der Erfolg wird sich aber frühestens mit der Durchführung und Auswertung der ersten RIA-Versuche bewerten lassen. Die erste Kritikalität des Reaktors ist nun für März 2015 geplant. Der Qualifikationstest soll in der ersten Hälfte des Jahres 2016 durchgeführt werden.

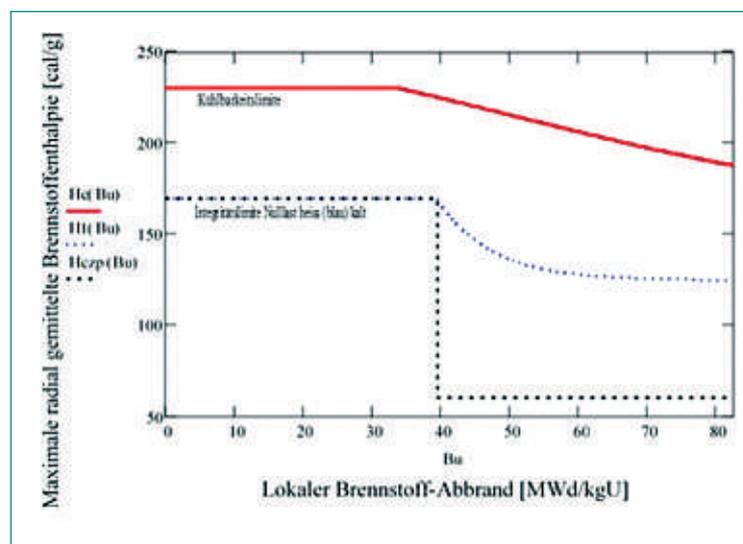


Abbildung 5: Auch bei einem RIA muss die Kühlbarkeit des Kerns gewährleistet bleiben. Dazu berechnet man den durch einen Steuerelement-Auswurf verursachten Leistungsanstieg für benachbarte Brennstäbe. Das Maß dafür ist die sogenannte Brennstoffenthalpie als hierbei insgesamt vorliegende Wärmeenergie pro Brennstoffmenge (Einheit: cal/g). Sie ist unterschiedlich, je nachdem, ob sich der Reaktor im Leistungsbetrieb befindet oder nicht. Im Stillstand wird zudem unterschieden zwischen den Temperaturzuständen «Nulllast heiss» und «Nulllast kalt». Für jeden dieser Zustände gelten in Abhängigkeit des Brennstoff-Abbrands unterschiedliche Grenzwerte, die von keinem Brennstab überschritten werden dürfen. Die Einhaltung der Integritätslimite stellt sicher, dass die Brennstoff-Hüllrohre mechanisch intakt bleiben. Die Einhaltung der Kühlbarkeitslimite verhindert eine unzulässige lokale Überhitzung im Reaktor, auch wenn einige Hüllrohre undicht werden. Dargestellt sind die derzeit gültigen Grenzwerte für Uranoxid-Brennstoff. Quelle: HSK-AN-5208 vom 15.07.2004.



B Strukturmaterialien

1.1.4 SAFE – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb

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

Einleitung

Im Projekt SAFE (Safe long term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmental assisted cracking) werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke.

Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt 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. Im Rahmen des Projektes sollen auch spezielle Abhilfe- und Instandhaltungsmassnahmen untersucht werden. Das Forschungsvorhaben SAFE setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an.

Das Projekt SAFE wurde im Jahr 2014 nach einer

Laufzeit von drei Jahren abgeschlossen. Es war in vier Teilprojekte gegliedert, die unterschiedliche Aspekte zum Werkstoffverhalten unter typischen Umgebungsbedingungen insbesondere im Primärkreislauf behandelt haben.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit und Risswiderstand

Hintergrund dieses Teilprojektes waren experimentelle Befunde aus Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion in renommierten internationalen Labors. Sie zeigen, dass sich das Bruchverhalten verschiedener Strukturwerkstoffe in Heisswasser gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit kann einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheitsbewertung zur Folge haben und soll durch eine systematische Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie ausgewählte Experimente besser abgeklärt werden.

Erste Experimente haben aufgezeigt, dass es im Heisswasser zu einer Reduzierung der Bruchzähigkeit kommen kann. Dieser Effekt wurde auf den Einfluss des Wasserstoffs zurückgeführt, der aus dem Heisswasser in den Stahl eindiffundiert. Eine Literaturstudie hat aufgezeigt, dass der Wasserstoffeinfluss in Strukturwerkstoffen unter hohen Temperaturen noch nicht vollständig untersucht und werkstoffkundlich bewertet wurde.

Im Berichtszeitraum wurde der Einfluss von Wasserstoff auf das Werkstoffverhalten unter Heisswas-

serbedingungen systematisch an Bruchmechanik-Proben aus dem Stahl eines Reaktordruckbehälters (RDB) untersucht. Die Ergebnisse bestätigten, dass unter dem Einfluss des Heisswassers eine zum Teil deutliche Reduzierung der Werkstoffzähigkeit im Vergleich zu Experimenten an Luft und bei gleicher Temperatur beobachtet wird. Der Wasserstoffgehalt im Heisswasser lag dabei in einem Bereich, der typischerweise in Druckwasserreaktoren (DWR) wie auch in Siedewasserreaktoren (SWR) vorkommt.

Begleitende metallographische Analysen der Bruchflächen von gebrochenen Proben zeigten deutliche Unterschiede zwischen Versuchen unter Heisswasserbedingungen und denen an Luft bei gleicher Temperatur. Die Bruchflächen von Bruchmechanik-Proben unter Heisswasserbedingungen wiesen insbesondere ausgeprägte lokale Bereiche mit stark lokalisierten, inhomogenen plastischen Verformungen sowie Nebenrisse auf, die bei Versuchen an Luft nicht beobachtet wurden. Vergleichende Untersuchungen an Zugproben, die gezielt mit Wasserstoff beladen wurden, aber nicht in Kontakt mit dem Heisswasser standen, haben bei gleicher Temperatur ebenfalls eindeutige Unterschiede und ein vergleichbares Bruchbild wie in Heisswasser gezeigt.

Damit liegen nun deutliche Hinweise vor, die auf einen Einfluss des Wasserstoffs insbesondere auf die Bruchzähigkeit auch unter höheren Temperaturen hinweisen.

Mit dem weiteren Versuchsprogramm im Folgeprojekt SAFE-II sollen diese Ergebnisse weiter abgesichert werden und eine Übertragbarkeit auf die realen Bedingungen während des Betriebs der Anlagen diskutiert werden. Insbesondere für eine mögliche sicherheitstechnische Bewertung muss der Effekt noch umfassender untersucht werden.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrissbildung

Das Teilprojekt II befasste sich mit austenitisch rostfreien Stählen unter den Bedingungen der Wasserchemie von Siedewasserreaktoren (SWR) mit Wasserstoff-Fahrweise und Druckwasserreaktoren (DWR). Der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung und das Ermüdungskurzriss-Wachstum unter diesen Bedingungen soll experimentell genauer charakterisiert werden. Im Rahmen dieses Teilprojektes werden wichtige Fragestellungen bearbeitet, die bisher nicht ausreichend betrachtet wurden. Dazu gehören der Einfluss der Mittelspannung (resultierend aus dem Betriebsdruck) und der Einfluss der Lastfolge.

Im dritten Projektjahr lag der Fokus der Untersuchungen auf einer genaueren Charakterisierung des Einflusses des Lastverhältnisses aus Mittelspannung und Betriebstransienten auf die Ermüdungslebensdauer unter Umgebungseinfluss. Für Ermüdungsversuche an Luft kann der Einfluss der Mittelspannung mit einem Korrekturfaktor berücksichtigt werden. Von besonderem Interesse ist hier, ob diese Korrekturfaktoren auch unter Umgebungseinfluss das Werkstoffverhalten ausreichend gut beschreiben können. Erste Erkenntnisse aus dem Projekt SAFE, die noch auf Versuchen an Standard-Bruchmechanik beruhen, haben aufgezeigt, dass unter Umgebungseinfluss diese Korrektur zu einer deutlichen Unterschätzung der Rissinitiationszeit führen kann. Um diesen Effekt genauer zu untersuchen, wurden im Berichtsjahr Versuche an speziellen Hohlrohrproben durchgeführt, bei denen sich der Spannungszustand im beanspruchten Probenquerschnitt direkt überwachen lässt.

Die Auswertung der Versuche bestätigte, dass die verwendeten Korrekturfaktoren das Werkstoffverhalten nicht für alle Überlagerungszustände korrekt abbilden können. Insbesondere bei Versuchen im Bereich der Dauerschwingfestigkeit führen bereits geringe überlagerte Zugmittelspannungen zu einer unerwartet deutlichen Reduzierung der Rissinitiationszeit. Hohe überlagerte Zugmittelspannungen können zu einer ausgeprägten Unterschätzung der Ermüdungslebensdauer führen.

Teilprojekt III: SpRK im Übergangsbereich Inconel-182-RDB

Die Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion (SpRK) im Grenzbereich zwischen dem Schweißmaterial Inconel-182 (Nickelbasislegierung) und dem ferritischen RDB-Stahl (Abbildung 6) wurden zu Beginn des Berichtsjahrs abgeschlossen. Schwerpunkt der experimentellen Arbeiten war das SpRK-Risswachstum bei hohen Beanspruchungen in die-

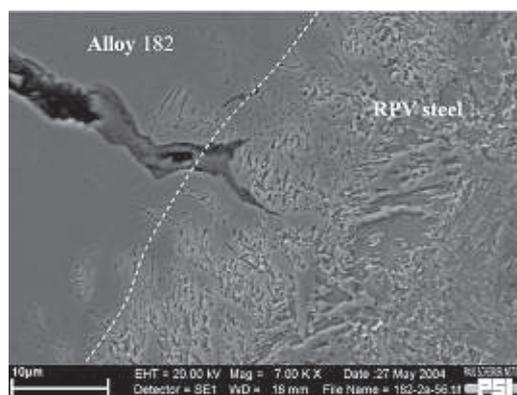


Abbildung 6: Mikroskopische Untersuchung zum Risswachstum an einer mechanisch beanspruchten Laborprobe. Das Bild zeigt einen Riss, der von links oben kommend (Alloy 182) in den Grenzbereich zu einem RDB-Stahl (RPV steel) hineingewachsen ist. Quelle: Labor für Nukleare Materialien LNM des PSI.

sem komplexen Übergangsbereich. Sie sollen insbesondere mithelfen, Schwellenwerte für die Beanspruchung an der Riss Spitze (Spannungsintensitätsfaktor K) und für den Chlorid- sowie Sulfat-Gehalt zu identifizieren, unterhalb derer man ein SpRK-Risswachstum in den angrenzenden RDB-Stahl ausschliessen kann.

Für die Schweiz ist dabei das Materialverhalten unter den typischen Bedingungen der Wasserstoff-Fahrweise für SWR- wie auch unter DWR-Bedingungen von Interesse. Zu beachten ist aber, dass die Wasserstoff-Fahrweise nicht alle Bereiche des Reaktorkühlkreislaufes im SWR erfasst.

Die Versuche bekräftigten, dass bei wirksamer Wasserstoff-Fahrweise für SWR eine signifikant höhere Toleranz gegenüber einem erhöhten Chloridgehalt (bis ca. 100 ppm) vorliegt als unter Normalwasserchemie-Bedingungen. In den abschliessenden Untersuchungen wurde bestätigt, dass bei hohen Beanspruchungen von über $60 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ an der Riss Spitze auch unter chloridfreien DWR-Bedingungen ein geringes Risswachstum in die Wärmeinflusszone der Schweissnaht möglich ist. Erst ab sehr hohen Beanspruchungen von über $80\text{--}100 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ an der Riss Spitze kann auch ein schnelles Risswachstum nicht ausgeschlossen werden.

Teilprojekt IV: SpRK-Rissbildung

in austenitischen und ferritischen Stählen

Bei diesem Teilprojekt handelt es sich um langfristig orientierte Untersuchungen zu SpRK-Rissbildung im Rahmen einer Doktorarbeit, die im Laufe des Berichtsjahres mit ersten experimentellen Arbeiten fortgeführt wurde.

Schwerpunkt des Teilprojekts ist eine detaillierte Charakterisierung zum Einfluss des Wasserstoffgehalts auf die SpRK-Rissbildung in Nickelbasislegierungen. Für DWR-Bedingungen ist eine deutliche Abhängigkeit der SpRK-Risswachstumsrate vom Wasserstoffgehalt bekannt. Für SWR-Bedingungen ist dagegen bisher der Einfluss des Wasserstoffgehalts wenig experimentell untersucht. Thermodynamische Überlegungen zum Wasserstoffgehalt zeigten auf, dass das mögliche Maximum für die SpRK-Anfälligkeit auch im Betriebsbereich der Wasserstoff-Fahrweise liegen kann. Dabei ist relevant, dass bei SWR-Anlagen der Wasserstoffgehalt im Reaktorkühlkreislauf variiert. Ziel der Untersuchungen ist es, Angaben zum optimalen Wasserstoffgehalt für einen möglichst umfassenden Schutz vor Schäden durch SpRK zu ermitteln.

Im Berichtsjahr wurde dazu eine erste Versuchsserie durchgeführt. Dabei wurden mehrere Proben

aus der Legierung Inconel 182 beansprucht und die Rissinitiierung und das Risswachstum in Abhängigkeit des Wasserstoffgehalts bestimmt. Die Ergebnisse wurden zur Entwicklung eines werkstoffkundlichen Modells zum Einfluss des Wasserstoffs in Nickelbasislegierungen genutzt.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2014 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-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden. Die im Projekt SAFE definierten Arbeitspakete betreffen wichtige offene Punkte auf dem Gebiet der Werkstoffalterung. Dazu zählt vor allem die im Teilprojekt I behandelte Thematik zum möglichen Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit.

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

Ausblick

Die wesentlichen Aktivitäten aus dem Projekt SAFE-I werden im Anschlussprojekt SAFE-II weitergeführt, das Anfang 2015 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet wurde. Das Projekt SAFE-II wird auf die Schwerpunktthemen «Einfluss des Umgebungsmediums auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand» sowie «SpRK-Rissbildung in austenitischen Stählen» fokussieren. Entsprechend dem Projektplan sollen zwei Doktorarbeiten zu diesen wichtigen Themen erstellt werden.

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

Auftragnehmer: Internationales Forschungsprojekt unter der Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC
ENSI-Projektbegleiter: Klaus Germerdonk

Einleitung

Das internationale Projekt PARENT wurde im Jahr 2010 gestartet, der Projektabschluss ist für das Jahr 2015 vorgesehen. PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie 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 konservative Bestimmung der maximalen Risstiefe schwierig ist.

Daher beschäftigt sich das Projekt PARENT mit der Leistungsfähigkeit der verfügbaren modernen Prüftechnik an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen. Von besonderem Interesse ist die Methodik zur Ristiefenbestimmung für geometrisch komplexe Prüfsituationen. Dazu sind so genannte Ringversuche (Round-Robin), also vergleichende Versuche mehrerer Labors, gestartet worden. An ausgewählten Prüfkörpern werden auch neuartige Techniken eingesetzt. 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 Beitrag der Schweizer Beteiligung für das PARENT-Projekt besteht in der Bereitstellung von neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobenkörpern mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrisen für die Round-Robin-Versuche.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Entsprechend dem Projektplan für PARENT wurden 2014 die Auswertung der Versuchsdaten und eine statistische Aufbereitung der Messergebnisse weitergeführt. Bisher lässt sich auf Basis der vorläufigen

Auswertung gegenüber dem Vorgängerprojekt PINC noch keine signifikante Verbesserung der Genauigkeit der Prüfergebnisse insbesondere bei der Bestimmung der Risttiefe ableiten.

Damit ist die Beurteilung der im Rahmen des Projekts PARENT eingesetzten, neuartigen zerstörungsfreien Messmethoden von besonderem Interesse. Dazu wurde im Berichtsjahr eine sehr umfangreiche Dokumentation zu den eingesetzten ZFP-Techniken vorbereitet. Diese umfasst die Beschreibung von mehr als 20 verschiedenen spezifischen Prüftechniken (insbesondere basierend auf Ultraschall- und Wirbelstromprinzipien) an 19 Testkörpern durch 23 Inspektionsteams in 6 verschiedenen Ländern.

Die Veröffentlichung des PNNL-Berichts (Open NDE Techniques Report PNNL-23387) ist für Anfang des Jahres 2015 vorgesehen. Weitere Abschlussberichte zur Auswertung der Blind- und Open-Tests sind ebenfalls für das Jahr 2015 vorgesehen.

Um die laufende Auswertung zu koordinieren und die Erstellung der Projektdokumentation abzustimmen, wurde eine internationale Projektsitzung durchgeführt.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI muss die aktualisierten Instandhaltungsstrategien der Schweizer Kernkraftwerke für Mischnähte aus der Nickelbasislegierung Inconel-182 bewerten. Dabei stehen die eingesetzte Prüftechnik wie auch die Inspektionsintervalle zur Absicherung der Integrität im Vordergrund. Das ENSI berücksichtigt dabei Erkenntnisse aus der Qualifizierung der eingesetzten Prüfsysteme wie auch weitere Erkenntnisse zum Beispiel aus dem Projekt PARENT.

Es besteht daher weiterhin ein besonderes Interesse an einer robusten Prüftechnik für Nickelbasislegierungen. Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen aktuellen Fragenstellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick

Für das Jahr 2015 steht die Erstellung der Abschlussdokumentation des Projekts an. Basierend auf den bisherigen Erkenntnissen haben die bei PARENT beteiligten Länder schon Interesse an einer Fortsetzung des Projekts bekundet. Dabei wurden bereits wichtige Themen identifiziert, die für die

beteiligten Aufsichtsbehörden von besonderem Interesse sind. Diskutiert wird eine genauere Analyse der Morphologie von Rissen aus aktuellen Schadensfällen und solchen Risse, die in Testkörpern erzeugt wurden. Weiterhin wird eine systematische Überprüfung der Leistungsfähigkeit der verfügbaren ZfP-Techniken an Stahlguss erwogen. Hier interessiert besonders die Situation, wenn eine Stahlgusskomponente direkt an eine Nickelbasislegierung angeschweisst ist. Als weiteres Thema werden die speziellen Anforderungen an die ZfP-Techniken genannt, die vor der Durchführung von vorbeugenden mechanischen Ertüchtigungen an rissanfälligen Nickelbasislegierungen eingesetzt werden (im Rahmen dieser Ertüchtigungen werden z.B. gezielte Druckeigenspannungen an der Oberfläche eingebracht).

1.1.6 NORA – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

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

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die weltweite Betriebserfahrung von Siedewasserreaktoren (SWR) zeigt, dass sich während des Reaktorbetriebes bei ungünstigen Randbedingungen unter dem Einfluss des Reaktorkühlmittels und der thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie von Eigenspannungen Korrosionsrisse in druckführenden Primärkreislauf-Komponenten bilden und ausbreiten können. Gleichzeitig kann sich die Bruchzähigkeit des Materials unter dem Einfluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkerneinbauten 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 Sauerstoffs 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) gefahren wird, muss zum Erreichen des geforderten niedrigen Korrosionspotentials deutlich weniger Wasserstoff eingespeist werden als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Dabei wird während des Volllastbetriebs dem Reaktorwasser ein wasserlöslicher Platinkomplex über einen bestimmten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig auf den Oberflächen der Kerneinbauten und Rohrleitungen nieder. 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 OLNC umgestellt. So verwenden aktuell in den USA 31 von 34 SWR-Anlagen die OLNC-Fahrweise.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des NORA-Projekts wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren wie zum Beispiel 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 lag der Fokus im ersten Projektjahr unter anderem auf der systematischen Untersuchung des Einflusses der Probenoberflächen-Beschaffenheit und der Materialzusammensetzung

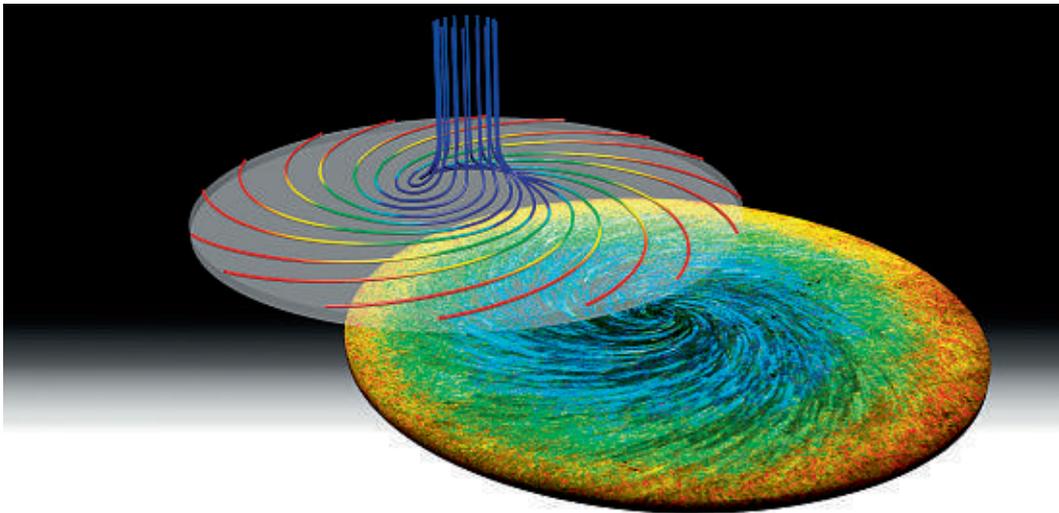


Abbildung 7: Bei einer drehenden Scheibe, die im NORA Heisswasserkreislauf installiert ist, wird das Heisswasser im Zentrum angesaugt und fliesst dann nach aussen. Das Strömungsregime wechselt von laminar im inneren Bereich, über einen Übergangsbereich, zu einer turbulenten Strömung im Randbereich der Scheibe. Die Eigenschaften des Oxidfilms auf der Edelstahloberfläche hängen von diesen Strömungsbedingungen ab, was sich durch die Veränderung der (nachbearbeiteten) Farben auf der Scheibenoberfläche nach dem Experiment zeigt. Die simulierten Strömungslinien sind zur Verdeutlichung darüber dargestellt. Die Strömungsbedingungen beeinflussen das Ablagerungsverhalten der Platin-Nanoteilchen, das mit dieser Scheibe im Rahmen von NORA II näher untersucht wird. Quelle: PSI.

auf das Platinabscheideverhalten. Hierfür wurden folgende Werkstoffe ausgewählt: Rostfreier Stahl vom Typ 304L, ein austenitischer Stahl, aus dem viele Kernkraftwerks-Komponenten hergestellt sind; Alloy 182, eine Nickelbasislegierung, die als Schweißzusatz in Mischnahtverbindungen verwendet wird; SA 533 B Cl. 1, ein niedrig-legierter ferritischer Stahl (LAS), aus dem weltweit viele Reaktor-druckbehälter bestehen. Die Oxidschichtdicke und Morphologie an der Oberfläche der drei Werkstoffe ist sehr unterschiedlich. Bisher wurde ein Experiment zur Platinauslagerung durchgeführt und ausgewertet. Die Verteilung der Platinpartikelgrössen sowie die absolut abgeschiedene Menge an Platin auf den Oberflächen der drei Materialien sind unterschiedlich. Die höchste Platinmenge wird auf der Nickelbasislegierung Alloy 182 gefunden, die geringste auf dem niedrig-legierten Stahl LAS. Es ist eine weitere Versuchsreihe geplant, um diese Ergebnisse zu überprüfen.

Eine weitere Fragestellung von NORA II ist es, den möglichen Einfluss unterschiedlicher Rauigkeitsstufen auf das Abscheideverhalten von Platin zu untersuchen. Hierfür wurden die Materialproben hergestellt, die Oberflächen mit zwei definierten Rauigkeitsstufen aufweisen, $R_a \approx 0,4 \mu\text{m}$ und $R_a \approx 2,2 \mu\text{m}$. Im ersten Projektjahr wurden bereits mehrere Versuche mit solchen Proben gefahren. Die zwei davon bisher ausgewerteten Versuche zeigen bezüglich der Platinpartikelgrösse und -verteilung keine signifikanten Unterschiede. Die Nachuntersuchung der anderen Proben steht noch aus. Es scheint aber, dass die

Oberflächenrauigkeit keinen grossen Einfluss auf das Platinabscheideverhalten hat.

Bereits im ersten Projektjahr wurden Couponproben hergestellt mit SpRK-Rissen sowie Spalten unterschiedlicher Breite und Tiefe, welche längs und quer zur Strömungsrichtung ausgelagert wurden. Ziel dieser Untersuchung war es festzustellen, ob Platinpartikel auch in Spalten und Rissen zu finden sein würden und ob eine Abhängigkeit zur Strömungsgeschwindigkeit und Spaltgrösse existiert.

Auch mit aufwendigen analytischen Nachuntersuchungen der SpRK-Risse, deren Rissöffnung zwischen 5 und 55 μm lag, konnten keine Platinpartikel nachgewiesen werden. Nur in den ersten wenigen μm an den Risswänden, nahe des Rissmundes konnten vereinzelt Platinpartikel gefunden werden.

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 zur Strömung senkrecht ausgelagerten Probe. Bei den grösseren Spaltbreiten (0,8 und 1,5 mm) wird unabhängig von der Ausrichtung zur Strömung in den Spalten Platin detektiert, wobei jedoch nur bei der grössten Spaltbreite (1,5 mm) Platinpartikel bis zum Boden des Spalts diffundieren können.

Um das Abscheideverhalten von Platin bei möglichst vielen unterschiedlichen Strömungsgeschwindigkeiten zu untersuchen, wurde am PSI eine Konstruktion mit einer rotierenden Scheibe in den Autoklaven des Hochtemperatur-Kreislaufs eingebaut (Abbildung 7). Diese ermöglicht es, das Abscheideverhalten von laminaren bis zu sehr turbulenten Strömungen an einer Probe zu testen. Die ersten Vorversuche stimmen optimistisch.

Die bisherige im KKL für die Auslagerung von Proben verwendete Einrichtung, das sogenannte MMS (mitigation monitoring system), konnte aus diversen Gründen nicht mehr verwendet werden. Daher konnten im vorletzten Zyklus nicht wie geplant Proben ausgelagert werden. Mittlerweile wurde das alte durch ein neues MMS ersetzt. Aktuell sind fünf Sätze an Couponproben in diesem System ausgelagert. Mit ersten Ergebnissen ist nicht vor Ende 2015 zu rechnen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der On-line NobleChem™-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich reduziert werden kann. Im Projekt NORA konnten bereits einige wichtige Fragen geklärt werden. Das Projekt NORA II widmet sich jetzt mit konkreten Fragestellungen, welche sich aus NORA ergeben haben. Es befasst sich intensiv mit

- dem Ablagerungsverhalten von Pt auf drei verschiedenen Kraftwerkswerkstoffen sowie dem Einfluss von Oberflächenrauigkeiten;
- dem Abscheideverhalten von Platin in Rissen und Spalten und dessen Abhängigkeit von der Fließgeschwindigkeit des Mediums unter simulierten SWR-Bedingungen in einem eigens dafür konzipierten PSI-Kreislauf und in einem realen SWR.

Das Projekt NORA II profitiert von der im Vorgängerprojekt NORA entwickelten Infrastruktur, unter anderem ein Hochtemperatur-Wasserkreislauf, und dem aufgebauten Know-How der PSI-Mitarbeitenden. Deshalb konnten bereits im 1. Berichtsjahr einige interessante Ergebnisse präsentiert werden.

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-Kreislauf weiterzufahren. Detaillierte Nachuntersuchungen an Platin beladenen Proben sind mit den bisher verwendeten Analysemethoden vorgesehen. Ein wichtiges Thema in 2015 wird die Durchführung der Experimente mit der rotierenden Scheibe darstellen sowie die Analysen und die Interpretation von Befunden. Geplant sind auch erste Auslagerungsversuche mit simulierten Brennelement-Hüllrohren aus Zircaloy in platinhaltigem Hochtemperaturwasser.

1.1.7 PISA-II – Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

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

Einleitung

Als Voraussetzung für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke ist nachzuweisen, dass für Laufzeiten über 40 Jahre hinaus die Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) für Normalbetrieb, Betriebsstörungen und postulierte Auslegungsfälle gewährleistet bleibt. Das Projekt PISA-II behandelt spezifische Fragestellungen zur Methodik von Integritätsbewertungen eines RDB. Übergeordnetes Ziel des Projekts sind probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtungen unter Berücksichtigung aller relevanten Belastungen. Dafür werden Aspekte sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermohydraulik behandelt. Für das Projekt wurde ein geeignetes Referenzszenario ausgewählt, um möglichst realitätsnahe Beispielrechnungen durchführen zu können. In das Projekt sind PSI-Mitarbeiter aus den Bereichen der nuklearen Materialien und der Thermohydraulik eingebunden. Das Projekt PISA-II wurde entsprechend in vier Teilprojekte gegliedert:

- Teilprojekt I: Verfeinerte probabilistische Analyse des Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS)

- Teilprojekt II: Transienten-Studie mit Hilfe des Rechenprogramms RELAP und numerischer Strömungssimulation (Computational Fluid Dynamics CFD)
- Teilprojekt III: Umfassende 3D-Analysen
- Teilprojekt IV: Bruchmechanik-Methoden

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei einer PTS-Transiente, welche bei einem Kühlmittelverlust-Störfall auftreten kann (Loss Of Coolant Accident LOCA), erfolgt eine Einspeisung von kaltem Wasser in den heissen RDB. 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.

Die im Verlauf des Projekts PISA-II bereits aufgebaute Modellierung dieser Transienten 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 dreidimensionale zeitliche Temperaturverlauf am RDB während einer PTS-Transiente berechnet werden. Die sich daraus ergebenden Beanspruchungen am RDB lassen sich in einem weiteren Berechnungsmodul durch ein dreidimensionales Finite-Elemente-Modell bestimmen, in dem spezifische Risskonfigurationen für die gewählten PTS-Störfallannahmen postuliert werden.

Die Arbeiten an den vier Teilprojekten wurden entsprechend dem Projektplan fortgeführt. Mit den im Berichtsjahr zur Verfügung stehenden, miteinander gekoppelten Berechnungsmodulen wurden systematische Parameterstudien zu ausgewählten PTS-Störfallannahmen durchgeführt.

Die CFD-Simulationen zeigen ein ausgeprägt dynamisches, dreidimensionales Verhalten der Kühlstrahlen mit grossen Temperaturdifferenzen von über 100 °C, siehe (Abbildung 8). Insbesondere wurden die Temperaturverteilungen für verschiedene Einspeiseszenarien analysiert. Dazu wurde eine zweiseitige symmetrische Einspeisung wie auch eine einseitige asymmetrische Einspeisung über nur ein Noteinspeisesystem modelliert. Wei-

terhin wurde berechnet, welche Temperaturverteilungen sich am RDB ergeben, wenn ein Wasser-Dampfgemisch angenommen wird.

Der Einfluss der postulierten Leckgrösse bei einem Kühlmittelverlustfall wurde untersucht. Dabei wurden folgende Leckgrössen ausgewählt: kleines Leck mit 3 cm² (SLOCA), mittleres Leck mit 70 cm² (MLOCA) sowie ein grosses Leck mit 450 cm²

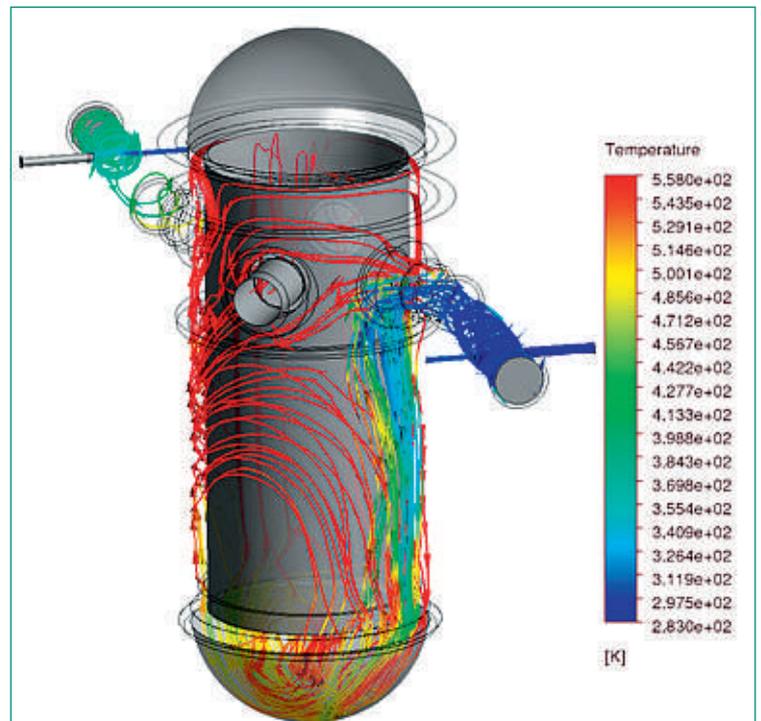


Abbildung 8: Berechnete Strömungslinien und Temperaturen des durch die rechte Leitung eingespeisten Kühlmittels bei einem Störfall mit Thermoschock. Die Skala ist in Kelvin [K] angegeben und reicht von 283 K (ca. 10 °C) bis 558 K (ca. 285 °C). Quelle: PSI.

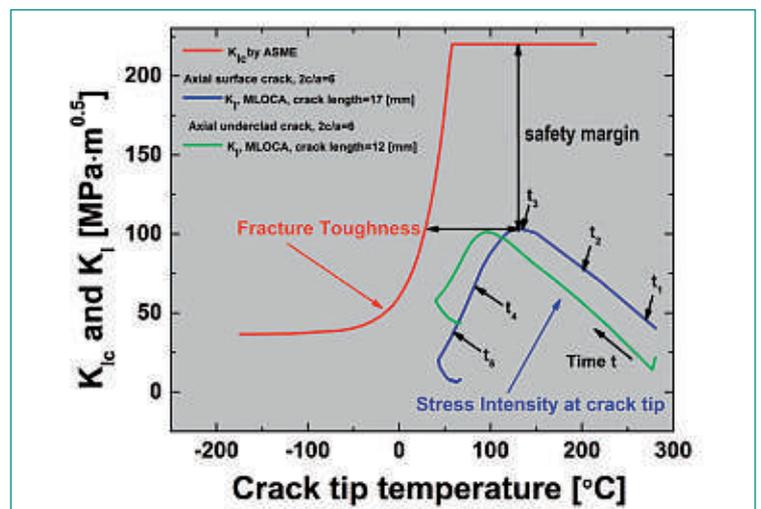


Abbildung 9: Das Prinzip der Beurteilung der Sprödbbruch-Sicherheit bei einem Störfall mit Thermoschock am Beispiel des LOCA mit mittelgrossem Leck (MLOCA). Auf der waagerechten Achse ist die Temperatur an einer Risspitze dargestellt, auf der senkrechten Achse die Spannungsintensität K_I an der Risspitze und zugleich die Bruchzähigkeit K_{Ic} des RDB-Materials. Die in blau und grün dargestellten Kurven sind Verläufe der Spannungsintensitäten an einer Risspitze (stress intensity at crack tip) im Zuge des Störfalls. Sie müssen in ausreichendem Sicherheitsabstand (safety margin) von der rot dargestellten Bruchzähigkeit (fracture toughness) des RDB-Materials bleiben. Quelle: PSI.

(LLOCA). Die Sicherheitsmarge des RDB bei diesen Bruchszenerarien lässt sich anschaulich aus dem Abstand zwischen der Beanspruchung (berechnet als Spannungsintensität K_I) für einen postulierten Riss sowie der Bruchzähigkeit des Werkstoffes (ausgedrückt als K_{Ic}) darstellen (Abbildung 9). Je grösser der Abstand zwischen den beiden Kurven ist, umso grösser ist auch die vorhandene Sicherheitsmarge. Zu beachten ist dabei, dass die Bruchzähigkeit des RDB-Werkstoffes infolge der Neutronenbestrahlung im Laufe des Betriebs abnimmt. Daher muss eine abdeckende Bruchzähigkeit, die durch Versuche an im RDB eingehängten Voreilproben wie auch durch geeignete Modellrechnungen bestimmt wird, bei der Beurteilung der Sicherheitsmargen berücksichtigt werden.

Mit den Berechnungen wurde gezeigt, dass für den gewählten Referenz-RDB die mittlere Leckgrösse (MLOCA) als führend für die deterministische Beurteilung anzusehen ist, weil in diesem Fall die grössten Beanspruchungen des RDB zu erwarten sind. Auch bei der probabilistischen Berechnung führt ein MLOCA zur höchsten bedingten (konditionalen) Rissinitiations-Wahrscheinlichkeit. Bei Betrachtung der Ausfallwahrscheinlichkeiten zeigten die probabilistischen Berechnungen dagegen den SLOCA als massgeblich an.

Mit weiteren probabilistischen Betrachtungen wurde untersucht, welche Auswirkungen eine Variation der Beanspruchungsparameter auf die Ausfallwahrscheinlichkeit des RDB hat. Dazu wurden im Rahmen einer Sensitivitätsanalyse die massgeblichen Einflussgrössen (Temperatur, Druck sowie Wärmeübergangs-Koeffizienten) jeweils um 10% erhöht bzw. abgesenkt und die dazugehörigen Ausfallwahrscheinlichkeiten berechnet. Es wurde gezeigt, dass sich die Ausfallwahrscheinlichkeiten um eine Grössenordnung erhöhen können. Werden bei der probabilistischen Betrachtung auch die berechneten RDB-Temperaturen infolge der Ausbildung der Kühlstrahlen berücksichtigt, können die Versagenswahrscheinlichkeiten deutlich ansteigen. Die Berechnungen müssen für eine quantitative Aussage weiter untersucht werden.

Im Berichtsjahr wurden die wesentlichen Projektziele erreicht. Mit der Kopplung der Berechnungsmodule für Thermohydraulik und Bruchmechanik kann eine in sich geschlossene Gesamtbetrachtung am RDB unter hohen Beanspruchungen, wie sie bei Kühlmittelverlust-Störfällen auftreten können, durchgeführt werden. Dies ermöglicht einen Vergleich zu den bisher angewendeten vereinfachten Modellen.

Weiterhin wurden auch die Untersuchungen zur bruchmechanischen Modellierung des Materialverhaltens im Duktil-Sprödbbruch-Übergangsbereich fortgesetzt. Eine untersuchte Methode ist dabei der sogenannte «Local Approach to Fracture (LAF)»-Ansatz, mit dem sich die Bruchvorgänge schädigungsmechanisch beschreiben lassen.

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 Kühlmittelverluststörfällen erlaubt bessere Aussagen zu den Sicherheitsmargen für die Strukturintegrität des RDB.

Weiterhin wird mit diesem Projekt auch der Kompetenzerhalt zu den Sprödbbruch-Sicherheitsnachweisen des RDB in der Schweiz (PSI) sichergestellt.

Ausblick

Bis zum Abschluss des Projektes Mitte 2015 sollen die Parameterstudien abgeschlossen sowie die wesentlichen Erkenntnisse aus den Teilprojekten dokumentiert und bewertet werden. Das ENSI wird die sicherheitstechnische Relevanz der Projektergebnisse beurteilen. Bei der Bewertung der Ergebnisse wird das ENSI von einem externen Gutachter unterstützt. Auf Basis dieser Analyse sollen mögliche weitere Aufgabenstellungen identifiziert werden, die im Rahmen zukünftiger Forschungsarbeiten behandelt werden sollen.



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 zu Schadensereignissen (Event Base) und einer zugehörigen Wissensdatenbank (Knowledge Base), die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen sowie länderspezifische Vorgehensweisen bezüglich mechanischer Komponenten enthält.

Am Projekt sind dreizehn Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Finnland, Frankreich, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweden, Schweiz und USA.

Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Unklassierte Komponenten werden einbezogen, wenn diese zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben. Die Ziele des CODAP-Projektes sind

- Informationen zu Schadensfällen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln;
- Die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Schädigungen sowie der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen;
- Allgemeine 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 zum Beispiel in Bezug auf Prüfungen 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 im Juni der erste Erfahrungsbericht (Topical report) zu strömungsinduzierter Korrosion (Flow Accelerated Corrosion FAC) von der OECD-NEA publiziert. Es werden die Einflussfaktoren wie Temperatur, Strömungsgeschwindigkeit oder Wasserchemie auf die strömungsinduzierte Korrosion beschrieben, als auch eine Analyse der vorhandenen Daten vorgenommen sowie die Auswirkungen der Schäden aufgezeigt. Ein weiterer Schwerpunkt des Berichtes ist die ausführliche Darlegung der Strategie in den einzelnen Ländern, um Schäden durch strömungsinduzierte Korrosion zu vermeiden. Hierzu lieferten insbesondere die Schweizer Kernkraftwerke ihren Beitrag, indem jedes Kraftwerk detailliert beschrieb, wie die von dieser Korrosionsart betroffenen Komponenten analysiert und systematisch überwacht werden.

Die Arbeiten an dem zweiten Erfahrungsbericht mit dem Thema Betriebserfahrungen über Rohrleitungsschäden an elektrohydraulischen und Steuerluftleitungen (Operating experience insights on pipe failures in electro-hydraulic control & instrument air systems) wurden fortgesetzt. Er soll im Jahr 2015 veröffentlicht werden.

In einem Bericht zur Projektphase 2011 bis 2014 wurden neben der Projekthistorie die Organisation und die Datenbanken «Event Base» und «Knowledge Base» beschrieben sowie die gesammelten Betriebserfahrungen zusammengefasst.

Die Schadensdatenbank «Event Base» ist eine umfassende webbasierte Datenbank mit über 100 möglichen Eingabefeldern. Rückmeldungen der am Projekt beteiligten Teilnehmer zeigen einen Verbesserungsbedarf in der Handhabung dieser komplexen Datenbankstruktur auf. Die bestehenden Probleme, wie zum Beispiel bei Eingabe und Auswertung, sowie Verbesserungswünsche wurden aufgenommen und analysiert. Erste Vorschläge zur Verbesserung seitens dem Datenbankverantwortlichen wurden vorgestellt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst mehr als 4600 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 (überwiegend) klassierten me-

chanischen 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 Vorbereitung zur nächsten CODAP-Projektphase von 2015 bis 2017 hat begonnen. Die Datensammlung zu den Schadensfällen soll fortgeführt und die Handhabung der Schadensdatenbank verbessert werden. Hierzu hat der Datenbankverantwortliche zwei Optionen vorgestellt, über die diskutiert und entschieden werden soll. Aufgrund der ausstehenden Entscheidung einiger Länder bezüglich ihrer weiteren Teilnahme am Projekt ist es aber zurzeit unklar, wie viele Länder sich an der nächsten Phase beteiligen und wie das Projekt dann weitergeführt wird.

1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

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

seits die Korrektheit der Reserven ermittelt und andererseits Unsicherheiten abgedeckt werden. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammengefasst, die nicht nur Angaben zu einzelnen Fällen, sollen auch Hintergrundwissen enthält (Data and Knowledge Base). An dem Projekt nehmen Belgien, Kanada, Frankreich, Japan, die Slowakei, Spanien, die USA und die Schweiz teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2014 fanden zwei Sitzungen statt, an welchen die Vertreter der einzelnen Länder den momentanen Stand des Alterungsüberwachungsprogramms bzw. Forschungsaktivitäten im Bereich der Kabelalterung darstellten. Es laufen bereits Studien mit im Einsatz stehenden Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel erarbeiten sollen. Dafür werden teilweise Kabelmuster von bestehenden oder stillgelegten Kernkraftwerken verwendet. Es handelt sich dabei um 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 zu diesem Zweck bereits zusätzliche Temperatur-, Feuchtigkeits- und Strahlungsmessungen installiert. Dies ermöglicht eine kontinuierliche Überwachung der Situation und genauere Werte zur Bestimmung des Alterungsfortschrittes.

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

Von Seiten der Schweiz wurden bei den Treffen sowohl Details der eingesetzten Kabeltypen als auch Messergebnisse zu Nieder- und Hochspannungskabeln präsentiert. Bei den Niederspannungskabeln wird die LIRA Methode (Line Resonance Analysis) und bei den Mittelspannungskabel die $\tan \delta$ -Messung (Verlustfaktormessung) angewendet. Aufgrund der positiven Messergebnisse wurde der Zustand der Kabel mit «gut» bewertet werden.

Die Kabeldatenbank enthält momentan 949 Datensätze. Es sind sowohl Angaben zu Hochspan-

nungskabeln, Mess- und Steuerkabeln als auch Netzwirkkabeln enthalten. In der Datenbank zum Hintergrundwissen wurden diverse Berichte abgelegt (Studie betreffend Alterungscharakteristik und Diagnostik des Isoliermaterials, Lagerung von Referenzkabelstücken, Kabelreparatur, Qualifikationsanforderungen von Kabeln unter erschwerten Umgebungsbedingungen, Zustandsüberwachungsmethoden, etc.). Es wurde beschlossen, eine vereinfachte PC-Version der Datenbank zu entwickeln, um mehr mögliche Nutzer anzusprechen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit den Ergebnissen 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 Alterungsüberwachungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E klassiert) etabliert. Aus dem Projekt erwartet man sich eine Verbesserung des Modells für die Alterungsvorhersage, so dass noch präzisere Aussagen zur Alterung der Kabel möglich werden.

Ausblick

Der aktuelle Stand der Überwachung, Forschungsergebnisse und Betriebserfahrungen sollen weiterhin ausgetauscht werden. Längerfristig könnten ausser Kabeln eventuell auch andere alterungsrelevante Komponenten in der Datenbank erfasst werden wie zum Beispiel Motoren, Durchführungen, Batterien, Messwertumformer und Thermoelemente.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das 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 aufgrund einer gemeinsamen Ursache auftreten. Im Projekt werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Neben der Schweiz beteiligen sich zurzeit elf 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 2014 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält 1743 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 12 verschiedene Komponententypen (Stand Ende September 2014). Die Datensammlung zum neuen Komponententyp *digitale Leittechnik* hat angefangen.
- **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 einer neuen Komponente, dem *Wechselrichter* («inverter») zu sammeln, also zu elektrischen Geräten, die Gleichspannung in Wechselspannung umwandeln. Ein erster Entwurf der Kodierungsrichtlinie soll im Jahr 2015 erstellt werden.
- **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Basis der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste Art der Fehleridentifizierung oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Für den Berichtsjahr ist Folgendes erwähnenswert:
 - Der Komponentenbericht zu *Wärmetauschern* wurde fertiggestellt und wird demnächst von der NEA veröffentlicht.
 - Seit der Veröffentlichung des Komponentenberichts zu *Dieselmotoren* im Jahre 2000 hat sich die Anzahl Dieselmotoren-Ereig-

nisse in der ICDE-Datenbank um ca. 90% erhöht. Deshalb wurde beschlossen, als nächstes diesen Komponentenbericht zu aktualisieren.

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

Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2014 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

CCF-Ereignisse haben ein hohes Schädigungspotenzial, denn sie können die Funktion mehrerer redundanter Stränge eines Sicherheitssystems beeinträchtigen. Im Rahmen des ICDE-Projektes werden CCF-Ereignisse über längere Zeiträume gesammelt und ausgewertet, um die Ursachen besser zu verstehen und um mögliche Massnahmen zur Verhinderung oder zur Eingrenzung der Auswirkungen zu ergreifen. Die ausgewerteten Ereignisse können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF, wie sie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt wird, genutzt werden.

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Ein erster Entwurf der neuen Kodierungsrichtlinie zu *Wechselrichtern* soll erstellt werden.
- Eine Arbeitsnotiz zu den Möglichkeiten und Grenzen der Verwendung von ICDE-Daten für die Quantifizierung von CCF-Parametern soll entworfen werden.

1.2.4 OECD FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

Einleitung

Das Ziel des Projektes «OECD Fire Incident Record Exchange» (OECD FIRE) ist die Erhebung und die

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit Beginn des Jahres 2014 wurde die 4. Phase des Projekts begonnen, welche bis Ende 2015 dauern wird. Die Arbeiten an den Berichten zu «Combinations of Fires with other Events», welcher das Verhalten von Bränden im Zusammenspiel mit anderen Typen von Ereignissen betrifft, und «Fire Protection Regulations», welcher die Brandschutzvorgaben im kerntechnischen Regelwerk der Teilnehmerländer im Vergleich behandelt, wurden fortgesetzt. Zudem wurde eine Überarbeitung der Coding Guideline (Eingabe-Richtlinie) verabschiedet, welche unter anderem den Verlust von Strängen bei Sicherheitssystemen präziser definiert.

Die Arbeiten am Überblicksbericht zur Kombination von Brand- mit anderen Ereignissen (Topical Report on Combinations of Fires with other Events) schreiten voran, aber erwartungsgemäss ist der Umfang des Themas gross, weshalb dies als eine längerfristige Arbeit betrachtet werden muss. Es konnten 47 Brandereignisse in der Datenbank mit anderen Ereignissen wie Explosionen oder Überflutungen verbunden werden. Brandszenarien solcher Art können zu ungewöhnlichen Schadensbildern führen, die in einer Brand-PSA geeignet berücksichtigt sein sollten. Für den Überblicksbericht zu Brandschutz-Vorschriften (Topical Report on Fire Protection Regulations) wurden die Beiträge der Schweiz und der USA als Beispiele verfasst. Der Bericht wird nun mit Beiträgen zu den übrigen Ländern vervollständigt.

Das Versuchsprogramm zu Hochenergie-Lichtbögen (High Energy Arcing Faults), welches mit Hilfe der OECD NEA ins Leben gerufen wurde, nachdem eine Auswertung der OECD FIRE Datenbank ergeben hatte, dass hochenergetische Lichtbögen ein relevanter Mechanismus der Brandent-

stehung in elektrischen Anlagen sind, hat im Frühling 2014 den Versuchsbetrieb in den USA aufgenommen. Man erhofft sich insbesondere Erkenntnisse zu den Einflüssen verschiedener Arten von Ausrüstungen auf die typischen Auswirkungen eines Lichtbogens.

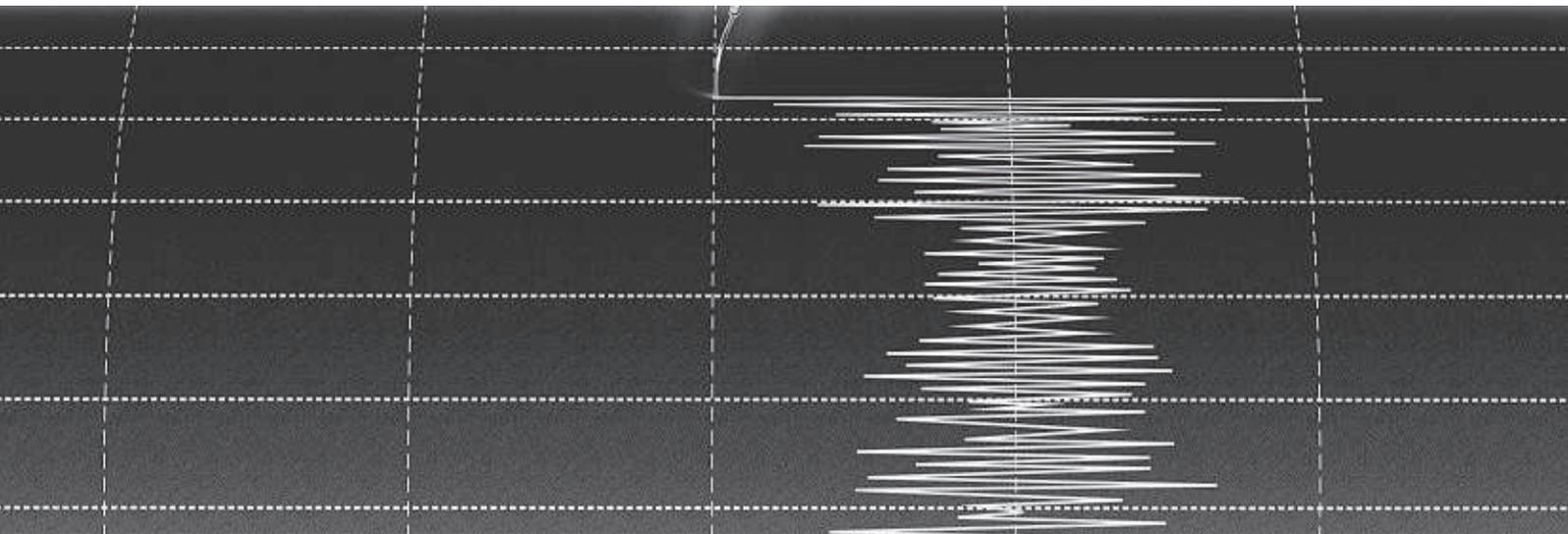
Damit wurden die Projektziele für 2014 erreicht. Das Budget wurde eingehalten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) führte eine Untersuchung zum Reifegrad der probabilistischen Brandanalysen für Kernkraftwerke durch. Basierend auf einer Umfrage in den Kernenergie produzierenden OECD-Mitgliedsstaaten wurde das Sammeln zuverlässiger Brandereignisdaten als einer der wichtigsten Punkte zur Weiterentwicklung der Brandanalyse identifiziert. In der Folge beschloss das CSNI, das Projekt OECD FIRE zu initiieren. Da Brandereignisse in Kernkraftwerken sehr selten sind, war ein Zusammenschluss auf internationaler Basis notwendig. In der Schweiz unterhalten alle vier Kernkraftwerk-Betreiber eine werkspezifische Brand-PSA. Diese Analysen sind, wie die gesamte PSA, regelmässig zu aktualisieren und dem Stand der Technik anzupassen. Sowohl für diese Weiterentwicklung der Brand-PSA als auch für deren Überprüfung durch das ENSI ist eine auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis wichtig.

Ausblick

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Die Möglichkeiten zur Aufnahme anderer Datenbanken, beispielsweise der US-amerikanischen Fire Events Database (FEDB), welche vom amerikanischen Electric Power Research Institute (EPRI) herausgegeben wird, sollen bewertet werden. Weiterhin wurde die Zusammenstellung der Anzahl von Räumen und Komponenten in den KKW der teilnehmenden Länder begonnen, um die Ermittlung von Raum- und Komponenten-bezogenen Brandhäufigkeiten zu erleichtern.



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 Überflutungen und Flugzeugabsturz 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» (Finnland) organisiert und hat eine planmässige Laufzeit von 2012 bis 2014 (zum Laufzeitende 2014 siehe Abschnitt «Ausblick»); es be-

schäftigt sich mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Es werden neben dem Tragverhalten der Stahlbetonstrukturen auch die Einflüsse anderer Parameter wie im anprallenden Projektil vorhandene Flüssigkeiten, Vorspannung und Liner der Versuchsplatte sowie die Weiterleitung von Erschütterungen untersucht.

Das Ziel dieses Projektes ist es, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Im Rahmen von IMPACT III wurden 2014 neun Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar zwei Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), sechs Versuche zur Erschütterungweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series) und ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching tests, X-Series).

VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008) und IMPACT II (2009 bis 2011) schlossen sich auch ausländische Partner an. Das ENSI nimmt seit 2011 aktiv am Projekt IMPACT III teil und wird von den Bauexperten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI), Bochum, Deutschland, und Basler & Hofmann AG (B&H), Zürich, unterstützt. Seit dem Jahr 2013 nehmen auch die Experten Principia, Ingenieros Consultores S.A., Madrid, Spanien, für Analysen mit der komplexen Software ABAQUS zu Durch-

stanzversuchen und zur Ermittlung von Lastfunktionen aus dem Weichkörperanprall im ENSI-Team teil. 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 direkt vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Versuche zum Durchstanzverhalten erfolgten mit harten Anprallkörpern («hard missile impact»), welche vor allem das Eindring- und Durchstanzverhalten von Triebwerken oder anderer kompakter Flugzeugteile (grosse harte Masse, kleine Auftrefffläche) repräsentieren. Die Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens erfolgten mit relativ weichen Anprallkörpern («soft missile impact») und simulieren das Verhalten eines Flugzeugrumpfs oder -flügels. Die Versuchskörper der P-Series und X-Series bestanden in allen Fällen aus quadratischen Betonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,25 m Plattendicke; die Versuchskörper der V-Series sind Sonderkonstruktionen aus Stahlbeton, siehe Abbildung 11 und Abbildung 12. Die Anprallkörper hatten Massen von rund 50 kg und Anprallgeschwindigkeiten von etwa 110 m/s bis 168 m/s.

Im Berichtsjahr nahmen das ENSI und SPI an zwei Workshops und zwei Treffen der so genannten Technical Advisory Group teil (12.–14. Juni und 10.–12. Dezember in Finnland). Dabei wurden von ENSI und SPI hauptsächlich blinde Vorausberechnungen, das heisst solche ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse, sowie Nachberechnungen durchgeführt und präsentiert. Sie bezogen sich auf den IMPACT-Versuch mit kombiniertem Verhalten Bie-

gung/Durchstanzen (Versuch X4) sowie auf die Versuche zur Bestimmung der Erschütterungsweiterleitung (Versuche V0 und V1). Zur Illustration werden nachfolgend zu den Versuchen X4, V0 und V1 kurze Erläuterungen gegeben und beispielhafte graphische Darstellungen angeführt.

Der Versuch X4 fand am 26.11.2014, also kurz vor dem Workshop in Finnland, statt. Nachdem der Versuch X3 mit Aufprallgeschwindigkeit 140 m/s bereits Beanspruchungen der Stahlbetonplatte bis in den Grenzbereich der Tragfähigkeit ergeben hatte (vgl. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013), war es der Wunsch der Mehrzahl der Teilnehmer am Projekt IMPACT III, die Grenze zum Durchstanzversagen noch weiter auszuloten; der Versuch X4 erfolgte daher bei sonst gleichen Randbedingungen wie X3 mit der Aufprallgeschwindigkeit 165 m/s (Zielgeschwindigkeit, tatsächlich im Versuch erreicht wurden 168 m/s). Die blinde Vorausberechnung mit dem Programm ABAQUS ergab als Grenzggeschwindigkeit zum Durchstanzen 165 m/s bei einem voraussichtlichen Versagen bei 170 m/s. Abbildung 10 zeigt eine rückwärtige Ansicht der getroffenen Stahlbetonplatte nach dem Versuch X4 mit kombiniertem Verhalten infolge Biegung und Durchstanzen sowie Ergebnisse aus einer FEM (Finite-Element-Methode)-Berechnung mit dem Programm ABAQUS. Die Restgeschwindigkeit des Projektils von 25 m/s nach Durchschlagen der Stahlbetonwand stimmte fast überein mit der ABAQUS-Prognose 22 m/s.

Der Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V0 ist von VTT allein konzipiert worden und diente als Vorversuch zur Bestimmung des zu erwartenden Erschütterungsniveaus an der Rückwand und zum Austesten der Messtechnik. Die Struktur des Versuchskörpers besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer frei auskragenden Rückwand. Die Vorderwand ist in dem Rahmen abgestützt, der auch

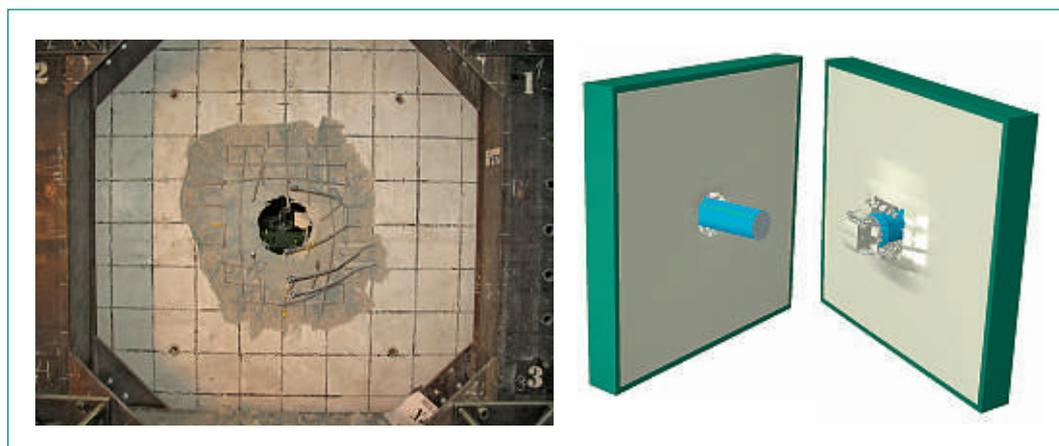


Abbildung 10:
IMPACT III Test X4,
Testplatte nach dem
Versuch (links) und
Ergebnisse aus
ABAQUS-Berechnung
(Mitte und rechts).

Abbildung 11:
 IMPACT III Test V0,
 Versuchsaufbau schematisch (links) und horizontale Verschiebungen an Unterkante Rückwand als Vergleich von Messung und SOFiSTiK-Berechnung zu Versuch V0B (rechts).

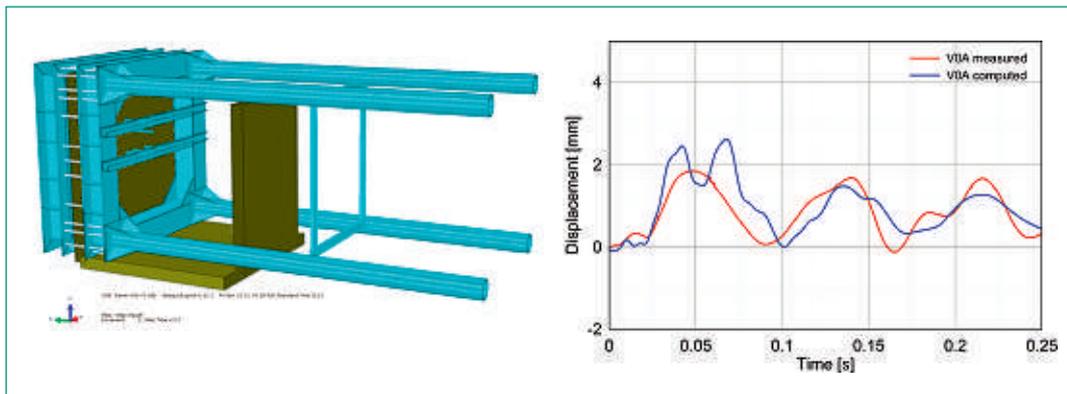
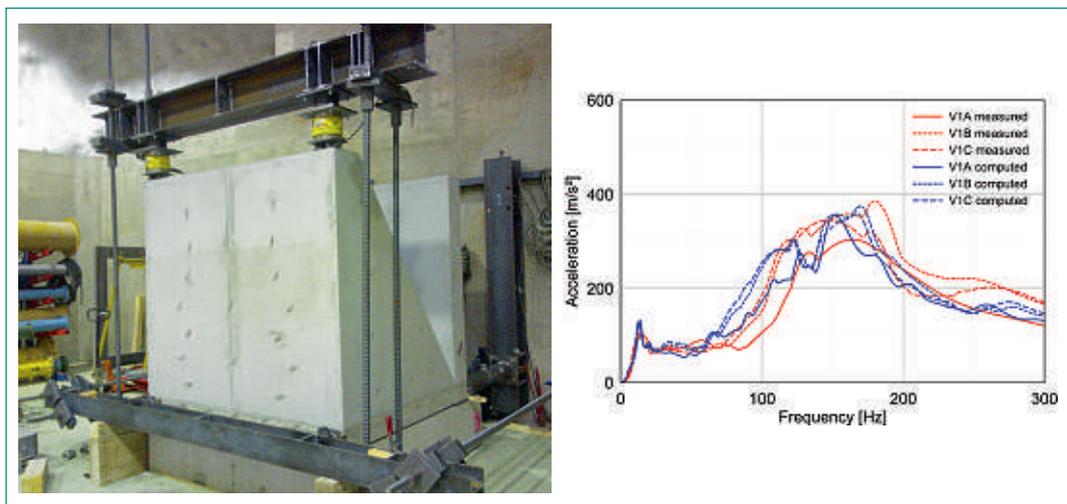


Abbildung 12:
 IMPACT III Test V1,
 Versuchsaufbau X3 (links) und Beschleunigungsantwortspektrien in der Mitte der Rückwand aus SOFiSTiK-Berechnung im Vergleich zu den Versuchen (rechts).



für die Versuche der anderen Testserien verwendet wurde. Abbildung 11 zeigt eine schematische Skizze des Versuchsaufbaus zum Test V0 sowie gemessene und berechnete Verschiebungen an der Unterkante der Rückwand. Die Berechnungen zu diesem Versuch stimmten gut überein mit den Messwerten des im Juni 2014 durchgeführten Versuchs. Der Versuchskörper V0 wurde dreimal hintereinander mit der gleichen Geschwindigkeit beschossen (Versuche V0A, V0B und V0C).

Der Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V1 ist der eigentliche erste planmäßige Test der V-Series. Wie bei Test V0 wurden im Oktober 2014 kurz hintereinander die drei Tests V1A, V1B und V1C durchgeführt. In Abbildung 12 sind die Testanordnung sowie horizontale Beschleunigungs-Antwortspektren als Mass für die induzierten Erschütterungen an der Rückwand dargestellt. Die Struktur besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer Rückwand; seitlich sind Dreieckswände zur Stabilisierung angeordnet. Die Struktur ist horizontal an beiden Enden der Bodenplatte zur Verhinderung eines Gleitens und vertikal an der Oberseite der Vorderwand zur Verhinderung eines Abhebens abgestützt. Die vertikale Lagerung erfolgt auf Elastomerstreifen unter Vor-

der- und Rückwand. Die Bewehrung des Testkörpers ist so bemessen, dass nichtlineares Werkstoffverhalten auf den unmittelbar dem Anprall ausgesetzten Bereich der Vorderwand beschränkt bleibt und die übrigen Bauteile reversibles Verhalten aufweisen. Zusätzlich zu den bereits durchgeführten blinden Vorausberechnungen sind im Jahr 2015 Nachrechnungen unter Verwendung der Versuchsdaten geplant. Weitere Beschussversuche an vergleichbaren Testkörpern werden folgen, mit vereinfachten und somit besser vorhersehbaren Lagerbedingungen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Momentan liegen dem ENSI die ersten Betreiberberichte der mit Verfügung vom Mai 2013 geforderten Flugzeugabsturzanalysen vor, worin auch Fragen zur Tragfähigkeit von Betonstrukturen, zu Anpralllasten oder zu induzierten Erschütterungen von sicherheitsrelevanten Systemen rechnerisch behandelt werden. Mit dem Projekt IMPACT III wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz

zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Entsprechend sind das ENSI und seine Experten in der Lage, die Flugzeugabsturz-Analysen 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 Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Der ursprünglich für den Sommer 2013 geplante und dann auf 2014 verschobene nächste Versuchsaufbau in einer neuen Halle, der Versuche mit Betonplatten von 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben soll (vgl. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013), wurde seitens VTT entgegen dem Wunsch des ENSI weiter in die Zukunft verschoben und soll nun erst im Folgeprojekt IMPACT IV realisiert werden. Das Projekt IMPACT III konnte nicht wie geplant bis Ende 2014 abgeschlossen werden; ein Termin für den Abschluss ist derzeit nicht absehbar. Das Team ENSI/SPI/B&H/PRINCIPIA wird die Arbeiten zu den Versuchen mit kombiniertem Verhalten Biegung/Durchstanzen sowie den Versuchen zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung fortführen. Es wird ihre Bedeutung für die Praxis der Auslegung gegen Flugzeugabsturz auf der SMiRT-Konferenz im August 2015 in Manchester vorstellen.

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 Vorgängerphasen IRIS_2010 und IRIS_2012 konzipiert (vgl. Erfahrungs- und Forschungsberichte ENSI 2011 und 2012). Die planmässige zeitliche Abwicklung soll in den Jahren 2014 und 2015 erfolgen. Die Phase 3 des Projekts IRIS beschäftigt sich mit den indirekten Folgen einer stossartigen Einwirkung

auf die Wand eines Bauwerks. Insbesondere soll untersucht werden, wie sich die induzierten Erschütterungen auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs ausbreiten. Hinsichtlich des Verhaltens des Aufprallbereichs sollen die Erkenntnisse der vorangegangenen Projektphasen genutzt werden.

Das Projekt besteht ebenfalls aus Versuchen und vergleichenden rechnerischen Simulationen (sog. genannter Benchmark). Sein Ziel besteht darin, die Auswirkungen der aufprallbedingten 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 ausgehend von der gewonnenen Datenbasis 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 Erschütterungs-Weiterleitung und die Bauwerk-Antwortspektren – weiterzuentwickeln und zu validieren.

Das ENSI hat mit Unterstützung der Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland 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.

Projektziele des Berichtsjahres

und deren Umsetzung

Die Projektziele des Berichtsjahrs bestanden darin, seitens des Organisationskomitees den Versuchsaufbau zu entwerfen sowie die Testbedingungen zu vereinbaren. Diese Themen wurden am 14.02.2014 im ersten Treffen des wissenschaftlichen Komitees im Beisein des ENSI und seinem wissenschaftlichen Berater Prof. Stangenberg erörtert.

Im zweiten Treffen des wissenschaftlichen Komitees am 05.09.2014 wurde den Teilnehmern der von der Electricité de France (EDF) ausgearbeitete Versuchsentwurf vorgestellt. Der zu den Seiten hin offene kastenförmige Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte. Das Projektil soll auf die Vorderwand auftreffen. Die Rückwand ist wie eine Attika nach oben hin verlängert. An der Rückwand sollen zum Innenraum hin gerichtete, mit unterschiedlichen Befestigungssystemen verankerte Halterungen für Komponenten, z.B. Rohrleitungselemente, angebracht werden. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt entweder auf vier Füßen aus Rohrprofilen oder auf vier Feder-Dämpfer-Boxen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Momentan liegen dem ENSI die ersten Betreiberberichte der mit Verfügung vom Mai 2013 geforderten Flugzeugabsturzanalysen vor, worin auch Fragen zu induzierten Erschütterungen von sicherheitsrelevanten Systemen infolge Flugzeugabsturz rechnerisch behandelt werden. Mit Phase 3 des Projekts IRIS der OECD 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, die diesbezüglichen Kenntnisse zu pflegen und zu vertiefen sowie eine entsprechend fachlich qualifizierte Beurteilung der Flugzeugabsturz-Analysen 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 Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Das ENSI wird im Jahr 2015 als Team mit den Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, an den Benchmark-Analysen im Rahmen des Projekts IRIS Phase 3 teilnehmen und die Tätigkeit des wissenschaftlichen Komitees weiter aktiv unterstützen.

1.3.3 Starkbeben-Forschung des Schweizerischen Erdbebendienstes

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 Gefährungskarten und weiterer Produkte zur Erdbebengefährdung (wie Datenbanken oder Messnetze) 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 Wis-

sen, 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Die wichtigsten Ergebnisse im Jahr 2014 waren folgende:

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 der SED für das ENSI die neuesten Entwicklungen in diesem Gebiet, wobei Modelle analysiert, validiert und teilweise weiterentwickelt werden. Der SED hat das Swiss Stochastic Ground-Motion Prediction Model erweitert, ein Abminderungsmodell, das nur auf dem in der Schweiz vorhandenen Datensatz basiert und damit die hiesigen geologischen Bedingungen und Beobachtungen am besten repräsentiert. Mangels vorliegender Daten von grossen Erdbeben sind die Unsicherheiten für GMPE's für die Schweiz gross. Die Verwendung von Daten aus Ländern mit hoher Seismizität erlaubte es dem SED, die Belastbarkeit des Schweiz-Spezifischen Modells bei grossen Beben besser abzuschätzen. Die Forscher haben die bisherigen Entwicklungen und den aktuellen Wissensstand zu GMPEs und deren An-

wendung in der Schweiz in einem Bericht zusammengefasst, welcher über die ETH-Bibliothek öffentlich zugänglich ist (siehe <http://e-collection.library.ethz.ch/view/eth:14476>). Mit der aktiven Forschung auf diesem Gebiet trägt der SED kontinuierlich zum Verständnis bezüglich 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 Felsuntergrund zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungsanalysen für grosse Wiederkehrperioden besser zu verstehen. Zu diesem Zweck forscht der SED an der Modellierung von komplexen und nichtlinearen Wellenausbreitungsphänomenen. Unter diesem Aspekt fokussiert er zurzeit auf nichtlineare, oberflächennahe Bodeneigenschaften und nichtlineare Effekte am Erdbebenherd. Dabei werden Prozess-

verständnisse, zum Beispiel zum plastischen Verhalten des Bodens oder zum Verhalten von Lockergesteinen nahe der Oberfläche, mittels Simulationsprogrammen verbessert. Abbildung 13 zeigt, wie gut die Übereinstimmung zwischen den beobachteten und den modellierten Bodenerschütterungen bei den Simulationen bereits ist. Die entwickelten Programme wurden zum Teil in internationalen Vergleichstests erfolgreich angewendet. Erkenntnisse aus diesen Modellierungen finden bereits heute Anwendung in der Standortcharakterisierung von Starkbeben-Messstationen (Abbildung 14) und verbessern das Prozessverständnis. Damit soll zukünftig die deterministische Bestimmung von Bodenbewegungen durch bisher in der Schweiz nicht beobachtete starke Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden verfeinert werden. Um zukünftige Entwicklungen im Bereich der Erdbebengefährdungs-Analyse abschätzen zu können,

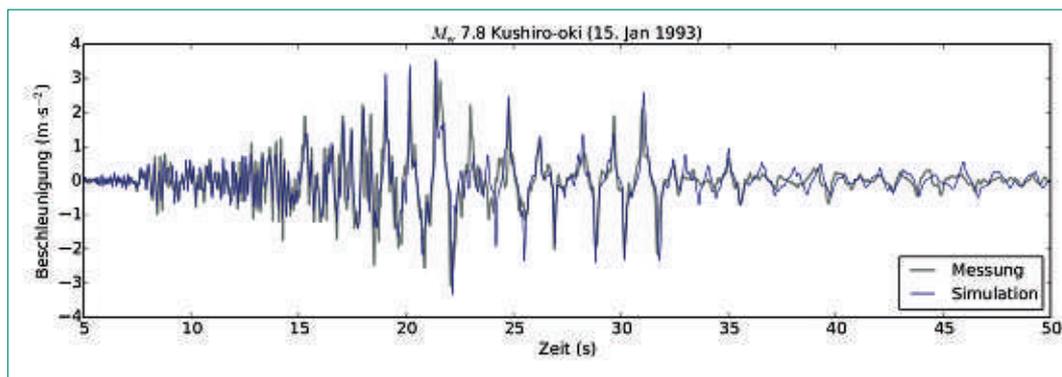


Abbildung 13: Die Abbildung zeigt die beobachteten und die modellierten Bodenbewegungen (in diesem Fall die Beschleunigung) an einem Oberflächenstandort in Japan, ausgelöst durch ein Erdbeben mit der Magnitude 7.8. Quelle: D. Roten, SED.



Abbildung 14: Eine moderne Starkbeben-Messstation. Das Bild zeigt die geöffnete Abdeckung der Freifeld-Installation. Quelle: SED, siehe auch unter <http://www.seismo.ethz.ch/monitor/>.

untersuchen die Forscher die Voraussetzungen für den Übergang von stochastischen Modellen zur sogenannten Physik-basierten Erdbebengefährdungs-Analyse; diese basiert auf den detaillierten geologischen Verhältnissen und physikalischen Prozessen. In den aktuellen in der Schweiz angewendeten Analysen werden die seismischen Quellregionen durch diffuse Seismizität repräsentiert, welche fast ausschliesslich auf statistischer Auswertung von instrumentellen und historischen Daten basiert. Die Ergebnisse weisen darauf hin, dass unter Verwendung von synthetischen Erdbebenkatalogen die Annahme von diffusen gegenüber realitätsnäheren seismischen Quellregionen zu einer Erhöhung der Erdbebengefährdung von rund 3% bis 20% führt, und die Unsicherheiten durch die Anwendung der realitätsnäheren Quellregionen signifikant reduziert werden kann. Verschiedene Erkenntnisse aus diesem Teilprojekt wie beispielsweise ein verbessertes Wellengeschwindigkeitsmodell für den Untergrund oder die Variation der Erdbebengrössen-Verteilung in der Tiefe fliessen in die neue nationale Erdbebengefährdungskarte des SEDs ein.

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

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Erfahrungen 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 Standortinflüssen 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 Erd-

bebengefährdung zu entwickeln und zu verbessern und andererseits frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen.

Ausblick

Im Sommer 2014 wurde die Forschungszusammenarbeit mit dem SED um weitere vier Jahre verlängert. Dabei wurden die Forschungsinhalte an die bestehenden Bedürfnisse angepasst. Demnach wird sich der SED in den nächsten vier Jahren auf folgende drei Themen fokussieren:

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

Somit wird der Schwerpunkt in der neuen Projektphase stärker auf Aspekte der Entsorgung gelegt als zuvor. Die Teilprojekte zur historischen Seismologie und zu alternativen Ansätze für die Charakterisierung von seismogenen Quellregionen aus der ersten Vierjahresperiode fanden dagegen mit einer Reihe von Publikationen und Berichten einen Abschluss. Mit der Weiterführung der Forschungsaktivitäten in diesem Bereich legt das ENSI eine langfristige Grundlage zur Verbesserung der Gefährdungs-Analysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager hinsichtlich der Naturgefahr Erdbeben.

1.3.4 SMART 2013 – Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken

Projektorganisation: Commissariat à l'Énergie Atomique CEA (Frankreich), gemeinsam mit Electricité de France EDF und International Atomic Energy Agency IAEA

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

ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak

Bericht der Forscher in Anhang A

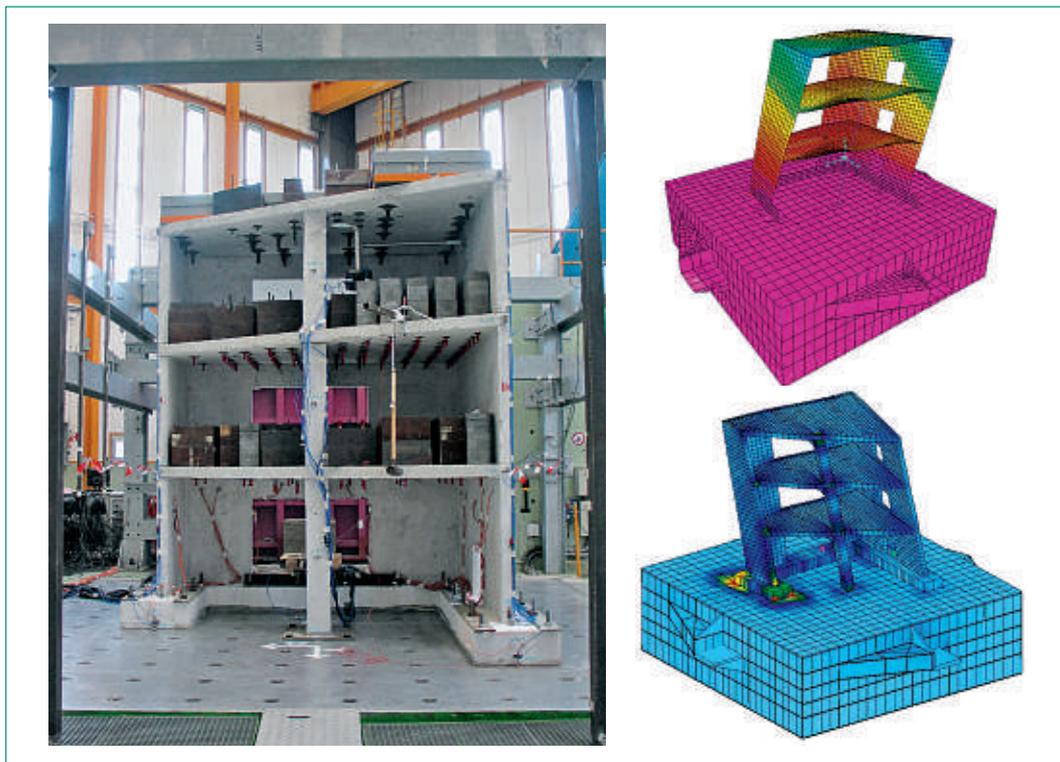


Abbildung 15:
CEA Modellgebäude (links), Darstellung der Haupteigenform des SAP2000- (rechts oben) bzw. SOFiSTiK-Berechnungsmodells (rechts unten).
Quelle: CEA, B&H, SPI

Einleitung

Das internationale Projekt SMART 2013 zielt darauf hin, das nichtlineare Verhalten eines Kernkraftwerkstypischen Stahlbetongebäudes unter hoher Erdbebeneinwirkung zu untersuchen und die Methoden bzw. Annahmen zu evaluieren, die für die Simulation dieses Verhaltens verwendet werden. Zu diesem Zweck hat die CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique), mit der Unterstützung der EDF (Electricité de France) und der IAEA (International Atomic Energy Agency), in den Jahren 2011 bis 2013 eine Reihe von Rütteltisch-Versuchen an einem Gebäudemodell im Massstab 1:4 durchgeführt. Die Daten zum Experiment wie der Aufbau, die Geometrie, die Materialien usw. wurden dann den 36 internationalen Teams, die am SMART 2013 Projekt teilnehmen, zur Verfügung gestellt, damit sie mit dem Rechenprogramm ihrer Wahl ein entsprechendes Modell erstellen können. Anschliessend werden Simulationen durchgeführt und sowohl untereinander als auch mit den Versuchsergebnissen verglichen (sogenanntes Benchmark-Projekt).

Die für die Teilnehmer vorgesehenen Aufgaben sind in vier Projektphasen unterteilt; die ersten zwei Phasen wurden grösstenteils im Jahr 2013 bearbeitet und im entsprechenden Erfahrungs- und Forschungsbericht des ENSI dokumentiert. Die letzten zwei Phasen wurden im Jahr 2014 durchgeführt. Der vorliegende Bericht befasst sich daher nur mit den in den Phasen 3 und 4 geleisteten Arbeiten und

bewältigten Herausforderungen, sowie mit der Zusammenfassung der Erkenntnisse aus allen vier Phasen des Projekts.

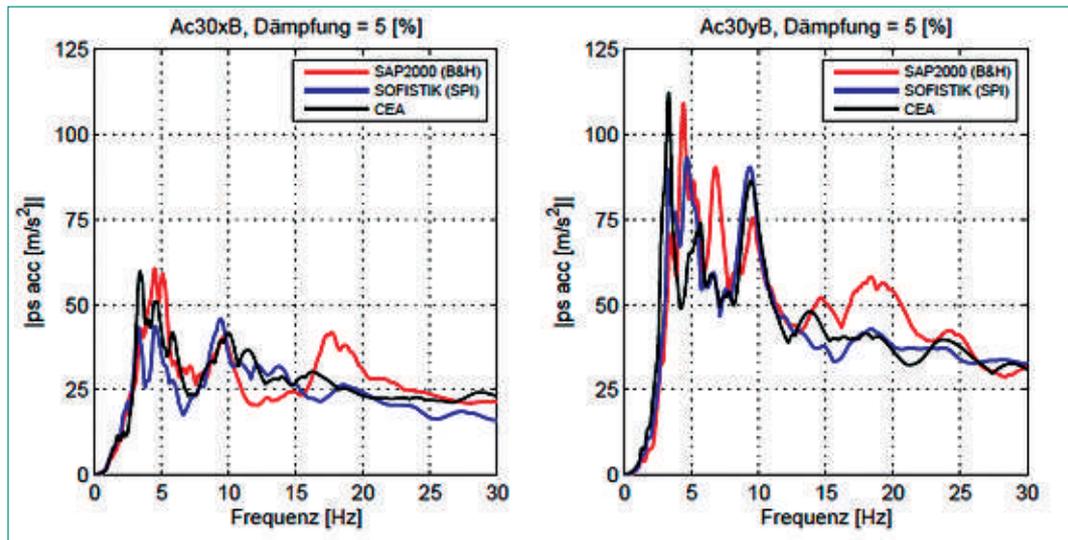
In der Phase 3 sollten die in der Phase 1 und 2 getesteten und verfeinerten Berechnungsmodelle verwendet werden, um das nichtlineare Strukturverhalten bei starker Erdbebenanregung vorausszusagen. Anschliessend sollten die Ergebnisse aus diesen Analysen mit den entsprechenden gemessenen Versuchsdaten der CEA verglichen werden, um festzustellen, ob die Berechnungsmodelle das nichtlineare Material- und Bauteilverhalten des Modellgebäudes erfolgreich simulieren können. In der abschliessenden Phase 4 sollten Verletzbarkeitskurven bestimmt werden, um die Zuverlässigkeit der Methodik und die Anwendbarkeit von verschiedenen Schadensindikatoren zu untersuchen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach dem erfolgreichen Abschluss der ersten zwei Phasen des Projektes bis Ende Januar 2014 hat das ENSI-Team im Verlauf des Jahres 2014 die Hauptaufgabe des Projekts – «blinde» Vorausberechnungen der Phase 3 – durchgeführt und anschliessend die Verletzbarkeitskurven (Fragility-Kurven) in der Phase 4 bestimmt.

Für die nichtlinearen Berechnungen unter hoher Erdbebeneinwirkung (Phase 3) wurden die in der Phase 2 geprüften und kalibrierten Berechnungs-

Abbildung 16:
 «Blind prediction» -
 Vergleich der gemessenen
 (CEA) Beschleunigungen
 in der x-Richtung
 (links) bzw. in der
 y-Richtung (rechts) mit
 den berechneten
 (SAP2000, SOFISTiK)
 Beschleunigungen für
 einen Eckpunkt auf der
 obersten Decke bei der
 stärksten aufgebracht-
 en Erdbebenanregung
 (Run019, Eckpunkt B),
 Quelle: CEA, B&H, SPI.



modelle verwendet, das heisst das mit dem Programm SAP2000 entwickelte Modell von Basler & Hofmann (B&H) und das mit dem Programm SOFISTiK entwickelte Modell von Stangenberg und Partner (SPI), vgl. Abbildung 15. Entsprechend den Vorgaben der CEA wurden mehrere nichtlineare Zeitverlaufsanalysen mit bestimmter Reihenfolge und unter Berücksichtigung der Vorgeschichte durchgeführt, ohne von den Versuchsergebnissen Kenntnis zu haben. Die Berechnungssequenz bestand aus fünf obligatorischen und zwei optionalen Berechnungen mit Erdbebenanregung unterschiedlicher Intensität. Die numerischen Ergebnisse aus jeder Berechnung wurden der CEA in der Form von Verschiebungen und Beschleunigungen in bestimmten Knoten des Berechnungsmodells eingereicht. Erst nach der Einreichung der Berechnungsergebnisse bekamen die Teilnehmer Zugriff zu den Versuchsdaten der CEA und konnten die Richtigkeit und die Effizienz ihrer Berechnungsmodelle beurteilen. Die Phase 3 wurde im Juni 2014 abgeschlossen.

Die Auswertung der Ergebnisse aus den numerischen Simulationen des ENSI Teams für die Testläufe mit starker Erdbebenanregung hat gezeigt, dass sie grundsätzlich in relativ guter Übereinstimmung mit den gemessenen Versuchsergebnissen sind, siehe Abbildung 16. Jedoch zeigten sich einige wichtige Nachteile und Beschränkungen der Berechnungsmethoden und -modelle. Beim SAP2000-Berechnungsmodell erfolgte in der Phase 3 eine nichtlineare Modellierung nur für die Wände, nicht jedoch für die Decken. Letztere wurden mit linearen Elementen mit einer konstanten Steifigkeit modelliert, wobei diese zur Berücksichtigung der Rissbildung im Beton reduziert angesetzt wurde. Diese Vorgehensweise ist üb-

lich, um den Berechnungsaufwand gering zu halten. Der Vergleich mit den Versuchsergebnissen hat jedoch gezeigt, dass die Deckensteifigkeit damit bei starker Erdbebenanregung lokal immer noch überschätzt wurde und dass sich das SAP2000-Berechnungsmodell daher zu steif verhält. Die Abklärungen haben ebenfalls ergeben, dass die Mitwirkung der Decken im Bereich der Wandöffnungen relevant sein kann. Diesen Umständen muss bei der Modellierung der Decken zukünftig besser Rechnung getragen werden, insbesondere da, wo nichtlineares Verhalten der angeschlossenen Wände erwartet wird. Als Folge wird der Berechnungsaufwand (Berechnungszeit) grösser.

Bei den Berechnungen mit dem SOFISTiK-Berechnungsmodell wurden sowohl die Decken als auch die Wände nichtlinear modelliert. Aus diesem Grund konnte das dynamische Verhalten des modellierten Gebäudes realistischer abgebildet werden. Im Weiteren hat sich das Programm SOFISTiK im Vergleich zu SAP2000 als um einiges effizienter hinsichtlich der Rechendauer und dem Speicherbedarf bei der Durchführung der nichtlinearen Zeitverlaufsanalysen erwiesen. Da das Programm SAP2000 jedoch von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke häufiger für Erdbebenberechnungen verwendet wird, ist die Identifikation seiner Stärken und Schwächen von grosser Bedeutung für das ENSI.

Im Mittelpunkt der Phase 4 des Projekts stehen die Verletzbarkeitskurven (Fragility-Kurven), welche die Versagenswahrscheinlichkeiten des Gebäudemodells als Funktion der Stärke der Erdbebenanregung darstellen. Die Teilnehmer mussten in dieser Phase ihre Berechnungsmodelle nach den Vorgaben der CEA zur Vereinfachung modifizieren: der Rüttelstisch wurde nicht mehr berücksichtigt und die Bo-

den-Bauwerks-Interaktion wurde mit Hilfe von einfachen Feder- und Dämpferelementen modelliert. Für die Verletzbarkeitsanalyse haben die Teilnehmer für 50 gegebene Sets von Erdbebenzeitverläufen die Verformungen des Gebäudemodells berechnet. Dabei wurden die von der CEA festgelegten Modellparameter auf Basis der zur Verfügung gestellten statistischen Verteilungsparameter (siehe Abbildung 17) variiert. Es wurden sowohl lineare als auch nichtlineare Berechnungen durchgeführt. Die Verletzbarkeitskurven wurden anschliessend aus der Beziehung zwischen Intensität der Erdbebeneinwirkung und dem Schadenindikator abgeleitet. Als Schadenindikatoren dienten dabei entweder die Stockwerk-Schiefstellung (storey drift) oder der Frequenzabfall infolge Schädigung der Struktur.

Die aus den nichtlinearen Berechnungen resultierenden Verletzbarkeitskurven weisen, sowohl innerhalb des ENSI-Teams als auch im Vergleich zu den anderen Teilnehmern, eine grössere Streuung auf als die aus den linearen Berechnungen resultierenden Verletzbarkeitskurven. Grund dafür ist die grössere Sensitivität von nichtlinearen Modellen und Berechnungen.

Der Vergleich zwischen den Verletzbarkeitskurven aus den linearen und nichtlinearen Berechnungen zeigt, dass die realistischere nichtlineare Berechnung zu einer höheren Versagenswahrscheinlichkeit führt. Die mit Hilfe linearer Berechnungen bestimmten Verletzbarkeitskurven sind somit nicht immer konservativ.

Damit wird auch eindrücklich das «Prinzip der gleichen Arbeit» bestätigt. Es beschreibt den Umstand, dass Bauten mit relevanten Eigenfrequenzen im Bereich von rund 2 bis 10 Hz bei Erdbebenverhalten im nichtlinearen Bereich grössere Verformungen erfahren als sich vollständig linear verhaltende Bauten mit gleichen Eigenfrequenzen. Bei «weicheren» Bauten wird hingegen vom «Prinzip der gleichen Verschiebung» ausgegangen. Diese Unterscheidung

ist für Kernkraftwerksbauten entscheidend, da sie in der Regel massiv ausgebildet sind.

Bei den vom ENSI-Team durchgeführten Verletzbarkeitsanalysen hat sich die Stockwerk-Schiefstellung als ein zuverlässiger Schadenindikator gezeigt. Er kann aus den Zeitverlaufsberechnungen einfach und sicher ausgewertet werden. Der durch die Schädigung der Struktur hervorgerufene Frequenzabfall hat sich hingegen aufgrund der Schwierigkeiten bei der Auswertung als weniger verlässlich erwiesen.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI und seine Experten bleiben mit der Teilnahme am internationalen Benchmark-Projekt SMART 2013 über den neusten Stand von Wissenschaft und Technik im Gebiet der Erdbebenberechnung von Kernanlagen informiert und erhalten vollen Zugang zu den Daten, Resultaten und Dokumentationen. Im abschliessenden Workshop, der im November 2014 in Paris stattgefunden hat, hatte das ENSI-Team die Gelegenheit, seine Arbeit im internationalen Umfeld zu präsentieren, Rückmeldungen von anderen Teilnehmern zu bekommen und sich an interessanten technischen Diskussionen zu beteiligen. Besonders hilfreich sind für die Aufsichtstätigkeit des ENSI die Erfahrungen zu Computer-Programmen, die auch von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke verwendet werden, aber auch Erkenntnisse zu alternativer Software für unabhängige Rechnungen.

Wichtig sind auch die aus dem Projekt gewonnen Erkenntnisse und Erfahrungen hinsichtlich der Modellierung von Stahlbetonstrukturen und der Durchführung von Erdbebenberechnungen und Verletzbarkeitsanalysen. Dies gilt insbesondere im Zusammenhang mit der anstehenden Überarbeitung der Nachweise der Erdbebensicherheit und der Verletzbarkeitskurven der Schweizer Kernkraftwerke nach Abschluss der ENSI-Beurteilung der Gefährdungsstudie PEGASOS Refinement Project.

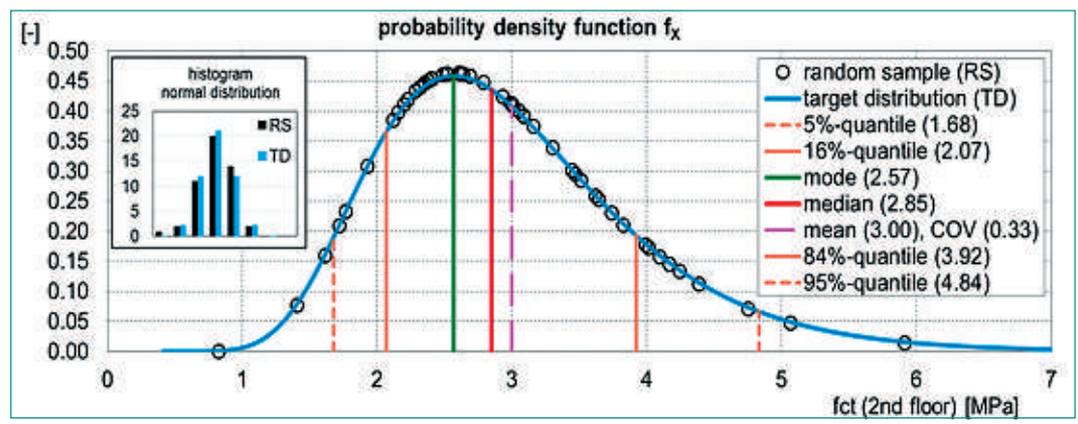


Abbildung 17: Modellparameter mit lognormaler Verteilung, die für die Verletzbarkeitsstudie mittels einer RND Funktion in MS Excel ermittelt werden, Quelle: B&H.

Ausblick und Verbesserungsvorschläge

Das Projekt SMART 2013 wurde im November 2014 mit dem Workshop in Paris abgeschlossen. Es ist seitens ENSI jedoch angedacht, die berechneten Resultate bzw. die Resultate der CEA-Versuche noch weiter unter Berücksichtigung anderer Fragestellungen auszuwerten. Unter anderem geht es um die Verifizierung der gängigen Nachweismethoden und um die Plausibilisierung der Resultate aus den nichtlinearen Berechnungen. Zudem sind Publikationen für wissenschaftliche Konferenzen in Vorbereitung.

1.3.5 Plattform Extremereignisse (PLATEX): Studie zur Hochwassergefährdung (EXAR)

Projektträger: Gruppe von Bundesämtern unter Leitung des Bundesamts für Umwelt 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. Geplant ist die Durchführung einer umfassenden Studie zur Bereitstellung gemeinsamer Grundlagen für die Beurteilung der Hochwassergefährdung an Aare und Rhein. Dazu wurde das Projekt EXAR (Gefahrengrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein) initiiert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des Projekts EXAR ist es, die bisher verwendeten Grundlagen für die Beurteilung der Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse an der Aare (und am Rhein unterhalb des Zusammenflusses der beiden Flüsse) zu überprüfen, allfällige Lücken zu identifizieren und zu schliessen sowie die Gefährdungsbeurteilung zu harmonisieren. Das BAFU leitet das Projekt und ist zuständig für die Kommunikation (siehe auch <http://www.bafu.admin.ch/naturgefahren/index.html?lang=de>).

Das Vorgehen gliedert sich in mehrere Phasen. Zunächst wurden die bestehenden Studien zu extremen Hochwasserabflüssen an Aare und Rhein erfasst (Bestandesaufnahme). Im Berichtsjahr wurde ein Vorprojekt gestartet mit dem Ziel, die Methodologie des Hauptprojektes sowie die Spezifikationen für die einzelnen Arbeitspakete des Hauptprojektes zu erarbeiten. Ein Entwurf des Berichtes zur Methodologie liegt vor und wird von einem Expertenbeirat überprüft. Parallel zu den Arbeiten wird eine Doktorarbeit an der Universität Bern gefördert, welche die Extremhochwasser des 14. Jahrhunderts betrachtet.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Wie aktuelle probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) zeigen, tragen extreme Hochwasser einen nicht vernachlässigbaren Anteil zum nuklearen Risiko der schweizerischen KKW bei. Zudem hat die Überflutungsthematik nach dem schweren Unfall in Fukushima generell einen höheren Stellenwert im Kontext der Sicherheit von Kernkraftwerken erhalten. Aus Sicht des ENSI wurde im internationalen Vergleich bereits ein hoher Stand der Technik bei der Analyse der Hochwassergefährdung der schweizerischen Kernkraftwerke erreicht. Verfeinerungen dieser Analysen sind möglich, bedingen aber weitere detaillierte Untersuchungen. Ein verbesserter Kenntnisstand ermöglicht generell eine genauere Abschätzung der Anlagerisiken durch Überflutung und trägt auch zu einer Optimierung gegebenenfalls erforderlicher Nachrüstmassnahmen bei.

Ausblick

Der Bericht zur Methodologie sowie die Spezifikation der einzelnen Arbeitspakete sollen weiterentwickelt werden und als Basis für das nachfolgende Hauptprojekt dienen. Die Ergebnisse dieser Untersuchung werden generell dazu beitragen, Infrastrukturen und Agglomerationen im betroffenen Gebiet besser vor Hochwasser zu schützen. Insbesondere sollen sie auch dazu dienen, die Risiken extremer Hochwasserereignisse für rund 15 Stauanlagen und für die Kernkraftwerke Mühleberg, Gösgen sowie Beznau I und II zu beurteilen. Zur Erarbeitung der hydrologischen Grundlagen werden historische und klimatologische Analysen mit statistischen Ansätzen und mathematischen Modellen kombiniert. Zudem werden Phänomene wie Erosion, Gerinneverlagerung, Geschiebeablagerung, Rutschungen, Verklauung (Behinderung des Abflusses durch Treibgut) sowie Dammbüche detailliert im Zusammenhang mit extremen Hochwasserereignissen analysiert.



1.4 Menschliche Faktoren

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

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

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

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten und Mensch-Technik-Organisation. 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 Leistungsfähigkeit (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, siehe Abbildung 18) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die folgenden Arbeiten des Jahres 2014 waren aus Schweizer Sicht besonders aufschlussreich:

Die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen, insbesondere bei Störfällen, wird unter anderem durch Tests von Operateurguppen in Simulatoren ermittelt. Die dabei gewonnenen Daten können zur Verbesserung von probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet werden. Je nach Störfall-Szenario und Auswertungsmethode sind Versuchsergebnisse aber teilweise schwer vergleichbar. Die 2012 gestartete Studie zur Konzeption und Auswertung von Simulatorstudien, an der Forscher des Paul

Scherrer Instituts massgeblich beteiligt sind, umfasste auch einen Workshop und zahlreiche Interviews. Als eine der wichtigsten Herausforderungen für Simulatorstudien erwies sich, dass die untersuchten Störfall-Szenarien nicht nur die technischen Gegebenheiten der Anlage, sondern auch die Art ihres Betriebs realistisch widerspiegeln sollten. Die Studie muss mit gut durchdachten Ereignisabläufen und Zeitvorgaben durchgeführt werden. Ansonsten dürften die getesteten Operateure schnell den Eindruck haben, dass der Test keine realistischen Verhältnisse abbildet, was wiederum das Operateurverhalten beeinflussen kann. Die Resultate zeigen, wie gut Simulatorstudien vorbereitet sein müssen, um sinnvoll interpretierbare Ergebnisse zu liefern. Deutlich wurde aber auch, dass erfahrene HRA-Spezialisten bei den Szenarioanalysen ähnliche Strategien entwickelt haben, um diese Schwierigkeiten zu bewältigen. Die Ergebnisse der Studie wurden in einem Handbuch zusammengefasst, das auch Empfehlungen zur Szenarioanalyse gibt.

Zudem wurden weitere Simulatorstudien im HAMMLAB mit insgesamt zehn Gruppen aus verschiedenen Ländern durchgeführt. Sie beschäftigten sich mit dem Thema Resilienz, also in diesem Fall mit der Fähigkeit des Anlagenpersonals, unvorhergesehene Situationen mit untypischen Umständen zu bewältigen und dabei ihr über die Umsetzung von Störfallvorschriften hinausgehendes Wissen möglichst effizient zu nutzen. Somit erfordern diese Tests ein erhöhtes Verständnis von Technik und Situation, auch deshalb, weil es nötig sein

kann, mehrere Störfall-Vorschriften zu kombinieren. Dabei zeigte sich eine erhebliche Variabilität zwischen verschiedenen Operateurgruppen, auch zwischen Gruppen aus einem Land. Ein wichtiger Faktor schien dabei zu sein, wie gut sich der Pickett-Ingenieur, der normalerweise zunächst nicht im Kontrollraum ist, ein unabhängiges Bild der Situation machen kann. Zudem wurden bei diesen Tests innovative Messmethoden eingesetzt. Durch Ermittlung der Augenbewegungen der Operateure wurde aufgezeigt, wie intensiv bei Störfällen die Überprüfungen und wiederholte Verifikationen von Informationen ablaufen, wenn sie die Störfallvorschriften anwenden. Durch Messung von physiologischen Parametern wurde zudem erkennbar, dass die Operateure bereits nach ab etwa 45 Minuten in der Leistung nachliessen (Ermüdung). Diese Ergebnisse werden derzeit intensiv diskutiert, müssen aber noch genauer ausgewertet werden, um belastbare Aussagen zu erlauben.

Ein weiteres wichtiges Thema ist die Überprüfung der Zuverlässigkeit von digitaler Leittechnik. Neue Kernkraftwerke werden standardmässig mit dieser Technik ausgestattet, aber auch bestehende Anlagen weltweit werden oder wurden auf digitale Leittechnik umgerüstet. Es hat sich jedoch in vielen Ländern als schwierig erwiesen, Sicherheitsnachweise zu dieser Technik zu führen. Das HRP hat daher eine Studie zu den Anforderungen an digitale Leittechnik in Angriff genommen. Dafür wurden Interviews mit Vertretern von Aufsichtsbehörden und im März 2014 ein internationaler Workshop in Washington D.C. durchgeführt. Zudem entwickelte

Abbildung 18:
Kontrollraum-Anzeigen
im HAMMLAB. Quelle:
HRP.



bzw. testete das HRP auch Hilfsmittel zur Durchführung der Sicherheitsnachweise. Die Arbeiten werden im Jahre 2015 fortgesetzt.

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 gleich-

zeitig 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 (Abbildung 19).

Ausblick

Auch im Bereich MTO sind die Arbeiten des Projekts weitgehend im Zeitplan. Für die 2015 startende neue dreijährige Projektphase haben 19 Länder ihre Teilnahme bereits zugesagt, und das HRP ist in Gespräch mit Institutionen aus weiteren Ländern. Aus den Ende 2013 von allen teilnehmenden Institutionen eingereichten Bewertungen und Präferenzen der vorgeschlagenen Aktivitäten haben Projektleitung und HPG einen Programmvorschlag erarbeitet, der vom HBM inklusive dem damit verbundenen Budget im Dezember 2014 akzeptiert wurde. Das Programm 2015-2017 setzt weitgehend die Arbeit an den bisherigen MTO-Schwerpunkten fort. Geplant ist neu auch die Entwicklung von technischen bzw. organisatorischen Hilfsmitteln für die Stilllegung, ein für die Schweiz wichtiges Themenfeld für die kommenden Jahre.

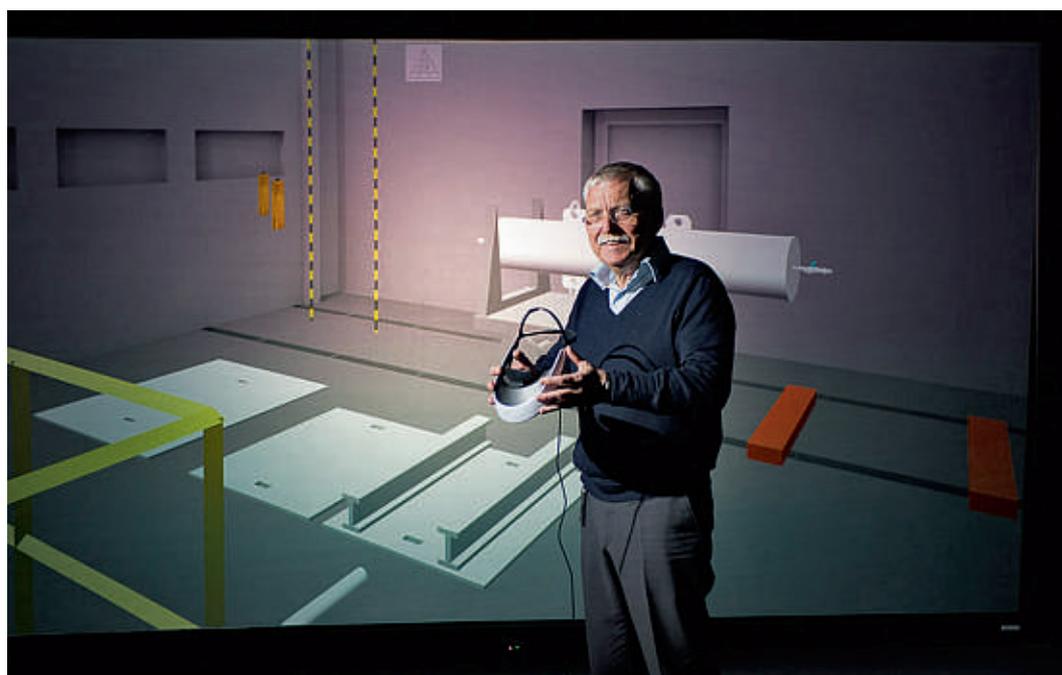
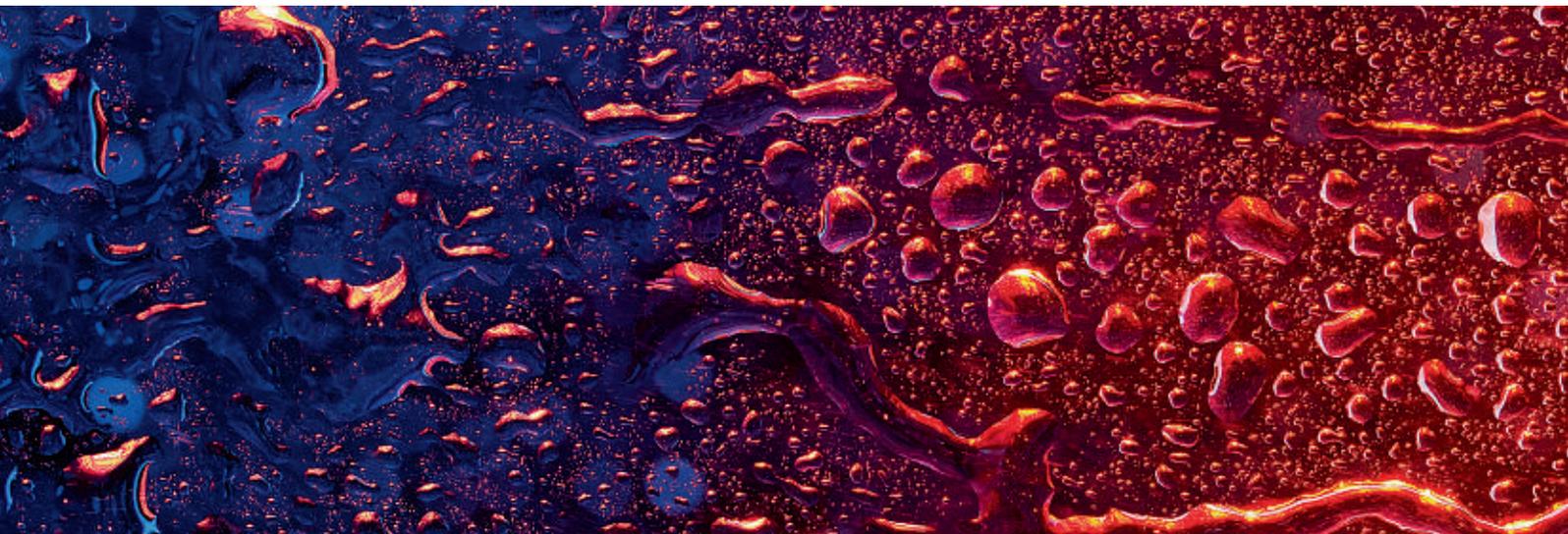


Abbildung 19:
Fridtjov Øvre, der bisherige Leiter des HRP, ging Ende 2014 nach rund 40jähriger Tätigkeit für das Projekt in den Ruhestand. Das Bild zeigt ihn im Virtual Reality Centre beim Test eines neu entwickelten Visualisierungsgeräts. Quelle: HRP.



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 Wintterle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Das Brennstabprogramm FALCON wird u. a. für die Auslegung und Auswertung von Versuchen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) verwendet, die sich mit dem Brennstoffverhalten bei Kühlmittelverlust-Störfällen (Loss-of-Coolant-Accidents, LOCA) befassen. Die Verteilungen der detektierten Gammastrahlung bei den LOCA-Experimenten in Halden wurden detailliert ausgewertet und modelliert, um Rückschlüsse auf die freigesetzte Menge an Brennstoff ziehen zu können. Zum selben Thema wurde die Modellierung der Spaltgasfreisetzung verfeinert, in dem zwischen der Freisetzung ins Brennstabplenum und in übrige Bereiche des Brennstabs unterschieden wurde. Ein weiterer Schwerpunkt war die Entwicklung eines Modells zur Umstrukturierung von Brennstoff bei sehr hohen Temperaturen. Diese Temperaturen werden zwar beim Leistungsbetrieb in der Regel nicht erreicht, aber in Sicherheitsanalysen, bei denen abdeckende Randbedingungen verwendet werden, können entsprechende Fälle auftreten. Die Auswirkungen von sehr hohen Brennstableistungen auf das Schwellen des Brennstoffs und auf die damit einhergehenden sicherheitstechnischen Parameter, wie z. B. die maximale Brennstofftemperatur oder die geänderte mechanische Belastung des Hüllrohrs bei Leistungsrampen, können mit diesem Modell exakter berücksichtigt werden.

Reaktorkern

Zwischen den Stäben der Brennelemente befinden sich die sogenannten Unterkanäle, durch welche das Kühlmittel aufwärts durch den Reaktor strömt. Für die Modellierung des Kühlmittelverhaltens in diesen Kanälen wurde mit dem Analyseprogramm COBRA-TF anhand einer Studie die Sensitivität der Kühlmittelparameter hinsichtlich der implementierten thermohydraulischen Modelle bewertet. Um die stationäre Kernausslegung weiter zu optimieren, wurden Monte-Carlo-Methoden und eine genauere radiale Modellierung des Reaktors eingeführt. Die Ergebnisse bestätigten die bisherigen Methoden, lediglich für den Rand des Reaktors wurden grössere Abweichungen in der radialen Leistung ermittelt. Die nuklear-thermohydraulische Stabilitätsanalyse von Siedewasserreaktoren mit dem Programm SIMULATE-3K wurde weiter verbessert. Messungen im schwedischen Kernkraftwerk Oskarshamn-2, dessen Spezifikation hinsichtlich des transienten Speisewasserlaufs kürzlich geändert wurde, dienen als Grundlage (Benchmark) für Vergleichsrechnungen zwischen internationalen Forschergruppen. Sie wurden von der Nuclear Energy Agency NEA der OECD organisiert, und dabei konnte die STARS-Gruppe den realen Verlauf sehr genau wiedergeben. Das weitere Schwingungsverhalten des Neutronenflusses bei ausbleibender Reaktorschnellabschaltung wurde berechnet. Es zeigte sich eine Stabilisierung.

Systemverhalten

Im Berichtszeitraum wurde die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE fortgesetzt. TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Bei der Modellierung wurden die Eingabedaten und die geometrische Abbildung der Anlage (Input-Decks) weiter an die Berechnungsrichtlinien von TRACE angepasst. Darüber hinaus wurde in diesem Jahr die Methodik zur Validierung von TRACE systematisiert. Die Validierung ist notwendig für dessen Anwendung bei Störfallanalysen. Dazu dient die Mitarbeit bei internationalen Benchmark-Projekten, um Experimente wie beispielsweise den Wärmefluss zwischen Hüllrohr und Kühlmittel bei komplexen Zweiphasenströmungen zu analysieren.

Um der Entwicklung im Bereich der Multi-Physik- und Mehrfachskalen-Simulationen Rechnung zu tragen, wurden die Arbeiten zur Kopplung der thermohydraulischen Strömungen im Reaktordruck-

behälter und der lokalen neutronenphysikalischen Leistung im Kern weiter vorangetrieben. Dies ist sowohl für stabile und effiziente Berechnungen von zeitlich stationärem Verhalten als auch von langen Transienten notwendig; ein Beispiel dafür ist der Störfall mit Versagen der Schnellabschaltung (Anticipated Transient without Scram ATWS). Ebenso wurden die Anstrengungen zur Implementierung der numerischen Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics CFD) fortgesetzt.

Zur Validierung des CFD-Codes STAR-CCM+ wurden die komplexen dreidimensionalen Strömungen der Mischungsexperimente aus dem Juliette-Teststand (Le Creusot, Frankreich) berechnet. Diese weitreichenden Berechnungen untersuchen das komplexe Mischungsverhalten während eines Kühlmittelverluststörfalls mit einer mittleren Leckgrösse an der Hauptkühlmittelleitung.

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 aller Kernkraftwerke verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltbarkeit, lineare Stabilität, Druckverluste, lokaler Stabbrand) berechnet. Die Berechnungen bestätigten, dass die sicherheitstechnischen Kriterien durch die neuen Reaktorauslegungen erfüllt sind. Ausserdem wurden unabhängige Analysen im Rahmen von Freigabeverfahren für neue Brennstab-Auslegungsprogramme durchgeführt.

Ferner wurde das Verhalten des Kernkraftwerks Leibstadt beim postulierten Störfall «schnelles Hochlaufen der Umwälzpumpen» berechnet. Ein Schwerpunkt wurde dabei auf die Verwendung von modernen gekoppelten Methoden (thermohydraulisch und neutronenphysikalisch) mit einer detaillierten Darstellung des Kernverhaltens gelegt. Ebenfalls wurden unabhängige Berechnungen des Störfalls Dampferzeuger-Heizrohrbruch einschliesslich umfangreicher Parameterstudien zum Kernkraftwerk Gösgen durchgeführt. In diesem Rahmen wurde das Anlagemodell weiter räumlich verfeinert.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt stellt mit seinen Methoden und seinem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Es unterstützt das ENSI

bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Dazu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (sogenannte «On-Call»-Aufgaben).

Dank der Kapazität der Projektgruppe STARS können stationäre und transiente neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne (Abbildung 20) und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernanlagen sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der mehrfachen Barrieren fundiert beurteilen.

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

zum Beispiel die teilweise komplexen Neuanalysen bei Anlageänderungen bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind weitere Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch 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 erweitert werden.

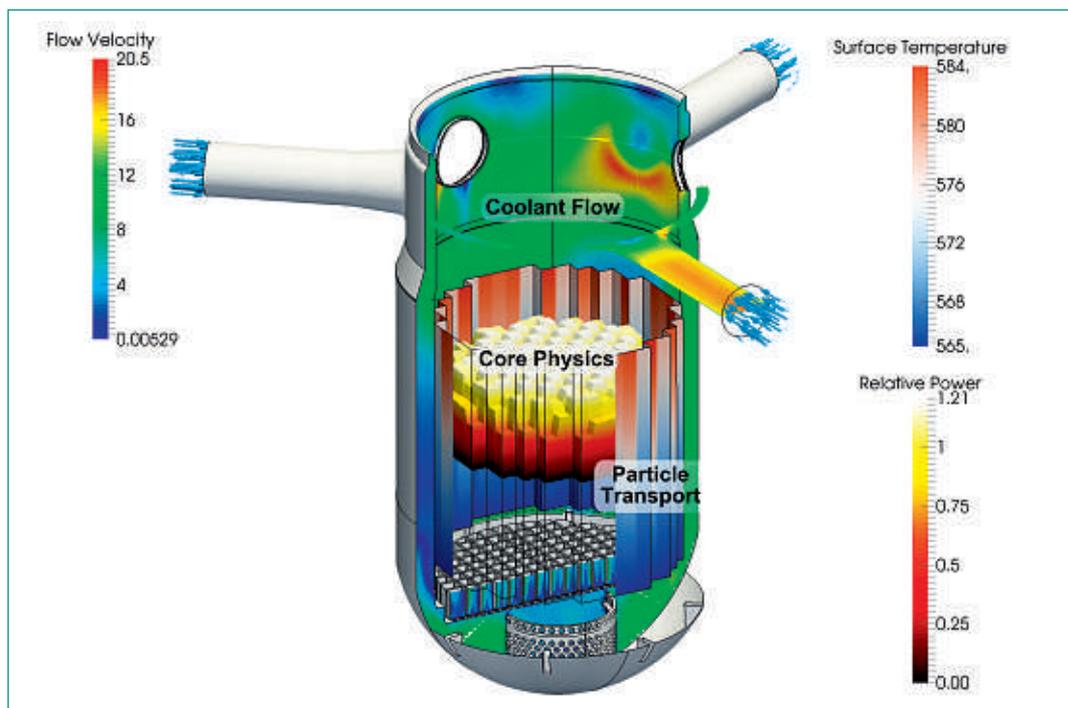


Abbildung 20: Die Abbildung zeigt einen schematisch dargestellten Reaktorkern innerhalb eines Reaktordruckbehälters (RDB). Das Wasser des Kühlkreislaufs strömt durch die oben angedeuteten Leitungen (siehe die Pfeile) in den RDB, dort zunächst ausserhalb des Reaktorkerns nach unten und anschliessend durch den Kern nach oben, wo es stark erhitzt wird. Im Projekt STARS wird das Zusammenspiel aller dargestellten Faktoren mit einer Kombination von speziellen Computerprogrammen für teilweise schnell ablaufende Störfälle simuliert. Dabei sind bestimmte Parameter in unterschiedlichen Farben dargestellt (siehe die Skalen): Fließgeschwindigkeit des Kühlmittels (flow velocity), Temperatur an der Peripherie des Kerns (surface temperature) und die relative Leistungsverteilung im Kern (relative power). Quelle: PSI.

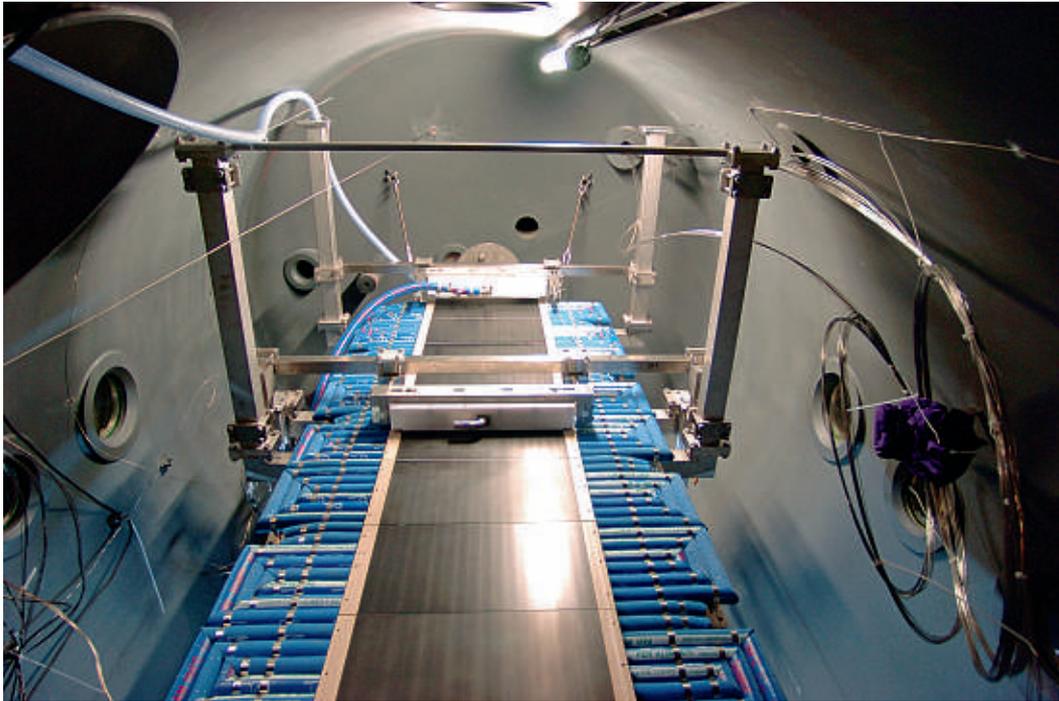


Abbildung 21: Temperaturregulierte Platte innerhalb der LINX Anlage, von unten betrachtet. Die Platte besteht aus mehreren Modulen. Zu beiden Seiten der Platte sind in blau die Zuführungen zu den flüssigkeitsgefüllten U-Rohren innerhalb der Platte für die Temperaturregulierung. Am oberen Ende der Platte kann die Flüssigkeit zur Benetzung der Platte zugeführt und mit der Vorrichtung in der Mitte der Platte wieder aufgesammelt werden. Quelle: PSI.

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 för-

dert 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 der Druckbehälter LINX einschliesslich der Regel- und Messtechnik für die hochpräzisen Messungen von Temperatur, Schichtdicke und Wasserfluss mit hohem Aufwand weiter aufgerüstet und für Experimente freigegeben. Dies beinhaltete die Freigabe der Hilfssysteme und der Kühlsysteme zur Temperaturregulierung der vertikalen Platte (Abbildung 21). Ferner wurde die Infrarotmesstechnik zur optischen Messung der Dicke und der Temperatur des Flüssigkeitsfilms auf der vertikalen Platte beim Druckbehälter installiert und angewendet. Diese innovative optische Methode arbeitet im nahen und mittleren Infrarotbereich und ermöglicht Messungen der Dicke und der Temperatur des Flüssigkeitsfilms. Sie hat den grossen Vorteil, dass sie nur unwesentlich in das Experiment eingreift. Die Schichtdickenmessung, die vornehmlich auf dem Effekt der Absorption im nahen Infrarotbereich (Near InfraRed NIR) basiert, wurde mit

räumlich zweidimensionalen Messungen validiert. Dafür wurden zusätzliche Vergleiche mit Widerstandsmessungen aufgeklebter Maschensensoren sowie mit Messungen der Dicke des Flüssigkeitsfilms mittels kalter Neutronen an der ICON-Anlage (Imaging with Cold Neutrons) des PSI durchgeführt. Mit verfeinerten experimentellen Methoden und Datenbearbeitungstechniken wurde die Güte der Messung des zweidimensionalen Profils der Schichtdicken auf der vertikalen Platte deutlich verbessert (Abbildung 22). Die Forscher haben basierend auf diesen Aktivitäten zwei Publikationen erstellt: einen Konferenzbeitrag, der an der NUTHOS 10 Konferenz in Okinawa, Japan im Dezember 2014 präsentiert und von den Organisatoren prämiert wurde, und ein für die wissenschaftliche Zeitschrift «Experiments in Fluids» eingereicherter Beitrag. Ende 2014 wurde eine Messkampagne mit ersten simultanen Messungen der Dicke und der Temperatur des Flüssigkeitsfilms auf der vertikalen Platte im Druckbehälter LINX begonnen.

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).

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.

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.

Der fortgeschrittene ASTEC-Code soll in Zusammenarbeit mit der französischen IRSN als Referenzcode zum Testen und Validieren der neuen Modelle

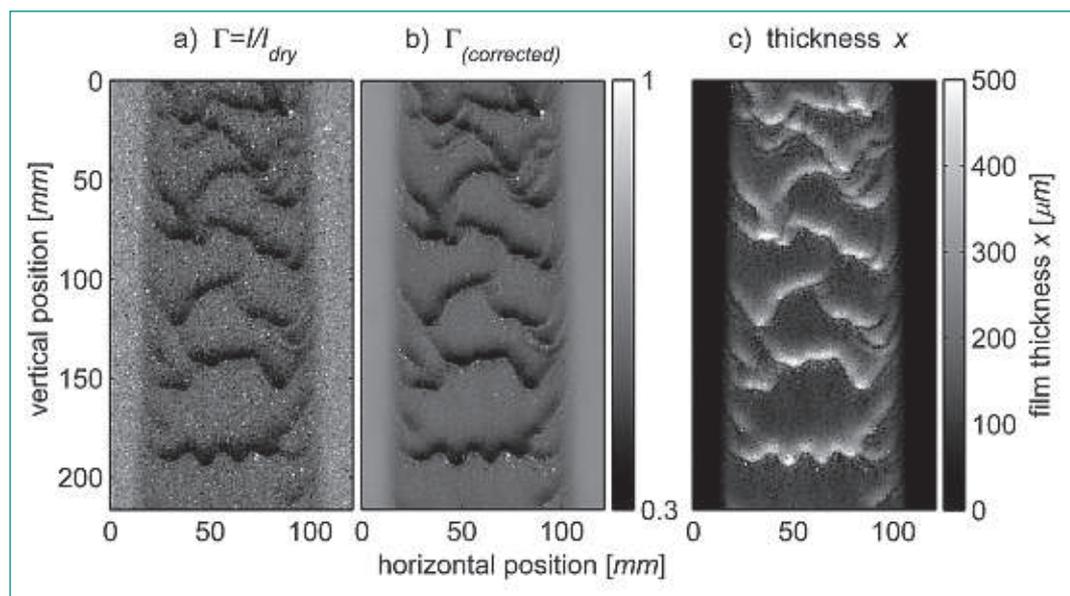


Abbildung 22: An der vertikalen Platte herunterlaufender Flüssigkeitsfilm. Im hier betrachteten Parameterbereich hat der Flüssigkeitsfilm Wellenform (wavy flow). Die Figur links zeigt die gemessene Lichtintensität, während die mittlere Figur die mit verschiedenen Rechenmethoden verbesserten Daten der Lichtintensität wiedergibt. Die Figur rechts stellt schliesslich die aus den Daten der Lichtintensität berechnete Schichtdicke des Flüssigkeitsfilms in Mikrometer dar (siehe Farbskala rechts).
Quelle: PSI.

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

Ausblick

Die experimentellen Vorbereitungen und Validierungen der Apparaturen und Messinstrumente sind abgeschlossen. Die nach der aufwändigen Vorbereitung begonnene Messkampagne im Druckbehälter LINX wird fortgesetzt. In dieser Kampagne sind drei Messreihen vorgesehen. Die erste Messreihe konzentriert sich auf die Charakterisierung des Flüssigkeitsfilms, der an der vertikalen Platte herabfließt, in Abhängigkeit von der Einspeiserate der Flüssigkeit. Die zweite Messreihe ist auf die Analyse der Flüssigkeitsfilm-Dynamik unter dem zusätzlichen Einfluss von Kondensationseffekten ausgerichtet. Schliesslich wird auch der Einfluss der Wiederverdampfung auf die Flüssigkeitsfilmdynamik untersucht.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Annette Ramezani
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 dem vorangegangenen Projekt hat das PSI ein entsprechendes Oxidationsmodell entwickelt, welches in MELCOR implementiert und anhand verschiedener Experi-

mente validiert wurde. Mit diesem Projekt werden die Reaktionen von Zirkonium-Hüllrohren unter verschiedenen Gemischen von Sauerstoff, Stickstoff und Dampf erforscht und das Oxidationsmodell weiterentwickelt, um den Nitrierungsprozess besser abzubilden. Das Projekt startete Mitte 2013 und dauert bis Mitte 2017.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Neuere Experimente für Brennelemente in Lagerbecken zeigten, dass die Reaktion zwischen Stickstoff und Zirkonium zur Bildung von Zirkoniumnitrid führt. Diese Reaktion setzt Energie frei und trägt deshalb wesentlich zur Temperaturerhöhung bei. Darüber hinaus bewirkt sie verglichen mit der reinen Oxidation durch Sauerstoff eine schnellere Zerstörung des Hüllrohrmaterials. Dieses Phänomen soll in der ersten Projektphase erforscht und dann mit dem Oxidationsmodell korrekt abgebildet werden.

Die Forschungsarbeiten zu den Stickstoffreaktionen unter Luft oder Dampfatosphären wurden 2014 im Rahmen eines Doktorats plangemäss weitergeführt. Auf der Grundlage der 2013 erfolgten Recherche zu grundlegenden Phänomenen, Kenntnissen und Datenquellen wurden im Berichtsjahr thermodynamische Analysen durchgeführt und ein konzeptuelles Modell des Nitrierungsprozesses entwickelt.

Dieses konzeptuelle Modell geht anfangs von der Lösung von Sauerstoff und Stickstoff im Zirkonium und von einer dadurch ausgelösten Oxidierung des Zirkoniums aus. An der Grenzfläche zwischen Metall und Oxid startet dann, wenn der Partialdruck des Sauerstoffs im Verhältnis zu dem des Stickstoffs ausreichend gesunken ist, die Bildung von Nitriden (siehe Abbildung 23). Diese werden sowohl im Oxidbereich als auch im angrenzenden Metallbereich so lange gebildet, bis entweder nicht mehr ausreichend Stickstoff vorhanden ist oder bis neuer Sauerstoff in das Material eindringt. Bei Stickstoff- und Sauerstoffmangel endet der chemische Prozess. Sobald jedoch erneut Sauerstoff zur Verfügung steht, werden die Nitride wieder oxidiert, darüber hinaus aber auch das angrenzende Zirkonium. Dadurch dringt die Oxidschicht tiefer in das Zirkonium ein als vorher. Wenn sich nun wegen der Oxidierung das Verhältnis von gelöstem Stickstoff zu gelöstem Sauerstoff wieder zu Gunsten der Bildung von Nitriden verschiebt, kann sich ein selbst unterhaltender Kreislauf bilden, in dessen Verlauf das Metall immer tiefer oxidiert wird.

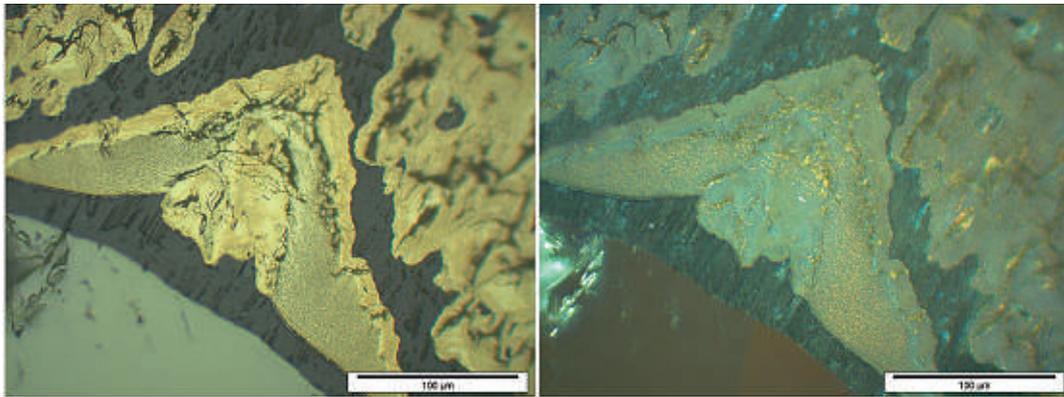


Abbildung 23: In Luftatmosphäre oxidiertes Zirkonium unter dem Mikroskop. Das linke Bild zeigt die Mischung von Oxid (dunkelgrau) und Nitrid (goldgelb). Wenn die Oxide Stickstoff absorbieren, werden sie über eine Zwischenstufe zu Nitriden umgewandelt. Im rechten Bild ist derselbe Ausschnitt im polarisierten Licht dargestellt, welches die Struktur der Mischung von Oxiden und Nitriden noch besser beleuchtet. Quelle: PSI.

Unterstützt wird dieser chemische Prozess durch mechanische Vorgänge innerhalb des Materials. Bei der Nitrierung schrumpft das Volumen, wobei der Unterschied zwischen Oxid und Nitrid etwa 32 Volumen-Prozent beträgt. Dadurch bilden sich an der Grenzschicht Mikroporen, durch die Sauerstoff leichter diffundieren kann. Bei erhöhtem Sauerstoffgehalt beginnt wieder die Oxidierung, mit der eine Volumenzunahme und damit ein vermehrter Aufbau von lokalen Spannungen einhergehen. Die Oxidschicht, die eigentlich das Zirkonium vor Eindringen von Sauerstoff schützt, wird durch Risse, die sich aufgrund der Spannungen bilden, weiter geschädigt. In Folge dessen kann vorhandener gasförmiger Sauerstoff noch leichter hindurch diffundieren. An der Grenzschicht zum Nitrid angekommen, wird er die Oxidierung der Nitridschicht und des daran angrenzenden Zirkoniums verstärken. Das skizzierte Modell basiert teilweise auf Annahmen, die durch Experimente zu überprüfen sind. Erste Arbeiten hierzu wurden Ende 2014 in Zusammenarbeit mit dem Karlsruher Institut für Technologie begonnen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren mit Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter, im Brennstoff-Lagerbecken oder im Transportbehälter betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms und dessen Anpassung an neue Erkenntnisse aus der Unfallforschung verbessert die Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) und Accident Management-Massnahmen. Die

Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) nennt MELCOR als einen der Rechen-codes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die Weiterentwicklung des auch vom ENSI genutzten Rechen-codes MELCOR ist daher für die Aufsichtstätigkeit nützlich.

Das Projekt dient zudem dem Erhalt von Fachwissen in der Schweiz. Das PSI verfolgt und unterstützt mit eigenen Arbeiten die Entwicklung von MELCOR und von anderen Rechenprogrammen für schwere Unfälle und gibt sein Wissen den Schweizer Benutzern weiter.

Ausblick

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

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
 ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr
 Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Nach den schweren Reaktorunfällen in Fukushima startete die Nuclear Energy Agency NEA der OECD dieses Projekt, bei dem elf Organisationen aus acht Ländern vergleichende Simulationen durchführen. Es verfolgt das Ziel, die Unfallabläufe in den einzel-

nen Reaktoren zu rekonstruieren und die Endzustände der Reaktoren und vor allem der Reaktorkerne zu bestimmen. Dadurch soll die Planung der weiteren Untersuchungen, der Dekontamination und des Rückbaus unterstützt werden. Ein weiteres Ziel ist die Ausweitung der Beurteilungsbasis für Simulationsprogramme. Da bei Experimenten zur Erforschung von schweren Reaktorstörfällen meist nur einzelne Phänomene (häufig auch in kleinerem Massstab und mit nicht-radioaktivem Material) untersucht werden, sollen die Unfälle von Fukushima ausgewertet werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das PSI konzentrierte sich bei seinen Arbeiten auf den Reaktorblock 3 von Fukushima Daiichi (Abbildung 24 und Abbildung 25). 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 Druckver-

läufe im oberen und unteren Teil des Containments (Drywell und Wetwell), die Einspeisezeiten und Einspeiseraten der Feuerwehrpumpen und die Zeitangaben der ungefilterten Containmentdruckentlastung. 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.

Alle Projektteilnehmer modellierten einen sogenannten «Common Case». Für dieses Szenario wurden die Randbedingungen genau vorgegeben, um eine optimale Vergleichbarkeit der Rechnungen zu gewährleisten. Anschliessend wurde dieses Szenario modifiziert, um ein sogenanntes «best-estimate Szenario» zu ermitteln, also eine bestmögliche Annäherung der Modellierung an den tatsächlichen Unfallverlauf zu erreichen. Dazu führte das PSI mehr als 100 Simulationen durch. Dafür wurden im Wesentlichen

- die Einspeiseraten des Reaktorkernisoliations-Kühlsystems (RCIC) und des Hochdruck-Einspeisesystems (HPCI) angepasst, um die gemessenen Füllstände im Reaktordruckbehälter (RDB) modellieren zu können,
- das HPCI früher gestartet und die Wasserquelle des HPCI angepasst (Kondensatvorrat anstelle Druckabbaukammer), um den gemessenen Druckabfall im RDB modellieren zu können,



Abbildung 24: Der Zustand des Blocks 3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi nach dem Unfall.
Quelle: TEPCO-Website <http://photo.tepco.co.jp/en/date/2013/201302-e/130201-01e.html>.

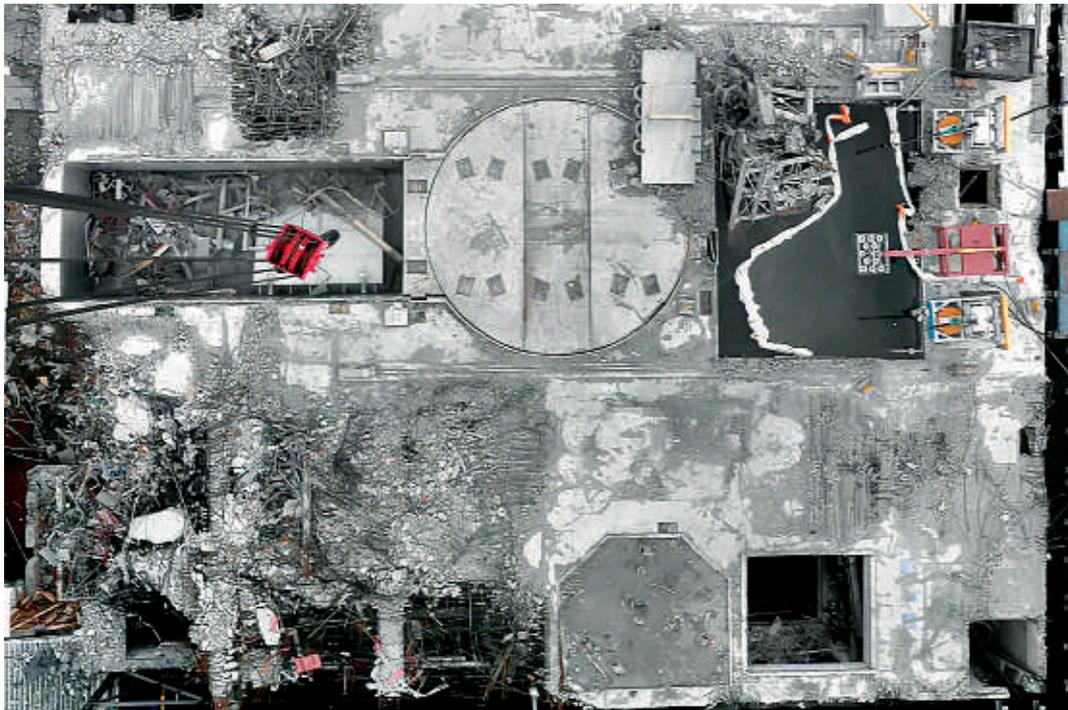


Abbildung 25: Aufsicht des Blocks 3 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi nach Entfernung der Bruchstücke vom zerstörten oberen Teil des Reaktorgebäudes. Quelle: TEPCO-Website <http://photo.tepco.co.jp/en/date/2013/201302-e/130201-01e.html>, Aufnahme vom 31. Januar 2014.

- die Rate der Löschwassereinspeisung angepasst, um den gemessenen Füllstand im Downcomer (im RDB) modellieren zu können,
- die Zeiten der Druckentlastung des Containments (Venting) und die geöffneten Querschnitte der Ventingventile angepasst sowie eine Leckage an der Deckeldichtung des Containments angenommen, um den gemessenen Druckabfall im Containment und eine brennbare Atmosphäre im Reaktorgebäude zum Zeitpunkt der Wasserstoffexplosion modellieren zu können, und
- das Kriterium für ein Penetrationsversagen an einer RDB-Durchdringung und dessen Leckgrösse angepasst. Dadurch konnten der Füllstand im RDB und der Druckverlauf im Containment modelliert werden.

Aufgrund der Simulation des best-estimate Szenarios des PSI kann vermutet werden, dass der RDB zwar versagt hat, die Kernschmelze aber im Wesentlichen innerhalb des RDBs blieb. Es ist allerdings zu beachten, dass die Simulation ausschliesslich die ersten sechs Tage des Unfalls umfasst, der Zustand des Reaktors also noch nicht stabil war. Betreffend das Rechenprogramm MELCOR wurde die Prognose des RDB-Versagens als einer der Hauptaspekte mit Verbesserungspotenzial identifiziert. Das PSI hat die für das Projekt geplanten Ar-

beiten trotz Verzögerungen auf Seiten der Organisatoren termingemäss durchgeführt.

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

Phase 1 des Projekts ist abgeschlossen, der Abschlussbericht der OECD-NEA soll im Laufe des Jahres 2015 fertiggestellt werden. Im Rahmen der Pro-

jektarbeiten wurden verschiedene Aspekte identifiziert, welche weiter zu untersuchen sind. Dies betrifft insbesondere die produzierte Menge an Wasserstoff, dessen Freisetzung aus dem Containment und die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten. Diesen Aspekten wird sich die Phase 2 des Projekts widmen.

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 (NUGENIA) 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 Versagenswahr-

scheinlichkeit 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 abschliessend die erforderliche Anzahl von Simulationen durchgeführt werden können.

MEM (Melt Ejection Modes): Das Ziel von MEM ist die Entwicklung deterministischer Modelle zur Analyse der Kernschadenszustände in Verbindung mit den RDB-Versagensarten. Das detaillierte Modell zur Kernverlagerung ins untere Plenum des RDB wurde mit dem auch vom ENSI verwendeten Rechenprogramm MELCOR entwickelt. Die Resultate zeigen, dass, abhängig vom Szenario und der Aktivierung der automatischen Druckentlastung sowie der Einspeisung in den RDB, entweder eine relativ geringe oder eine sehr grosse Menge an Kernschmelze ins untere Plenum verlagert wird. Szenarien, bei denen eine mittlere Menge an Kernschmelze ins untere Plenum verlagert wird, sind relativ selten.

DECO (Debris Coolability Map): Die Strategie zur Milderung von schweren Unfällen besteht bei vielen Leichtwasserreaktoren in der Flutung des Containments, um die aus dem RDB austretende Kernschmelze zu fragmentieren und dadurch die Kühlbarkeit zu verbessern. Ob die im so erzeugten Schüttbett produzierte Nachzerfallswärme abgeführt werden kann, hängt von den Eigenschaften dieses Schüttbetts ab (Abbildung 26). Das detaillierte Modell (DECOSIM) wurde erweitert und kann jetzt für Berechnungen verwendet werden. Mit diesem Modell kann sowohl die Kühlbarkeit eines Schüttbetts in einer unterkühlten Wasservorlage wie auch nach partieller Austrocknung simuliert werden. Für einige Aspekte der Kühlbarkeit von

Partikelschüttungen wurden bereits vereinfachte Ersatzmodelle entwickelt. Bereits durchgeführte Rechnungen zeigen, dass Schüttbetten von Partikeln mit einem Durchmesser bis zu einem Millimeter nicht kühlbar sind. Bei solch kleinen Partikeln behindert der grössere Strömungswiderstand das Eindringen von Wasser ins Schüttbett. Grössere Partikel können gekühlt werden, wobei bei gewissen Szenarien/Partikeldurchmessern eine partielle Austrocknung des Schüttbetts auftritt.

SEIM (Steam Explosion Impact Map): Das Hauptziel in diesem Bereich ist die Quantifizierung der durch Dampfexplosionen verursachten Drücke in der Reaktorgrube und der Impulse auf die Wände. Der Code TEXAS wird für die Modellierung des Impulses einer Dampfexplosion verwendet. Notwendige Parameter für TEXAS werden unter anderem mithilfe des Codes MC3D bestimmt. Basierend auf diesen Ergebnissen wurde ein Ersatzmodell erarbeitet. Gegenwärtig wird an der Integration dieses Ersatzmodells in die übergeordnete ROAAM-Struktur gearbeitet.

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. Zugleich liefert das Projekt Vergleichswerte zu Betreiberangaben. Ferner können die Strategien für die Beherrschung schwerer Unfallsituationen (Severe Accident Management Guidance, SAMG) optimiert werden. Insgesamt ermöglicht die Mitwirkung am MSWI-Projekt dem ENSI den direkten Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Schwerunfallforschung.

Ausblick

Die Forschungsarbeiten an der KTH sind bislang insgesamt sehr zufriedenstellend verlaufen und kommen weiterhin gut voran. Ein Schwerpunkt der Arbeiten im nächsten Jahr ist die weitere Integration der entwickelten Modelle in die ROAAM-Struktur.

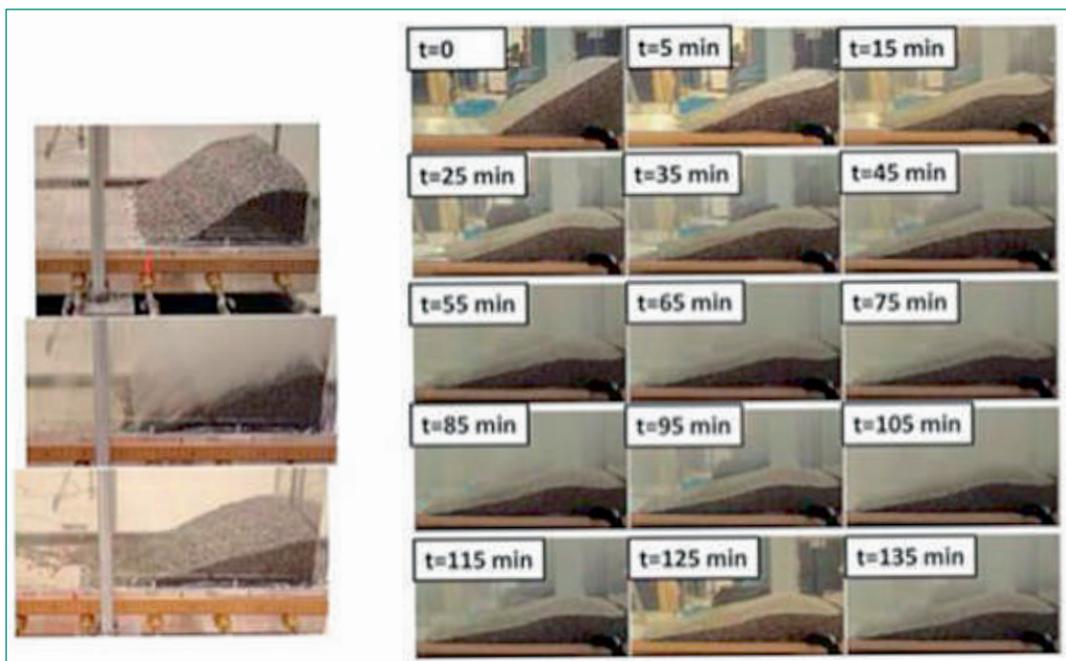
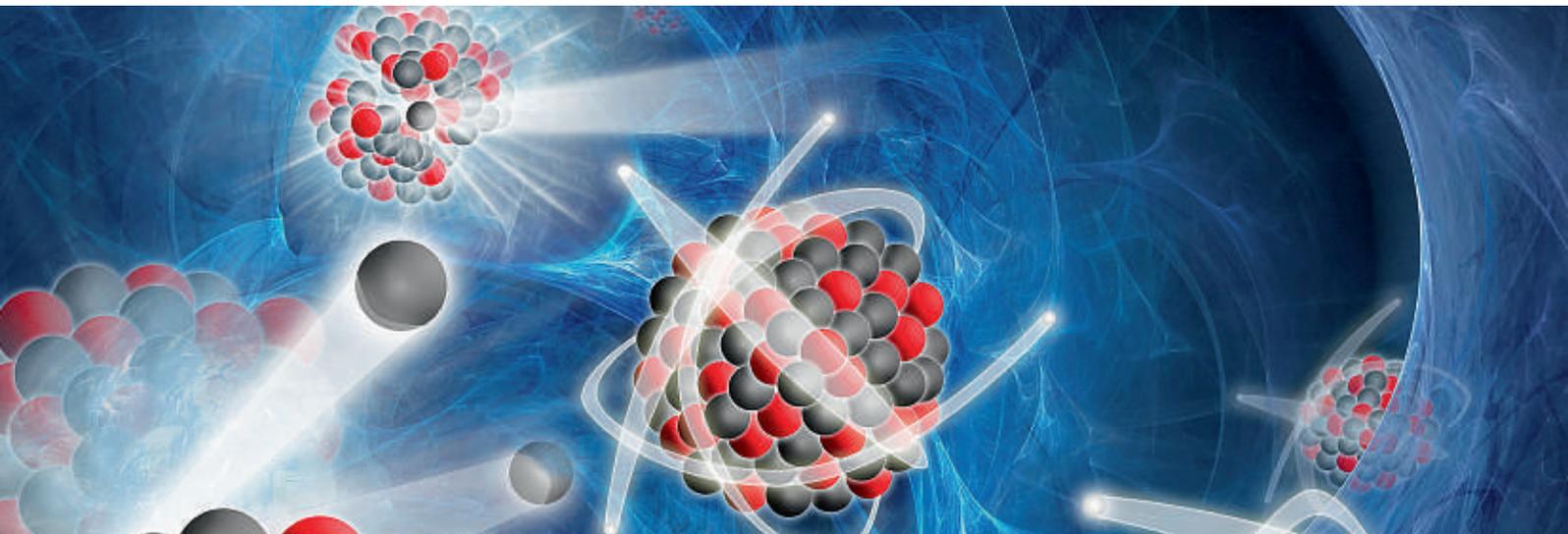


Abbildung 26: Diese Grafiken zeigen, wie sich die Form einer Partikelschüttung wegen der Gasströmung durch das Schüttbett im Laufe der Zeit ändert. Mit der Gasströmung wird die Dampfproduktion durch die Nachzerfallswärme in den Schmelzpartikeln simuliert. Die Form des Schüttbetts beeinflusst dessen Kühlbarkeit. Quelle: KTH Stockholm.



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 Strahlungsmessgeräten,
- 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 Strahlungsmessgeräten 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, Strahlungsmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden zwei Masterarbeiten betreut. Im Rahmen der von der Eichstelle betreuten Masterarbeit wurde ein Spektrometer zur Messung von Röntgenspektren erfolgreich kalibriert. Dabei zeigte sich, dass die in der ISO-Norm 4037 publizierten Diagramme der spektralen Photonenfluenz

Abbildung 27:
Bohrer mit
Bleibeschwerung und
Plastikrohr zur Erhe-
bung eines Sediment-
kerns. Quelle: PSI.



einen eher qualitativen als quantitativen Charakter besitzen. In der Radioanalytik wurde eine Masterarbeit über die Datierung von Sedimentproben (Abbildung 27) mittels Blei-Isotopen (^{210}Pb -Methode) durchgeführt. Die mit diesem Verfahren ermittelten Sedimentationsraten waren innerhalb der Messunsicherheit vergleichbar mit denen, die auf Basis der Cäsium-Ablagerungen (^{137}Cs) infolge von Ereignissen wie zum Beispiel Bomben-Fallout bestimmt wurden.

Im Gebiet der internationalen Strahlenschutznormung arbeitet je ein Vertreter des PSI in den Arbeitsgruppen WG14 und WG17 der International Organization for Standardization ISO aktiv mit. Die WG14 hat im Berichtszeitraum den Entwurf der ISO 16639 zur internationalen Abstimmung gestellt, in der die Anforderungen an die Raumluftüberwachung von Arbeitsplätzen in Kernanlagen festgelegt werden. Die WG 17 arbeitet an einer Revision der ISO 7503, einer Norm über die Messung und Beurteilung von Oberflächenkontaminationen. Die Sektion Messwesen ist in mehreren Arbeitsgruppen von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) vertreten, die die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der ionisierenden Strahlung im europäischen Raum fördert.

Im Rahmen des Projekts «Anwendung der validierten ISOCS/LABSOCS-Software für Dichte-, Summations- und Geometrie-Korrekturen in der Gamma-Spektrometrie» verglich das PSI die Messresultate aus LABSOCS-Berechnungen mit den Referenzwerte von

zertifizierten Multigamma-Kalibrierlösungen für zwei Volumen- und eine Flächengeometrie. Die Übereinstimmung zwischen Referenzwerten und LABSOCS-Berechnungen war gut und das PSI beurteilte die LABSOCS-Software als validiert.

Die Personen-Neutronendosimeter am PSI basieren auf PADC-Detektoren (auch Chrom-39 genannt). PADC ist ein Polymer. Ein auftreffendes Teilchen ionisierender Strahlung bildet dabei eine Spur, die nach einer Ätzprozedur mikroskopisch ausgewertet wird. Zur Verbesserung der Nachweisempfindlichkeit und der Zuverlässigkeit des Neutronendosimeters wurden im Berichtsjahr Versuchsreihen mit PADC-Materialien unterschiedlicher Hersteller und den von ihnen empfohlenen chemischen Ätzprozeduren durchgeführt. Die Auswertung der Messdaten ist zurzeit noch nicht abgeschlossen. Zusätzlich zeigte das PSI in einer weiteren Versuchsreihe mit den Personen-Neutronendosimetern, dass die beim PSI zum Einsatz kommende Auswertemethode die durch die Radonstrahlung verursachten Spuren effizient und stabil diskriminiert.

Bei der jährlichen Aeroradiometrieübung (Abbildung 28) wurden die Routinemessgebiete um die Kernkraftwerke Leibstadt und Beznau, das PSI und die Zwischenlager Würenlingen AG sowie die Städte Winterthur, Schaffhausen, Baden und Brugg überflogen und ausgemessen. Die Auswertung der Daten zeigte keine ungewöhnlichen Werte. Auch wurde im Berichtsjahr ein neuer Aeroradiometriedetektor mit integriertem Spektrometer und Auswerteprogramm in Betrieb genommen und bei der Aeroradiometrieübung erprobt. Dabei zeigte sich, dass einige damit gemessene Messwerte erheblich von den Erfahrungswerten im Vergleichsgebiet abwichen. Nach Rückfrage stellte der Gerätehersteller Verbesserungen von Software und Kalibrierung in Aussicht.

Zur Produktion von Mesonen wird am PSI eine rotierende Scheibe (Target M), die hauptsächlich aus Kohlenstoff besteht, mit Protonen bestrahlt. Dabei wird diese Scheibe aktiviert. Die Radioanalytik hat im Berichtsjahr erfolgreich 9 Proben aus einer solchen Scheibe aufgeschlossen und die Aktivitätskonzentrationen von Plutonium-239 und -240, Uran-234 und Americium-241 ermittelt. In einem nächsten Schritt sollen die ermittelten Aktivitätskonzentrationen mit Modellrechnungen verglichen werden.

Im Jahr 2014 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei allen

Vergleichsmessungen liess sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

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

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

Bedeutend ist auch die Ausbildung von Nachwuchskräften, die vor allem dank der Attraktivität

von Verfahren nach dem neuesten Stand der Technik für dieses Gebiet gewonnen werden können.

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2015 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

- Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie
- Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden
- Fachbegleitung von Studenten
- Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen
- 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
- Ad hoc-Fragestellungen des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter



Abbildung 28:
*Der Hubschrauber für
die Aeroradiometrie-
übung. Quelle: PSI.*



A Stilllegung, Transporte, Zwischenlagerung, Abfallbehandlung

1.7 Stilllegung und Entsorgung

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

1.7.1 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 befassen: 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit den beiden Projekten strebt die IAEA grundsätzlich einen verstärkten internationalen Wissensaustausch bei Stilllegungsprojekten der Mitgliedsländer untereinander an. Dazu wurde auch eine Kommunikationsplattform im Internet entwickelt und 2013 in Betrieb genommen.

Diese Plattform wird laufend weiterentwickelt und soll 2015 auf Basis einer frei verfügbaren Software (Open-Source) neu gestartet und benutzerfreundlicher werden. Das ENSI hat ebenfalls Zugriff auf diese Plattform und kann sich so über den aktuellen Stand der Forschungsprojekte informieren.

Nach der Startsitzen für beide Projekte DRiMa und DACCORD im Dezember 2012 wurden im Berichtsjahr die Daten unter den Mitgliedsländern erhoben. Dazu wurden jeweils Fragebögen erstellt, die von den Teilnehmern beantwortet werden mussten. An je einwöchigen Treffen wurden die Daten zusammengetragen, besprochen, in kleineren Arbeitsgruppen analysiert und weiterentwickelt. Vom Entwurf des DRiMa-Abschlussberichts wurden bis jetzt 4 Kapitel erstellt; der DACCORD-Abschlussbericht liegt als Entwurf vor. Beide Projekte sind etwa ein halbes Jahr hinter dem vorgesehenen Zeitplan.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

- Weiteres Know-how zur Beurteilung von Kostenstudien und Stilllegungsprojekten.
- Zugang zu Stilllegungsdaten anderer IAEA-Mitgliedsländer.
- Breites internationales Netzwerk für 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 Projekt DACCORD wird wohl bei der nächsten Überprüfung der Stilllegungskosten und beim nächsten Stilllegungsprojekt eines Forschungsreaktors zur Anwendung kommen. Das Risikomanagement-Projekt DRiMa betrachtet Stilllegungsprojekte ganzheitlich – dementsprechend ist die praktische Bedeutung von DRiMa für das ENSI noch grösser. 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 also das Risiko bei Stilllegungsprojekten grundsätzlich besser abschätzen und beurteilen können.

Ausblick

Die Arbeiten in den Projekten werden 2015 mit leichtem Rückstand auf den ursprünglichen Plan weitergeführt. Folgende Aktivitäten sind vorgesehen:

DACCORD:

- Fortgesetzte Anpassung des Computerprogramms CERREX aufgrund der gesammelten Daten der Mitgliedsländer.
- Anwendung von CERREX für ausgewählte Projekte.
- Finalisierung und Genehmigung des Abschlussberichts beim Treffen im vierten Quartal 2015.

Der Abschluss des Projekts DACCORD ist neu für November 2015 vorgesehen.

DRiMa:

- Fortsetzung der Erfahrungssammlung unter den teilnehmenden Ländern.
- Fortsetzung der Arbeit in Arbeitsgruppen; dazu ist ein zusätzliches Treffen im Juni 2015 vorgesehen.
- Validierung der gewonnenen Erkenntnisse an zwei ausgewählten Anlagen.
- Erstellung des finalen Entwurfs des Schlussberichts.

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

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

Einleitung

Zurückkommende hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England) sowie abgebrannte Brennelemente aus den Schweizer Kernkraftwerken werden in sogenannten Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behältern) befördert 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

Abbildung 29:
Vernetzter Tragkorb
(siehe feines Netz der
finiten Elemente)
eines vereinfachten Brennelementbehälter-Modells. Quelle: Universität Bayreuth.

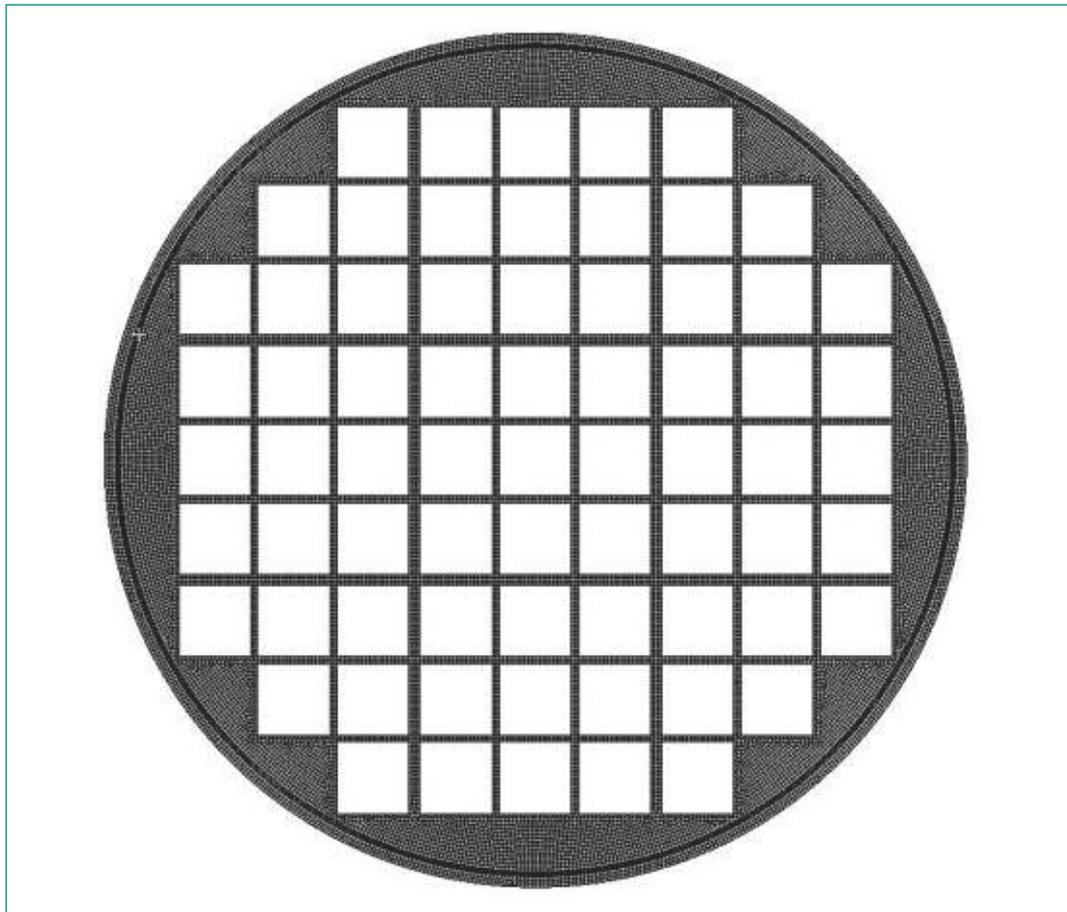
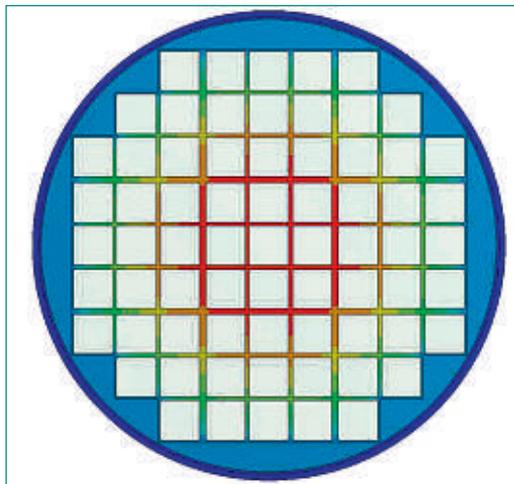


Abbildung 30:
Simulation der
Temperaturverteilung
in einem Brennelementbehälter. Quelle: Universität Bayreuth.



ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage für die Akzeptanz des ENSI bezüglich einer Bauart sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Für den Transport auf der Straße gelten die Bedingungen des Europäischen Übereinkommens über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR, von Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route). Im Zwischenlagerbereich sind die Anforderungen massgebend, die in der Richtlinie ENSI-G05 festge-

schrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen lassen sich auf die Einhaltung von vier Schutzzielen herunterbrechen:

1. Mechanische Integrität (Einschluss der radioaktiven Stoffen auch unter Störfallbedingungen);
2. Wärmeabfuhr;
3. Abschirmung (Begrenzung der radioaktiven Strahlung);
4. Unterkritikalität (Vermeidung einer unkontrollierbaren Kettenreaktion), die die unterschiedlichen Bauarten erfüllen müssen.

Im Rahmen des Forschungsprojekts soll eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt werden, um die Sicherheitsmargen beim Schutzziel Wärmeabfuhr bestimmen zu können. Die neue 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 thermische Leistung des Inventars der Behälter ausnutzen wollen.

Der Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth entwickelt bereits seit vielen Jahren spezielle Berechnungsmethoden. Sie beruhen auf computerbasierten (numerischen), so ge-

nannten Finite-Elemente-Analysen, deren Basis die Zerlegung von Komponenten in Unterelemente ist. Dazu hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit Namen Z88 konzipiert, die im Rahmen des Projekts entsprechend den Bedürfnissen des ENSI weiterentwickelt werden soll.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang April 2014 gestartet, die Projektdauer beträgt 2 Jahre. Im ersten Jahr stand im Mittelpunkt die Entwicklung einer passenden Methodik, 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 (Abbildung 29 und Abbildung 30). Die beiden Faktoren beeinflussen sich, was zu einem dualen fortschreitenden Arbeitsplan führt. Grundvoraussetzungen sind, die verschiedenen Einflussgrößen bezüglich der Wärmeabfuhr zu kennen und deren Beitrag qualitativ zu bestimmen. Vor allem im Bereich der Konvektion wurden Berechnungen durchgeführt, deren Ergebnisse im Rahmen von Fachvorträgen präsentiert wurden (siehe unten folgende Literatur). Verschiedene Ergebnisse der Untersuchungen haben gezeigt, dass die Entwicklung der Methodik noch eine gewisse Zeit in Anspruch nehmen wird. Dagegen konnte das Verfahren zur softwaretechnischen Integration der Lösung bereits weit vorangetrieben werden. Hierbei steht eine einfache Modellierung und schnelle Berechnungsmethodik im Vordergrund. So werden voraussichtliche Spalten nicht vernetzt, sondern über verknüpfte Bedingungen in der Finite-Elemente-Analyse berücksichtigt. Die direkte Verknüpfung von Methodik und Implementierung hat neue Möglichkeiten zur Umsetzung aufgezeigt, führte aber auch zur Erkenntnis, dass der Projektplan an dieser Stelle zu modifizieren war. So musste zum Beispiel eine erst später geplante Schnittstellenumsetzung für die Bereitstellung von Modelldaten in der Software bereits jetzt realisiert werden.

Um die Berechnungsmethodik zu verifizieren, wurde begonnen, einen Versuchsstand aufzubauen. Dieser soll die realen Bedingungen in einem T/L-Behälter abbilden und eine Variation verschiedener Parameter ermöglichen. Der Versuchsaufbau wurde in kompletter Eigenregie am Lehrstuhl entwickelt und aufgebaut. Die Variationsmöglichkeiten decken alle realen Fälle ab. So kann das Verhalten der Wärmeab-

fuhr während des Transports (horizontale Behälterausrichtung) und im Lager (vertikale Ausrichtung) berücksichtigt werden. Das Projekt ist in diesem Punkt dem Projektplan voraus. Insgesamt wurden Arbeiten im geplanten Umfang durchgeführt. Die Entwicklung der Methodik wurde durch die Integration in die Software beeinflusst, brachte aber gerade bei den Einflussgrößen neue Erkenntnisse, wie den Einfluss der Konvektion im Inneren des Behälters beim Übergang zwischen Behälterkörper und Tragkorb. Das Prüfmuster mit allen vorgesehenen Eigenschaften ist bereits verfügbar.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse zu den Einflussgrößen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten einfließen. Nach Abschluss der Arbeiten wird dem ENSI ein Berechnungswerkzeug zur Verfügung stehen, das auf einem anderen Ansatz beruht 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 beurteilen und geeignete Konsequenzen ziehen. Durch die neue Softwarelösung vergrößert das ENSI das spezifische Wissen über die T/L-Behälter, die noch Jahrzehnte unter Aufsicht des ENSI verwendet werden. Dies bezieht sich auch auf Alterungsaspekte und die Ermittlung des Istzustands nach einer allfälligen verlängerten Zwischenlagerung. Die Erkenntnisse können ebenfalls in der Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung berücksichtigt werden, welche nach dem aktuellen Entsorgungsprogramm erforderlich sein wird.

Ausblick

Schwerpunkt der Arbeiten im Jahr 2015 wird die abschliessende Entwicklung der Methodik und deren Integration in die Berechnungssoftware sein. Parallel dazu werden die ersten Experimente mit dem Verifikationsmodell durchgeführt werden. Die damit erzielten Erkenntnisse sollen anschliessend in die Weiterentwicklung und Verifikation der Berechnungsmethode einfließen.

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.

1.7.3 Abfallbewirtschaftung im Vergleich

ENSI-Projektbegleiter: Markus Hugli

Einleitung

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

Ziel der Arbeiten im Rahmen des Projekts «Abfallbewirtschaftung im Vergleich» ist eine systematische und vergleichende Analyse der heutigen Praxis im Umgang mit radioaktiven und nicht-radioaktiven Abfällen, insbesondere der Vergleich der Gesetzgebung für radioaktive und nicht-radioaktive Abfälle auf der Basis grundlegender Prinzipien der Abfallbewirtschaftung.

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

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Im Berichtjahr wurden erweiterte Abklärungen zur Anwendbarkeit der Technischen Verordnung vom 10. Dezember 1990 über Abfälle (TVA) durchgeführt sowie die Bereinigung und Finalisierung des Projektberichts vorgenommen.

Die TVA gilt primär aus Sicht des Gewässer- und Bodenschutzes für das Vermindern und Behandeln von (nicht-radioaktiven) Abfällen sowie das Errichten und Betreiben von Abfallanlagen. Juristische und fachliche Abklärungen im Rahmen der vorliegenden Arbeiten sind zum Schluss gekommen, dass radioaktive Abfälle nicht in den Geltungsbereich der Umweltschutzgesetzgebung fallen. Somit gilt die TVA in Hinblick auf die Bewirtschaftung von radioaktiven Abfällen auch nicht als konkretisierende Verordnung. Allerdings hält das BAFU in seiner Stellungnahme fest, dass es durchaus sinnvoll wäre zu prüfen, inwiefern die der TVA zu Grunde liegenden Begründungen und Prinzipien für die Behandlung von brennbaren Abfällen auch für die Behandlung von radioaktiven Abfällen sinnvoll wären.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem Projekt wurde ein Vergleich der Regelungen im Umweltschutzgesetz und in der Gesetzgebung zur Bewirtschaftung radioaktiver Abfälle angestrebt. In der Umweltschutzgesetzgebung wird (sofern das Material nicht verwertbar oder verbrennbar ist) von einer oberflächennahen Deponierung von grossen Abfallmengen im Umfang von mehreren Millionen Tonnen pro Jahr ausgegangen, während radioaktive Abfälle in vergleichsweise geringen Mengen von durchschnittlich wenigen tausend Tonnen pro Jahr nach den gesetzlichen Grundlagen (Kernenergieverordnung) nur nach im Einzelnen genehmigten Verfahren und nur mit einer detaillierten, gebindebezogenen Dokumentation in das zukünftige geologische Tiefenlager eingelagert werden. Zur Erreichung der jeweiligen Schutzziele für die heutige und die zukünftige Bevölkerung ergeben sich wegen der grundlegend unterschiedlichen Konzepte im direkten Vergleich unterschiedliche Anforderungen an die entsprechenden Abfälle. Die Projektergebnisse liefern nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik gezielte Optimierungsmöglichkeiten für die Behandlung spezifischer Abfallströme aus kerntechnischen Anwendungen – wie beispielsweise für organische oder metallische Abfälle.

Organische Abfälle

In Bezug auf organikahaltige radioaktive Abfälle sind die Abfallverursacher bestrebt, diejenigen Abfälle, die entweder direkt oder nach Vorbehandlung die spezifischen Annahmebedingungen erfüllen, in der Plasma-Anlage des ZWILAG zu mineralisieren. Im Hinblick auf die zentralen Fragestellungen des

Projekts sind damit lediglich konditionierte Ionenaustauscherharze (IAH) und konditionierte Konzentrate aus dem Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke als massgebende Abfallströme zu beurteilen. Diese können unter gewissen Bedingungen nach der Aufsättigung des verschlossenen Tiefenlagers durch mikrobiellen Abbau zur Produktion von Gasen beitragen, durch komplexierende Abbauprodukte die Mobilität der Radionuklide erhöhen und unter Umständen zu einer beschleunigten Degradation der Zementbarrieren im Nahfeld des geologischen Tiefenlagers führen. Allerdings ist die Gasproduktion der organischen Materialien im Vergleich zur Gasproduktion der metallischen Abfallkomponenten inklusive metallischen Einbauten im geologischen Tiefenlager von untergeordneter Bedeutung.

Als technische Massnahmen zur Reduktion der IAH-Mengen stehen in den KKW ein optimaler Reaktorbetrieb (d.h. dichter Brennstoff) und der Einsatz von adäquaten (korrosionsresistenten) Werkstoffen im Vordergrund. Im Rahmen des vorliegenden Projekts wurden die weltweit existierenden und angewendeten Verfahren zur Mineralisierung organischer Stoffe in radioaktiven Abfällen evaluiert, der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik dokumentiert und die Behandlungsmöglichkeiten für IAH aus schweizerischen KKW untersucht. Gestützt auf die Besuche von bestehenden Anlagen und Fachgespräche mit Entwicklern von thermischen Behandlungsverfahren kommen die Entsorgungspflichtigen zum Schluss, dass das Plasma-Verfahren technisch zwar geeignet wäre, die stark kontaminierten IAH zu behandeln, die Auslegung des ZWILAG deren Behandlung aus Strahlenschutz- und wartungstechnischer Sicht jedoch nicht zulässt. Das Verbrennungsverfahren ist zwar am besten erforscht, aber für die hoch mit Aktivität beladenen Harze ungeeignet. Im Ergebnis stellt damit die endotherme, anaerobe Pyrolyse grundsätzlich eine geeignete Methode dar, um höher radioaktive organische Materialien zu mineralisieren.

Metallische Abfälle

Bei den metallischen schwach- und mittelaktiven Abfällen (SMA) handelt es sich vorwiegend um Stilllegungsabfälle aus Eisen oder Stahl aus Kernkraftwerken und Grossforschungsanlagen (PSI, CERN). Sie tragen im überwiegenden Mass zur Gasbildung im geologischen (SMA-)Tiefenlager bei, wobei für die Gasbildung anteilmässig der eigentliche radioaktive Rohabfall massgebend ist und die Metallkomponenten der Lagercontainer und Abfallgebinde weniger ins Gewicht fallen.

Der Einschmelzprozess entspricht weltweit einem seit vielen Jahren im nuklearen Bereich und im industriellen Massstab erprobten Behandlungsverfahren für radioaktive metallische Reststoffe. Aktivierte Nichteisenmetalle können durch das Schmelzverfahren von einem Grossteil der enthaltenen Radioaktivität befreit und freigeschmelzen werden, während bei den grossen Mengen an aktivierten Eisenmetallen eine Abtrennung der radioaktiven Eisen-, Kobalt- und Nickelisotope schmelzmetallurgisch nicht möglich ist. Das Umschmelzen führt jedoch zu einem günstigen Oberflächen/Massen-Verhältnis und damit zu einer geringeren Gasproduktionsrate für die metallischen Abfälle.

Untersuchungen zeigen, dass es in der Schweiz zwar geeignete, aber nur sehr kleine metallhaltige und signifikant gasproduzierende Abfallströme gibt, welche die Annahmebedingungen von europäischen Schmelzanlagen erfüllen würden und dort – unter Einhaltung der nationalen und internationalen rechtlichen Randbedingungen – endlagergerecht konditioniert werden könnten. Deshalb wird die Möglichkeit einer schweizerischen Gemeinschaftsanlage durch die Entsorgungspflichtigen geprüft. Metallische Rohabfälle sind für das Prinzip der Abfallvermeidung durch Freimessung besonders gut geeignet, da der freimessbare Anteil durch verschiedene (Vor-) Behandlungsverfahren deutlich erhöht werden kann. Kontaminierte Metalle können zum Beispiel durch Dekontamination mit mechanischen und/oder chemischen Verfahren von der anhaftenden Radioaktivität befreit werden.

Bei den zu erwartenden grossen Mengen eisenhaltiger Stilllegungsabfälle lässt eine konsequente Ausnutzung der gesetzlich zulässigen Zeitperiode für die Abklinglagerung eine gegenüber der bisherigen Planung deutlich grössere Menge freimessbaren Materials erwarten. Dadurch kann im Idealfall die Erhöhung der Materialmenge, die sich aus der

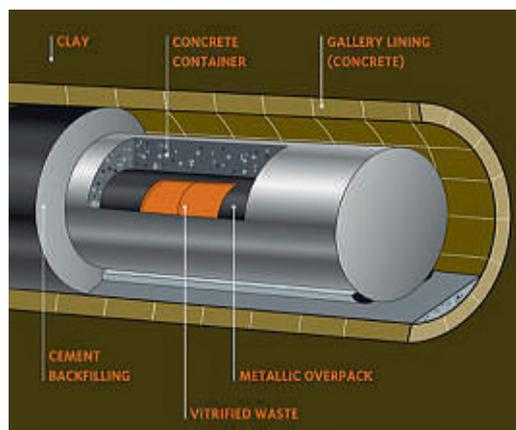


Abbildung 31: «Supercontainer» für die geologische Tiefenlagerung von verglasten Spaltproduktlösungen aus der Wiederaufarbeitung; Quelle: ONDRAF/NIRAS 2011.

in Vorbereitung befindlichen Anpassung der Strahlenschutzverordnung mit revidierten Freimessgrenzen ergibt, kompensiert werden.

Hochaktive Abfälle

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

Als Massnahme zur Reduktion der produzierten Gasmenge im HAA-Lager steht die Verwendung alternativer Behältermaterialien wie Kupferummantelung oder keramische Werkstoffe im Vordergrund. Als anderes Beispiel werden im belgischen Lagerkonzept sogenannte «Supercontainer» auf Zementbasis (ONDRAF/NIRAS 2011 – vgl. Abbildung 31) als Behälter für verglaste hochaktive Abfälle in Betracht gezogen. Damit kann die Stahlmenge und dadurch die Menge produzierter Korrosionsgase substantiell reduziert werden. Die Entsorgungspflichtigen haben entsprechende Abklärungen veranlasst.

Schlussfolgerungen und Projektempfehlungen

Auf der Grundlage des erbrachten Entsorgungsnachweises und der Überprüfung der Endlagerfähigkeit ist die geologische Tiefenlagerung der radioaktiven Abfälle aller zu betrachtenden Kategorien (d.h. kurzlebige schwach- und mittelaktive Abfälle, langlebige mittelaktive Abfälle und hochaktive Abfälle bzw. verbrauchte Brennelemente) als grundsätzlich machbar und im Hinblick auf den Betrieb und den Nachbetrieb des Lagers als für Mensch und Umwelt sicher zu beurteilen. Zusätzliche Massnahmen in Bezug auf eine alternative Behandlung spezifischer Abfälle sind daher im Prinzip nicht notwendig.

Die gesetzlich geforderte Überprüfung von bestehenden Erfahrungen und des Stands von Wissenschaft und Technik sowie das behördliche Optimierungsgebot verlangen jedoch, dass bei Entscheiden im Rahmen der Projektierung, des Baus und Be-

triebs (inklusive des Verschlusses) eines geologischen Tiefenlagers Alternativen im Hinblick auf die Optimierung der Betriebs- und Langzeitsicherheit abzuwägen sind.

Die Projektempfehlungen stehen deshalb im Einklang mit der Verfügung des Bundesrates (SBR 2013) zum Entsorgungsprogramm 2008 der Entsorgungspflichtigen. Empfohlen wird eine Weiterführung der Arbeiten der Entsorgungspflichtigen im Hinblick auf

- eine vertiefte Auswertung und sicherheitstechnische Beurteilung von heute verfügbaren technischen Verfahren zur Vermeidung bzw. Reduktion von (gasbildenden) organischen Stoffen und metallischen Materialien in schwach- und mittelaktiven Abfällen;
- eine vertiefte Auswertung und sicherheitstechnische Beurteilung in Bezug auf die Verwendung von alternativen Materialien bei der Herstellung von Lagerbehältern für verbrauchte Brennelemente und verglaste hochaktive Abfälle.

Die Ergebnisse der entsprechend zu planenden Untersuchungen sind im Entsorgungsprogramm 2016 durch die Entsorgungspflichtigen zu dokumentieren.

Ausblick

Die fachlichen Arbeiten in Hinblick auf die sicherheitstechnischen Fragestellungen des Projekts sind abgeschlossen und die Ergebnisse der Untersuchungen im Projektbericht dokumentiert. Die Veröffentlichung des Berichts ist in der ersten Jahreshälfte 2015 in Verbindung mit einem Fachseminar zum Thema «Behandlung radioaktiver Abfälle in der Schweiz: Status und Trends» vorgesehen.

Literatur

- ONDRAF/NIRAS (2011): Waste plan for the long-term management of conditioned high-level and/or long-lived radioactive waste and overview of related issues, NIROND 2011-02, September 2011
- SBR (2013): Verfügung zum Entsorgungsprogramm 2008 der Entsorgungspflichtigen sowie zum Bericht zum Umgang mit den Empfehlungen in den Gutachten und Stellungnahmen zum Entsorgungsnachweis vom Oktober 2008, Schweizerischer Bundesrat, Bern, 28. August 2013.



B Geologische Tiefenlagerung

1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri

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

Einleitung

Für das schweizerische Entsorgungsprogramm hat das Felslabor Mont Terri 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. Am Forschungsprojekt beteiligen sich heute 15 Organisationen aus 8 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA). Das ENSI beteiligt sich seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen der regulatorischen Forschung. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich einen mehrjährigen Forschungsvertrag abgeschlossen. Der gegenwärtige Forschungsschwerpunkt liegt auf der Charakterisierung der felsmechanischen Eigenschaften des Wirtgesteins Opalinuston.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt der ENSI-Forschungsarbeiten lag 2014 beim HM-Experiment (Untersuchung hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse), welches im Rahmen einer Dissertationsarbeit der ETH Zürich durchgeführt wird. Im Vordergrund stehen felsmechanische Untersuchungen im Felslabor Mont Terri und Labortests an der ETH Zürich und der technischen Universität Turin (Italien), mit welchen das hydraulisch-mechanische Verhalten und die für die Modellierung erforderlichen felsmechanischen Kennwerte des Opalinustons ermittelt werden. Der Ausbruch eines Hohlraumes ruft Spannungumlagerungen hervor, die Folge davon sind Deformationen und Änderungen des Porenwasserdrucks im Opalinuston. Es entsteht die sogenannte Auflockerungszone oder EDZ (Excavation Disturbed Zone) in unmittelbarer Umgebung des Hohlraumes. Zielsetzung des HM-Experimentes ist einerseits, diese Vorgänge und die damit verbundenen gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse besser zu verstehen. Andererseits sollen anhand felsmechanischer Labormessungen Materialkennwerte für ein konstitutives Stoffgesetz für den Opalinuston erarbeitet und für die felsmechanische Modellierung (FLAC3D, Itasca 2009) verfügbar gemacht werden.

In der Berichtsperiode wurden folgende drei Arbeitspakete durchgeführt:

1. Überbohr-Experiment zur Untersuchung der zeitlichen Entwicklung der Auflockerungszone um das Bohrloch herum. Die Bohrung fungiert dabei analog zu einem mechanisch vorgetriebenen Lagerstollen mit infolge der Spannungs-

umlagerungen erzeugter Auflockerungszone. Zu diesem Zweck wurden drei Kernbohrungen abgeteuft. Die durch den Bohrvorgang erzeugte Auflockerungszone um das Bohrloch wurde dann zu unterschiedlichen Zeiten mit einem fluoreszierenden Kunstharz imprägniert und anschliessend mit einer grosskalibrigen Kernbohrung überbohrt. Die dabei gewonnen Kernproben wurden dann makroskopisch unter UV-Licht und mikroskopisch anhand von Dünnschliffen unter dem Mikroskop untersucht und die Ausbildung der EDZ-Kluftnetzwerke analysiert.

2. Durchführung numerischer hydraulisch-mechanischer Rechenimulationen mit FLAC3D zur Untersuchung des Einflusses der beim Ausbruch erzeugten Spannungsumlagerungen im Gebirge auf die Porenwasserdrücke im Opalinuston. Zum Vergleich wurden Porenwasserdruck-Daten aus verschiedenen Felslabors in Tongesteinen (HADES in Belgien, Bure in Frankreich, Mont Terri) herangezogen und analysiert.
3. Durchführung einer Serie von Triaxialtests (kontrollierte mechanische Deformation) an bezüglich Wassersättigung sorgfältig konditionieren Bohrkernproben. Während des felsmechanischen Testablaufes wurden Änderungen im Po-

renwasserdruck kontinuierlich gemessen. Daraus lassen sich Rückschlüsse über gekoppelte hydro-mechanische Prozessvorgänge ableiten.

Die wichtigsten Ergebnisse dieser drei Arbeitspakete können wie folgt zusammengefasst werden:

- Mit dem Überbohr-Experiment konnte die zeitliche Entwicklung der EDZ um das Pilotbohrloch erfasst werden. Die Untersuchungen zeigten, dass 12 Stunden nach dem Bohrvorgang die dabei induzierte EDZ durch Scherklüfte parallel zur Schichtung dominiert wird. Durch den Scherprozess entstanden von der Scherfläche abzweigende weitere Strukturen («wing-cracks, horse-tail splays, second order shears»), die in sich ein komplexes Kluftnetzwerk bilden und bis zu einem Viertel des Durchmessers der Pilotbohrung ins umgebende Gestein hinein verfolgt werden können (Abbildung 32). Über längere Zeiträume (Monate bis 3,5 Jahre) wurde hingegen die Entwicklung neuer tangentialer EDZ-Scherflächen festgestellt, die zur Ablösung kleiner Gesteinspakete («slabs») und zum Einknicken der Schichten («buckling») führten. Diese Bildungen waren verbunden mit dem Auftreten von Extensionsklüften senkrecht zur Schichtung und hatten eine Ausdehnung von mehr als einem Durchmesser der Pilotbohrung (Abbildung 33).

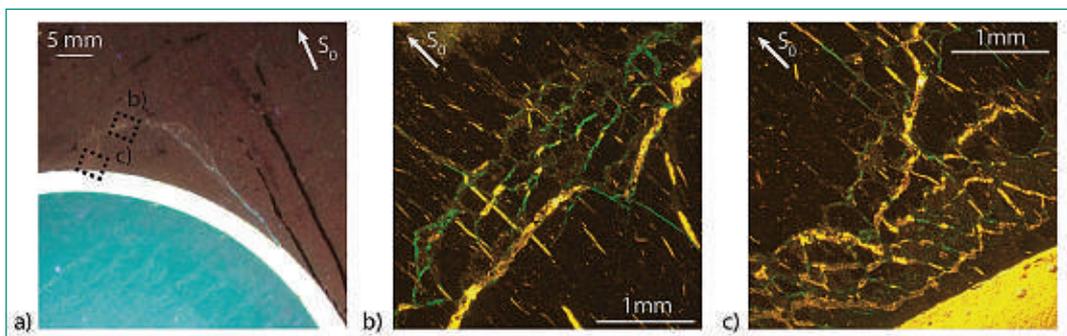


Abbildung 32: a) Makroskopische Ansicht einer kurzfristig (innert Stunden) entwickelten EDZ um das Bohrloch herum. Die schwarzen Umrisse in Bild a) zeigen die Lage der beiden Dünnschliffe b) und c) mit dem Abbild der erfassten EDZ-Kluftnetzwerke. S_0 = Schichtung. Quelle: K.M. Wild, ETH Zürich 2014.

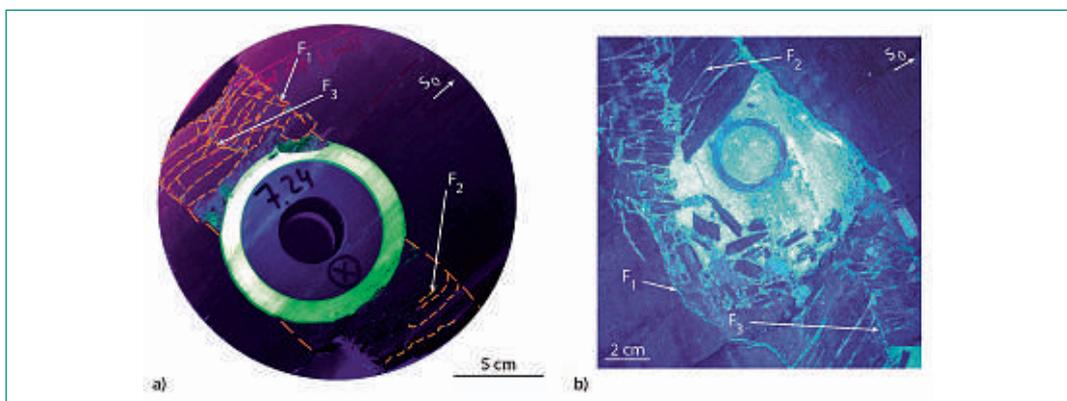


Abbildung 33: Abbild von EDZ-Strukturen, die sich über längere Zeiträume (Monate bis Jahre) um das Bohrloch herum entwickelt haben. Bild a) zeigt die EDZ-Strukturen um das Bohrloch BHG-B11 und Bild b) die EDZ-Strukturen um das Bohrloch BSE-3. S_0 = Schichtung, $F_1 - F_3$ = EDZ-Scher- und Extensionsklüfte. Quelle: K.M. Wild, ETH Zürich 2014.



Abbildung 34:
 Blick in die Nische des
 Cyclic Deformation-
 Experiments (CD).
 Quelle: ENSI, A.-K. Leuz.

Eine Analyse der Spannungsverhältnisse und des Verlaufs der Porenwasserdrücke lässt vermuten, dass der Abbau der durch den Bohrvorgang erzeugten Porenwasser-Überdrücke für die langfristige Ausbreitung der EDZ-Klüfte verantwortlich ist.

- Mit Hilfe von dreidimensionalen numerischen H-M-Modellierungen (hydraulisch-mechanische Berechnungen mit FLAC3D) wurden die zeitliche und räumliche Entwicklung der durch den Bohrvortrieb induzierten Spannungsumlagerungen um den Hohlraum und die Änderungen der Porenwasserdrücke untersucht. Die Simulationen wurden dann mit Beobachtungen und Resultaten aus verschiedenen Felslabors unterschiedlicher Tongesteinsformationen (HADES in Belgien, Bure in Frankreich und Mont Terri) verglichen. Der Vergleich zeigte, dass für die Reaktion des Porenwasserdruckes auf den Ausbruchvorgang im Nahbereich sehr geringdurchlässiger Tongesteine grundsätzlich zwei verschiedene Erklärungen möglich sind: rein elastisches Verhalten des Gebirges oder inelastisches Verhalten verbunden mit Dilatanz. Im Fernfeld, also ausserhalb der EDZ, sind hingegen Änderungen der Porenwasserdrücke einzig mit einem linearen poroelastischen Modell unter Berücksichtigung der Anisotropie des Materials erklärbar.
- Mit einer Serie von 5 Triaxialtest-Sequenzen an wassergesättigten Kernproben konnten die Gesteinsfestigkeiten und Verformungseigenschaften des Opalinustons unter Kontrolle des Poren-

wasserdruckes ermittelt werden (undrainierte Steifigkeit, poroelastische Parameter, undrainierte und drainierte Festigkeit, Porendruckentwicklung). Die Ergebnisse sind massgebend für das Verständnis des felsmechanischen Verhaltens und der Eigenschaften des Opalinustons und fliessen in die Modellierarbeiten (FLAC3D) ein.

Neben dem HM-Experiment beteiligte sich das ENSI an drei weiteren Experimenten, die unter anderem in Zusammenarbeit mit der Swisstopo durchgeführt werden. Das Cyclic Deformation-Experiment (CD, siehe Abbildung 34), das Mitte 2014 erfolgreich abgeschlossen wurde, untersuchte über mehrere Jahre hinweg das zyklische Deformationsverhalten der Tunnelwand in Abhängigkeit des Klimas (Jahresschwankungen der Temperatur und der Luftfeuchtigkeit). Das Experiment lieferte wichtige Informationen zu Prozessen wie Entsättigung/Aufsättigung, Quellung, Konsolidierung und Selbstabdichtung des Opalinustons. Mittels H-M-T-Modellierungen werden gegenwärtig diese Prozesse analysiert und ein Schlussbericht vorbereitet. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wird ferner eine neue Methode der Durchlässigkeitsbestimmung in Bohrungen entwickelt und getestet. Das Monitoring-Experiment (MO) schliesslich dient der Vorbereitung und dem Testen von Monitoring-Techniken, mit welchem gegenwärtig die Langzeitbeständigkeit von Glasfaser-Kabeln und Sensoren unter in-situ Bedingungen im Opalinuston untersucht wird.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Mont Terri-Forschungsprojekt verschafft dem ENSI wichtige Grundlagendaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Das HM-Experiment liefert Ergebnisse, mit welchen das mechanische Gebirgsverhalten und die Mechanismen der Verformungen (EDZ) während des Bohrvortriebs aufgezeigt werden. Das Verständnis über die durch den Tunnelbau induzierten Spannungsumlagerungen um den Hohlraum sowie deren Einflussfaktoren sind für die sicherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston von grosser Bedeutung. Mit dem Rechensimulator FLAC3D verfügt das ENSI zusammen mit der Ingenieurgeologie ETH-Zürich über ein Werkzeug, welches auch bei der Aufsichtstätigkeit eingesetzt werden kann.

Die Ergebnisse des CD-Experimentes zeigen das zyklische Deformationsverhalten der Stollenwand in Abhängigkeit des Stollenklimas und geben Einblick in die damit verknüpften Prozesse (Aufsättigungs- und Ent sättigungsvorgänge, Quellprozesse). Mit dem FM-D-Experiment werden Grundlagen zur Messung lokaler Gesteinsdurchlässigkeiten geschaffen, die für die Interpretation hydraulischer Bohrlochmessungen wichtig sind. Mit dem MO-Experiment evaluiert und testet das ENSI geeignete Monitoring-Techniken, die für die künftige Überwachung geologischer Tiefenlager anhand des im KEG geforderten Pilotlagers erforderlich sind.

Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher. Dabei profitieren alle Beteiligten vom Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern.

Ausblick

Die wichtigsten Ergebnisse des HM-Experimentes wurden an Tagungen und in internationalen Fachzeitschriften publiziert. Weitere Fachbeiträge sind eingereicht. Die gesamten Schlussergebnisse werden 2016 in Form einer ETH-Dissertationsarbeit (Dissertation von Frau Katrin Wild) dokumentiert und publiziert werden. Mit diesen Arbeiten und systematischen Untersuchungen der felsmechanischen Eigenschaften und Materialkennwerte des Opalinustons werden wichtige Grundlagen geschaffen, auf die das ENSI bei der sicherheitstechnischen

Überprüfung der Standortvorschläge von HAA- und SMA-Lagern im Rahmen des Sachplanverfahrens zurückgreifen wird.

1.7.5 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, sowie den Kenntnisstand der sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter von Tongesteinen zu erfassen und zu diskutieren. So sollen Lücken erkannt werden, um sie mit gemeinsamen Projekten (Workshops, Expertenberichte, Literaturstudien) zu schliessen. Der Clay Club dient ferner als Plattform zur gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen wie Felslabors in den verschiedenen Ländern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten des Clay Clubs konzentrierten sich im Berichtsjahr 2014 erneut auf das Projekt mit dem Titel «Argillaceous Media Database Compilation». Bis Ende 2015 sollen die Arbeiten dazu abgeschlossen werden. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefen-

lagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen. Diese werden in einem Bericht zusammengestellt und auf den neuesten Stand gebracht. Berücksichtigt werden dabei nur diejenigen Tongesteinsformationen, die heute als Wirtgesteine für geologische Tiefenlager vorgesehen sind und mit den aktuellsten Methoden und Analysetechniken umfassend charakterisiert wurden. Es sind dies der Callovo-Oxfordian-Ton (Frankreich), der Boom-Clay und der Ypresian-Clay (Belgien), der Queenstone Shale und die Georgian Bay Formation (Kanada) sowie der Opalinuston (Schweiz). Einbezogen werden auch alle Tongesteinsformationen, in denen Felslabors errichtet wurden und wo ein umfassendes Datenmaterial zum Vergleich zur Verfügung steht (Felslaboratorien HADES in Belgien, Bure und Tournemire in Frankreich und Mont Terri in der Schweiz). Ein spezielles Kapitel wird den Stellenwert der Geologie und der sicherheitsrelevanten Eigenschaften der Tongesteine für den Langzeiteinschluss und den Sicherheitsnachweis darlegen. Das Projekt wird von der Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert. Beim Clay-Club-Treffen in Bure (30.09.–02.10.2014) wurde der aktuelle Stand der Arbeiten präsentiert.

Ein wichtiges Element des Treffens war die Themensitzung zu Diffusionsprozessen in Tongesteinen. Hierzu wurde der aktuelle Stand der Forschung in den Ländern USA, Belgien, Kanada, Frankreich, Japan und Schweiz vorgestellt.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Clay Club der OECD-NEA ist eine wichtige internationale Plattform für die Tongesteinsforschung, in der Vertreter der Aufsichtsbehörden, der Hochschulen, der Industrie und der Endlagerprojektanten ihr Wissen einbringen und austauschen. Die Mitwirkung des ENSI im Clay Club liefert wichtige Grundlagen und Quervergleiche für die sicherheitstechnische Beurteilung der geologischen Tiefenlagerprojekte in der Schweiz.

Ausblick

Neben dem bereits laufenden Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» wird sich der Clay Club im Zeitraum 2015–2016 mit den Themen «Thermische Analyse», «Felsmechanik», «Sorptions» und «Gasbewegung» in Tongesteinen befassen. Um die Zusammenarbeit mit der Industrie und der Wis-

senschaft zu fördern und zu verstärken, soll im Juli 2015 eine gemeinsame Konferenz mit der Clay Mineral Society (CMS) durchgeführt werden. Der Clay Club wird dabei eine Sitzung mit dem Titel «Von mikroskopischen Eigenschaften zu Transporteigenschaften in Tonen» koordinieren. Zu dieser sollen Referenten zu Themen wie «Porenstruktur und -verbindung», «Mobilität von Gasen, Wasser und Ionen in dichten Gesteinsformationen» und «Aufskalierung und Implementierung bei Modellansätzen» eingeladen werden. Das nächste Treffen des Clay Clubs wird vom 24.–25.09.2015 in Almeria stattfinden.

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

ENSI-Projektbegleiterin: Ann-Kathrin Leuz

Einleitung

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

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

Das Projekt ist in folgende Teilprojekte (Working Packages WP) unterteilt:

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde 2014 mit der Finalisierung der Berichte abgeschlossen. In Arbeitspaket 2 (WP2) wurden zwei Dokumente erstellt (verfügbar auf der SITEX-Website unter <http://sitexproject.eu/#deliverables>):

Vergleich der internationalen Anforderungen mit den nationalen Sicherheitsanforderungen zu ausgewählten Themen (WP2.1);

Übersicht, welche technische Expertise die Aufsichtsbehörde bei den entsprechenden Realisierungsphasen eines Tiefenlagers (Konzeptphase, Standortauswahlverfahren, Bau- und Betriebsphase und Nachverschlussphase) benötigt (WP2.2).

Zusätzlich wurde der Bedarf für technische Richtlinien, die noch zu erarbeiten sind, erhoben. Dieser Bedarf hängt stark davon ab, in welcher Phase der Realisierung eines Tiefenlagers sich das Land befindet. Daher war ein weiteres Ergebnis, dass der Austausch zu bestimmten technischen Themen unter den Aufsichtsbehörden und ihren technischen Forschungs- und Beratungsorganisationen sehr wertvoll sein kann. So könnte zum Beispiel die Diskussion, wie einzelne Aufsichtsbehörden technische Aspekte bei der Überprüfung von Gesuchen bewerten, zur gemeinsamen Erarbeitung technischer Anforderungen führen. Eine mögliche Austauschform wären themenbezogene Sitzungen («topical sessions») analog zu den Treffen der Integration Group for the Safety Case der OECD-NEA (siehe auch Kapitel 3), da diese sehr informativ sind und effizient organisiert werden können.

Im Jahre 2014 wurden Vorschläge für eine zukünftige Plattform und deren Organisation in einem Bericht festgehalten. Diese sieht verschiedene Arten der Nutzung vor:

- Austausch zu nationalen Erfahrungen und Tätigkeiten bzgl. Ausbildung, existierender Sicherheitsanforderungen, Methoden zur Überprüfung des Sicherheitsnachweises für geologische Tiefenlager, Beteiligung der Bevölkerung sowie Identifizierung gemeinsamer Forschungsschwerpunkte
- Austausch von Mitarbeitenden in den einzelnen Organisationen zur besseren gegenseitigen Information, Unterstützung einzelner Organisa-

tionen bei der Überprüfung des Sicherheitsnachweises, gemeinsame Nutzung von Forschungseinrichtungen, Unterstützung und Mitbenutzung von Modellierungen für die Sicherheitsanalyse sowie Durchführung gemeinsamer Forschungsprojekte

- Verbindung bzw. Austausch zu anderen Plattformen und internationaler Organisationen

Bedeutung der Projekte,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für das ENSI war die Mitarbeit in SITEX eine gute Gelegenheit, die Verbindungen zu anderen Aufsichtsbehörden und deren Experten weiter auszubauen und von den Erfahrungen der Länder mit fortgeschrittenen Tiefenlagerprogrammen (z.B. Schweden, Frankreich) zu profitieren. Verschiedene Fachthemen, wie andere Aufsichtsbehörden einzelne Aspekte beurteilen und überprüfen, wurden in diesem Projekt aus Zeitgründen und wegen dem Fokus auf mögliche Austauschformen für eine Plattform der Aufsichtsbehörden und deren Interaktionen mit anderen Akteuren noch nicht diskutiert. Diese Diskussionen sollen aber im Rahmen einer zukünftigen Plattform möglich sein. Eine zukünftige Plattform kann vertiefte Einblicke darüber, in welchen Ländern welche Expertise vorhanden ist, liefern. Bei Bedarf können seitens ENSI internationale Experten im Beurteilungsprozess des Sachplans beigezogen werden.

Ausblick

Die zukünftige Plattform soll in einem neu beantragten Anschlussprojekt der EU weiterentwickelt werden. Das ENSI wird das Nachfolgeprojekt zu dieser Plattform für ausgewählte Themen weiterverfolgen, aber vorläufig nicht mehr als Projektpartner teilnehmen. Dies beruht vor allem auf den zeitintensiven Prüfarbeiten im Rahmen des Sachplans geologischer Tiefenlager für Etappe 2 im Jahr 2015.

1.7.7 Projekte zu Auslegung, Pilotlager und Monitoring eines geologischen Tiefenlagers

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

Einleitung

In der schweizerischen Kernenergieverordnung werden diverse Elemente der Auslegung eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle festgelegt (Abbildung 35): Das Hauptlager dient der Einlagerung der Hauptabfallmenge, das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars. Die Testbereiche entsprechen einem lokalen Felslabor für Experimente zu Bau, Betrieb, Verschluss und Langzeitsicherheit. Im Pilotlager wird bis zum Ablauf der gesetzlich geforderten Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und der Versiegelungsstrecken sowie des Wirtgesteins überwacht. Die Ergebnisse dieser Überwachung müssen auf das Hauptlager übertragbar sein und dienen der Erhärtung des Langzeit-Sicherheitsnachweises. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den Entscheid des Lagerverschlusses nach der Beobachtungsphase.

Im Rahmen des schweizerischen Standortauswahlverfahrens (Sachplan geologische Tiefenlager) wurden von der Nagra für Etappe 1 sechs geologische Standortgebiete für ein SMA-Lager (schwach und mittelaktive Abfälle) und drei Standortgebiete für ein HAA-Lager (hochaktive Abfälle) vorgeschlagen und nach Entscheid durch den schweizerischen Bundesrat in den Sachplan aufgenommen. In den vorgeschlagenen Standortgebieten stehen ausschliesslich tonreiche Wirtgesteine zur Verfügung; Betrachtungen zur Lagerauslegung und Lagerüberwachung (Monitoring) konzentrieren sich daher auf Aspekte, die in tonigen Gesteinen und den vorgesehenen technischen Barrieren wichtig sind.

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

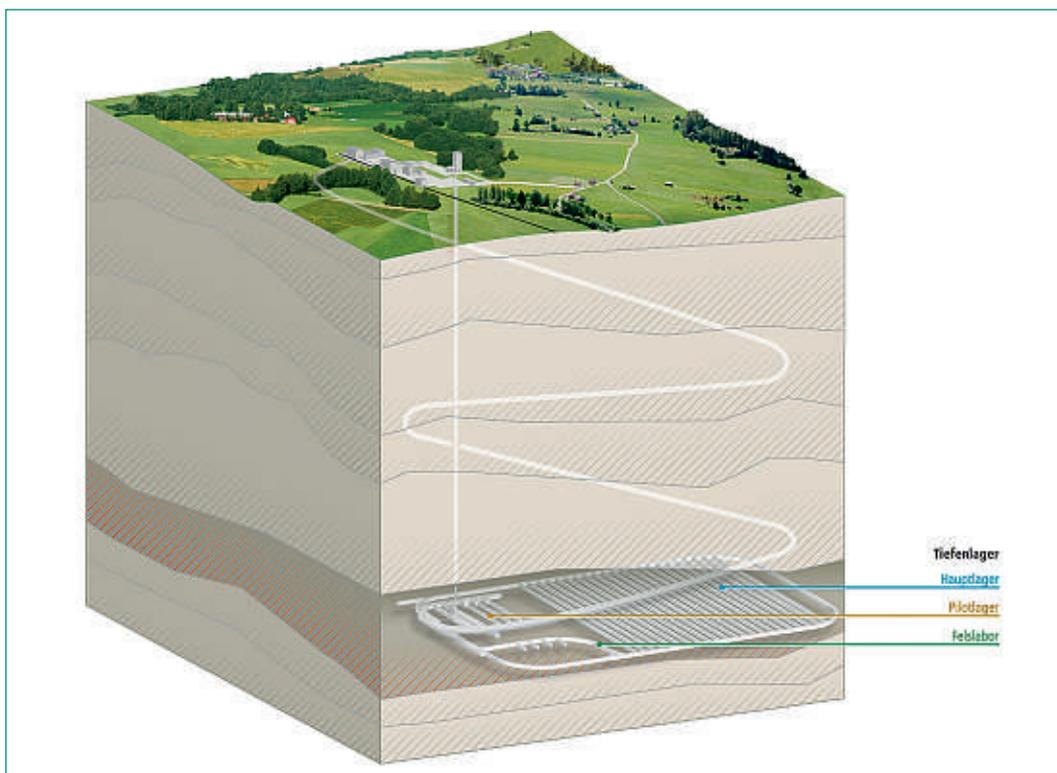


Abbildung 35: Ein geologisches Tiefenlager besteht aus einem Hauptlager, einem Pilotlager und einem Felslabor. Ein Tiefenlager für hochaktive Abfälle (wie in der Abbildung schematisch gezeigt) ist 400–900 Meter unter Tage geplant. Schwach- und mittelaktive Abfälle sollen in einer Tiefe von 200–800 Metern eingelagert werden. Quelle: ENSI

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden für das Projekt «Pilotlager» zwei Sitzungen, für das Projekt «Lagerauslegung» eine Sitzung abgehalten. Für das Projekt «Monitoringkonzepte und -einrichtungen» wurden die bis Januar 2014 publizierten Schlussberichte aus dem EU-Forschungsprojekt «MoDeRn» analysiert und die Ergebnisse in einem Zwischenbericht durch das ENSI zusammengefasst.

Das **Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar»** untersucht die notwendigen Anforderungen an das Pilotlager, an dessen Platzierung, Bestückung, die wichtigen zu überwachenden Prozesse und Parameter sowie Möglichkeiten zur Einbeziehung von Interessengruppen. Beim Pilotlager stellt sich die Frage, wie der Stollenbau und die damit zusammenhängenden Veränderungen der Wasserflüsse die zur Überwachung vorgesehenen Messungen beeinflussen. Im Berichtsjahr wurden daher die hydro-mechanischen Prozesse im Nahfeld eines Tunnels in gering durchlässigen Tongesteinen behandelt. In kurzfristigen Zeiträumen von Stunden bis Tagen findet aufgrund der geringen Permeabilität des Tongesteins keine relevante Wasserbewegung statt. Das Gestein verhält sich daher undrainiert, so dass Deformationen direkt in Änderungen des Porenwasserdrucks umgesetzt werden. Im Bereich einer Gesteinskompression tritt ein Anstieg des Porenwasserdrucks auf, wodurch die effektive Spannung reduziert wird, welche die Tonpartikel durch Kapillarkräfte zusammenhält. Damit nähert sich der Zustand des Gesteins dem Bruchkriterium. Im umgekehrten Fall (Dehnung des Gesteins) steigt die effektive Spannung, was sich positiv auf die Stabilität des Hohlraums auswirkt. Betrachtet man die kurzfristigen Auswirkungen des Tunnelbaus in Abhängigkeit der Entfernung zur Ortsbrust, so wird man, wie Messungen im Felslabor Mont Terri zeigen, an Beobachtungspunkten in einer Entfernung von ≥ 15 Metern im intakten Gestein keine Veränderung des Porenwasserdrucks mehr feststellen. In mittelfristigen Zeiträumen von Wochen bis Jahren wird die Wasserbewegung dagegen relevant. Durch den Tunnel entsteht ein Entwässerungspfad, durch den die transiente Entwicklung der Porenwasserdrücke bestimmt wird. In Bereichen mit starken plastischen Verformungen und dadurch niedrigen Porenwasserdrücken (bei horizontaler Schichtung an der Firste und Sohle des Tunnels) wird ein Anstieg des Porenwasserdrucks auf das mittelfristig stabile Niveau auftreten (Ver-

formungen durch mechanisches Quellen), während in Bereichen mit hohem Porenwasserdruck (bei horizontaler Schichtung an der Wand eines horizontalen Tunnels) eine Gesteinskonsolidierung erfolgt. Dies führt zu einer über Monate anhaltenden Weiterentwicklung der EDZ (Excavation Disturbed Zone) mit einer um 2-5 Grössenordnungen erhöhten Permeabilität.

Darüber hinaus wird im Projekt «Pilotlager» versucht, im Hinblick auf die geologische Tiefenlagerung auch Erfahrungen aus anderen Bereichen mit Grossprojekten und deren langjähriger Monitoringprogramme zu nutzen. Aus diesem Grund wurden im Berichtsjahr Erfahrungen in der Überwachung von Stauanlagen der Schweiz vorgestellt und diskutiert. Das Sicherheitskonzept für Stauanlagen in der Schweiz setzt sich aus der konstruktiven Sicherheit (Auslegung der Stauanlage), der Überwachung und dem Notfallkonzept zusammen. Ziel der Überwachung ist ein Verständnis des Verhaltens von Stauanlagen sowie ein frühzeitiges Erkennen von Anomalien im Zustand und im Verhalten einer Anlage. Daraus können dann geeignete Massnahmen abgeleitet werden. Für jede Stauanlage gibt es ein Überwachungsreglement, in welchem die Art der Kontrolle sowie deren Häufigkeit definiert sind. Die Überprüfung selbst erfolgt auf vier Ebenen, vom Talsperrenwärter über den erfahrenen Bauingenieur, den Experten bis zur Aufsichtsbehörde. Die ersten drei Ebenen erfolgen im Auftrag des Betreibers der Stauanlage. Die Überwachung erfolgt über visuelle Kontrollen, Funktionsproben und Überwachung einzelner Elemente. Anforderungen an die Messinstrumente sind, dass die Qualität der Messdaten genügend genau und zuverlässig sowie die Messinstrumente widerstandsfähig gegenüber äusseren Einwirkungen sind (d.h. kurzfristig robuste und langfristig langlebige Messinstrumente). Für die gute Bedienbarkeit der Instrumente müssen die Messungen auf einfachen Prinzipien beruhen und Instrumente leicht abzulesen und gut zugänglich sein. Ebenfalls müssen für die Kontinuität der Messwerte die Instrumente einfach unterhalten und ersetzt werden können. Im Bereich der Stauanlagen werden auch automatisierte Messungen durchgeführt, insbesondere wenn die Zugänglichkeit der Messstelle oder der Stauanlage schlecht ist. Allerdings gelten diese nicht als ein zulässiger Ersatz für Handmessungen, so dass diese parallel durchgeführt werden.

Weiterhin wurde im Berichtsjahr die zeitliche und räumliche Entwicklung der Prozesse im HAA- und SMA-Nahfeld vorgestellt und diskutiert. Im HAA-

Nahfeld spielen dabei die Wechselwirkung von Spritzbeton mit Bentonit und/oder Opalinuston und die Temperaturentwicklung eine besondere Rolle. Für die Auswirkungen des Spritzbetons ergibt sich aus der Massenbilanz des Hydroxides eine Umwandlungszone von maximal 4–13 cm (in 1 Million Jahren). Erhöhte pH-Werte ($\text{pH} > 9$) in Bentonit und Opalinuston beschränken sich auf Zonen von weniger als 10 cm nach 100'000 Jahren. Die Wärmeproduktion der Abfälle führt in der inneren Hälfte des Bentonits (nahe Stahlbehälter) zu Temperaturen bis maximal $\sim 130^\circ\text{C}$. Dies führt zur Auflösung und Ausfällung von amorphen Silikaten, Sulfaten und eventuell Karbonaten im Bereich des Stahlbehälters. Ausserdem kommt es zu Änderungen in der Porosität und zur Bildung von Wegsamkeiten. Es werden negative Einflüsse auf die Quellfähigkeit und die Transporteigenschaften erwartet. Für die äussere Hälfte des Bentonits werden nach etwa 80 Jahren eine vollständige Aufsättigung und Temperaturen nicht über 100°C erwartet. Dadurch sollten in diesem Bereich keine signifikanten chemischen Umwandlungen auftreten.

Weitere Themen waren das mögliche Inventar des Pilotlagers für SMA-Abfälle sowie eine Diskussion über die geeignete Länge der Beobachtungsphase.

Das **Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen»** fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen bei einer dem Bau eines Felslabors vorangehenden Umweltüberwachung (Erfassung der ungestörten Umweltbedingungen = Baseline conditions), der Messung der durch den Bau hervorgerufenen Veränderungen, der Messung der Gesteinseigenschaften zur Prüfung der Standortegnung bis hin zum Messprogramm während der Betriebs- und Beobachtungsphase einschliesslich des ordnungsgemässen Lagerverschlusses. Das Projekt soll dem ENSI einen möglichst breiten und vollständigen Überblick über mögliche Monitoringkonzepte und -techniken verschaffen. Es soll zudem Entscheidungsgrundlagen für die Anforderungen an die Überwachung eines Pilotlagers liefern.

Die Aktivitäten des Projekts «Monitoringkonzept und -einrichtungen» konzentrierten sich 2014 auf die Sichtung und Auswertung der Resultate des EU-Forschungsprogrammes MoDeRn (Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure), welche in insgesamt 18 Berichten dokumentiert und auf der Web-Seite www.modern-fp7.eu veröffentlicht wurden. Die Arbeiten des EU-Projektes umfassten 6 Themenbereiche zum Monitoring (Monitoringziele und -strategien, Stand von Monito-

ring-Techniken, Entwicklung neuer Monitoring-Messmethoden, Monitoring-Beispiele anhand von Fallstudien, Einbezug verschiedener Interessengruppen sowie Berichterstattung und Zusammenfassung der Resultate in einem Synthese-Schlussbericht). Das ENSI hat die wichtigsten Ergebnisse des MoDeRn-Projektes in einem Zwischenbericht ausgewertet und zusammengestellt. Der Zwischenbericht geht auch auf das Monitoring-Experiment des ENSI im Felslabor Mont Terri und die Erfahrungen mit Langzeitmessungen im Felslabor ein und gibt einen Ausblick auf die weiteren geplanten Arbeiten des Monitoring-Projektes. In dem Zwischenbericht kommt das ENSI zum Schluss, dass mit dem MoDeRn-Projekt systematisch und umfassend konzeptuelle Grundlagen und Strategien zum Monitoring eines geologischen Tiefenlagers erarbeitet und die heute vorliegenden technischen Möglichkeiten breit aufgezeigt wurden. Neue technische Methoden wurden anhand von Demonstrationsexperimenten entwickelt und ihre Anwendung für das Monitoring an Fallbeispielen erprobt und getestet. Im Vordergrund stehen kabellose Messsysteme, die ihre Daten mit Hilfe von elektromagnetischen Wellen übermitteln, zerstörungsfreie geophysikalische Abbildungsmethoden (seismische oder geoelektrische Tomographie) und die Glasfasertechnologie. Die Ergebnisse zeigen, dass ein zuverlässiges Monitoring eines geologischen Tiefenlagers über lange Zeiträume mit einer Vielzahl verschiedener redundant und diversitär ausgelegter Messsysteme grundsätzlich möglich ist. Das MoDeRn-Projekt hat auch die Grenzen heutiger Technologien und den Bedarf weiterer Forschungs- und Entwicklungsarbeiten aufgezeigt. Dies betrifft unter anderem die Verbesserung der Reichweite drahtloser Datenübertragung, die Verbesserung der Auflösung geophysikalischer Monitoring-Techniken sowie die Entwicklung drahtloser Energieübertragung zur Energieversorgung kabelloser Messsysteme.

Das **Projekt «Lagerauslegung»** beschäftigt sich mit der Auslegung der verschiedenen Lagerteile und deren Beziehung zueinander sowie mit der Erschliessung und bautechnischen Auslegung der untertägigen Anlagen. Das Projekt wurde 2011 gestartet, bis Januar 2014 wurden 18 Fachsitzungen durchgeführt. Für 2015 ist nur noch eine abschliessende Sitzung zur Diskussion des Schlussberichts geplant.

Die fachliche Diskussion des für die Projektarbeit erstellten umfangreichen Fragebogens zu auslegungsrelevanten Themen bei SMA- und HAA-Lagern wurde 2014 abgeschlossen. Alle Fragen wur-

den seitens der im Projekt beigezogenen Experten jeweils zunächst individuell beantwortet und die Antworten anlässlich einer Sitzung 2014 fachlich diskutiert. Anschliessend fasste das ENSI aus den Antworten die für die Sicherheit relevanten Punkte zusammen. Im Januar wurde neben dem Fragebogen ebenso das aufgrund der Diskussionen sukzessive gewachsene Glossar mit Begriffen zur Lagerauslegung finalisiert.

Neben einer Bilanz bezüglich der für dieses Projekt geplanten Fragestellungen wurden die für ein Folgeprojekt relevanten Fragestellungen diskutiert. Es wurde dazu grundsätzlich festgehalten, dass eine definitive Festlegung der Themen eines Folgeprojektes sich an den Resultaten der Ergebnisse aus Etappe 2 orientieren soll.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das schrittweise Vorgehen im Sachplan geologische Tiefenlager und bei der anschliessenden Realisierung eines geologischen Tiefenlagers umfasst auch eine Weiterentwicklung der zugehörigen Anforderungen gemäss Stand von Wissenschaft und Technik. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität. Gemäss Richtlinie ENSI-G03 ist bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen und es müssen auch Alternativen aufgezeigt werden, um die Wahl der Auslegung, des Monitoringkonzepts und der technischen Umsetzung sicherheitstechnisch zu begründen. Mit den drei Projekten wurde ein über den Bund hinausgehender Einbezug von Fachleuten erreicht, um relevante Aspekte und Fragestellungen breit zu diskutieren. Aus den Projekten hat sich kein unmittelbarer Revisionsbedarf für die Richtlinie ENSI-G03 ergeben.

Ausblick

Für alle drei Projekte wurde die fachliche Arbeit im Berichtsjahr abgeschlossen. Die Finalisierung der Schluss- bzw. Zwischenberichte ist für Anfang 2015 geplant. Mit der Publikation der Schlussberichte zum internationalen EU-Forschungsprojekt MoDeRn konnte bezüglich Monitoring ein vorläufiger Zwischenbericht verfasst werden. Das ENSI ist sich bewusst, dass das Thema des Monitorings in künftigen Etappen des Standortauswahlverfahrens und der Lagerrealisierung wiederholt angegangen werden muss. Es ist aktuell davon auszugehen, dass noch vor Ende des Sachplanverfahrens (d.h. nach aktueller Planung ca. 2027) bereits ein erstes Monitoring zur Erstellung einer Ausgangsbasis für spätere Monitoring-Schritte erfolgen wird.

Für die beiden Projekte «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Lagerauslegung» sind 2015 bis auf das Finalisieren der Zwischenberichte keine weiteren Aktivitäten geplant. Die thematischen Arbeiten ruhen aufgrund der Beurteilungsarbeiten zum Gutachten zu Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager. Zukünftige Arbeiten zu Fragen der Lagerauslegung und zur Konzipierung des Pilotlagers werden nach den Beurteilungsarbeiten zur Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager (d. h. nach aktueller Planung nicht vor Anfang 2016) wieder aufgenommen.

Projekt DECOVALEX:
Finanzierende
Organisationen.

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
BGR & UFZ	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtzzentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CAS	Chinese Academy of Sciences	China	Forschungseinrichtung
DOE	U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
ENSI	Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate	Switzerland	Aufsichtsbehörde
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire	Frankreich	Forschungseinrichtung der Aufsichtsbehörde
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	Japan	Betreiber
KAEARI	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

1.7.8 DECOVALEX-2015 Project

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

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

nannten 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 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 ENSI möchte mit dem Projekt die Weiterentwicklung der eigenen Modellierfähigkeiten insbesondere für die Langzeitentwicklung des Nahfelds im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers vorantreiben.

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

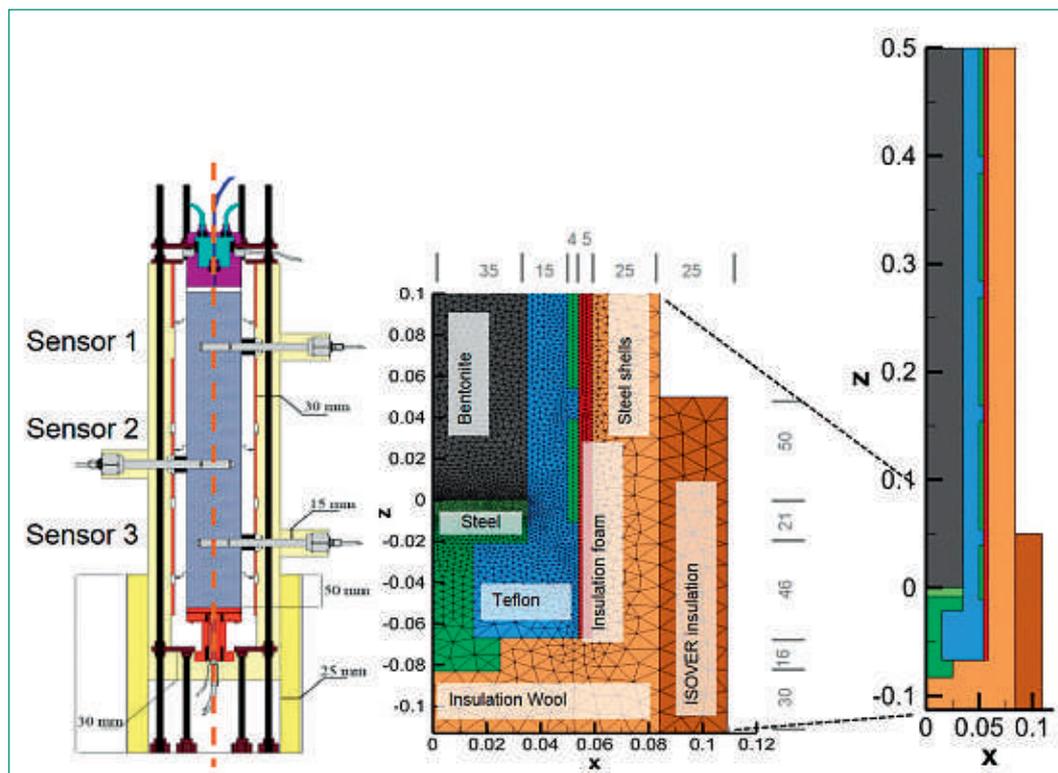


Abbildung 36: Umsetzung des Experiments (links, Villar 2012) in einem radialsymmetrischen 2D-Modell aus dreieckigen Elementen (sogenannte finite Elemente, Mitte). Die Darstellung rechts zeigt die gesamte Säule und die Darstellung in der Mitte zeigt eine vergrößerte Darstellung des Bereichs um die Heizplatte.

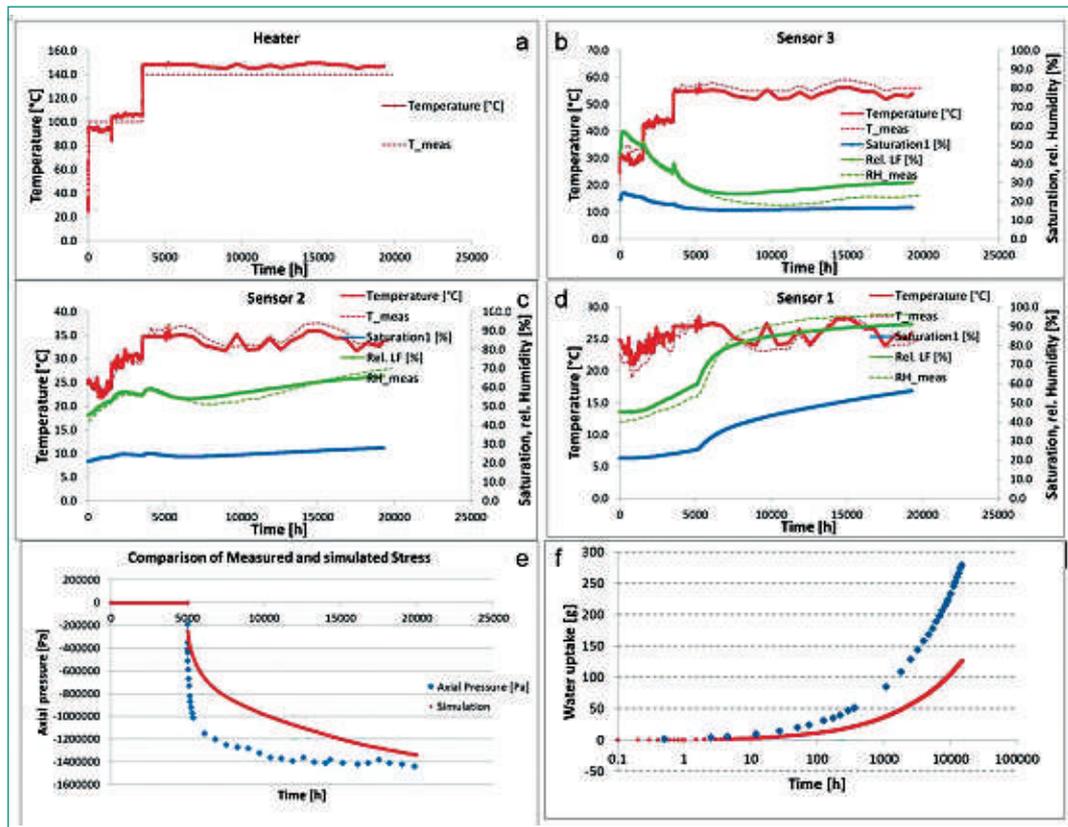


Abbildung 37: Vergleich der gemessenen und berechneten Werte für die Heizplatte (a: Temperatur), für die drei Sensoren innerhalb der Bentonitpellets (b-d: Temperatur & relative Luftfeuchtigkeit LF, Wassersättigung nicht gemessen) sowie für den Quelldruck (e) und die aufgenommene Wassermenge (f). meas=gemessene Werte. Quelle: ENSI.

vier Teilaufgaben definiert. Aufgabe 1a befasst sich mit einer Simulationsstudie zum Opalinuston basierend auf dem HE-D-Experiment 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 der Abschluss der Bearbeitung der Aufgabe B1-1b sowie der Beginn der Arbeiten zu B1-2 und B1-3, deren Abschluss bis April 2015 vorgesehen ist.

Untersuchungsgegenstand der Aufgabe B1-1b sind Versuche des spanischen Forschungszentrums Ciemat in Barcelona. In den Experimenten wurden 50 cm hohe Säulen mit Bentonitpellets bzw. mit einer Sand/Bentonit-Mischung gefüllt. Abbildung 36 zeigt eine Skizze des Experiments sowie dessen Umsetzung in ein Modellgitter. Anschliessend wurde die am Boden befindliche Heizplatte in 2 Schritten auf 100 °C und später auf 140 °C geheizt. Über drei in der Säule installierte Sensoren für Temperatur und relative Luftfeuchtigkeit wurde die zeitliche Entwicklung dieser Parameter in den Entfernungen 0,1, 0,22 und 0,4 m von der Heizplatte beobachtet. In der ersten Phase ist eine Verlagerung des Anfangswassergehaltes in der Säule zu beobachten. Zu ei-

nem späteren Zeitpunkt wurde zusätzlich vom oberen Ende der Säule Wasser in das System gegeben. In der mit Bentonitpellets gefüllten Säule kommt es daraufhin zur Ausbildung eines Quelldrucks.

Mit der Modellierung dieser Experimente wird ein vertieftes Verständnis für die ablaufenden Prozesse angestrebt. Ein entscheidender Faktor für die Kalibrierung des Modells ist die ungesättigte Wärmeleitfähigkeit der Bentonitpellets.

Abbildung 37 zeigt einen Vergleich von gemessenen und berechneten Ergebnissen. Das Modell bildet die Temperaturentwicklung über die Zeit sowohl an der Heizplatte als auch an den drei eingebauten Sensoren gut ab (a–d). Die Schwankungen in den Messwerten der drei Sensoren werden durch Schwankungen der Labortemperatur verursacht. Am Verlauf der relativen Luftfeuchtigkeit ist die Verlagerung des Wassers in Folge von Verdunstung und Kondensation zu erkennen. So wird der anfängliche Anstieg der relativen Luftfeuchtigkeit in Sensor 3 (dem untersten Sensor) durch die Verdunstung von Wasser in der Nähe der Heizplatte und die Kondensation im Bereich des Sensors verursacht. Später wird das Wasser weiter nach oben in Richtung der Sensoren 2 und 1 verlagert, so dass dort die relative Luftfeuchte steigt. Für die Wassersättigung liegen keine

Messwerte vor. Dessen berechneter Verlauf für Sensor 1 (d) verdeutlicht die Wasseraufnahme des Bentonits nach Öffnen des Ventils.

Die Wasseraufnahme (f) durch den Bentonit wird in der Berechnung im Vergleich zu den Messwerten unterschätzt. Die resultierenden gemessenen Quelldrücke (e) stimmen mit den sich ausbildenden gemessenen Drücken am Ende des Experiments gut überein. Der Anstieg der gemessenen Quelldrücke verläuft jedoch schneller als berechnet.

Die Modellierung des Experiments mit der Sand-Bentonitpellet-Mischung wird derzeit durch die Universität Kiel durchgeführt. Die Ergebnisse werden im nächsten Jahresbericht dokumentiert.

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

Im Jahr 2013 wurde das THM-Verhalten des Opalinustons durch Nachrechnen des Heizexperiments HE-D untersucht. Im letzten Jahr lag der Fokus auf dem THM-Verhalten von Bentonit durch das Nachrechnen des Säulenversuchs mit Bentonitpellets. Im nächsten Jahr sollen die Erfahrungen aus beiden Vorarbeiten zusammengeführt werden, indem das HE-E Heizexperiment mit einer Bentonitfüllung im Opalinuston nachgerechnet wird. Mit dieser Aufgabe wird auch das Projekt DECOVALEX-2015 abgeschlossen. Die Bearbeitung wird auch im Jahr 2015 durch ein Forschungsteam der Universität Kiel unterstützt, welches sich insbesondere mit der Sensitivität der Modellergebnisse bezüglich der Ungewissheiten in den Materialparametern befassen wird.

1.7.9 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Fünf von sechs der vorgeschlagenen Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise von den Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt. Die klassi-

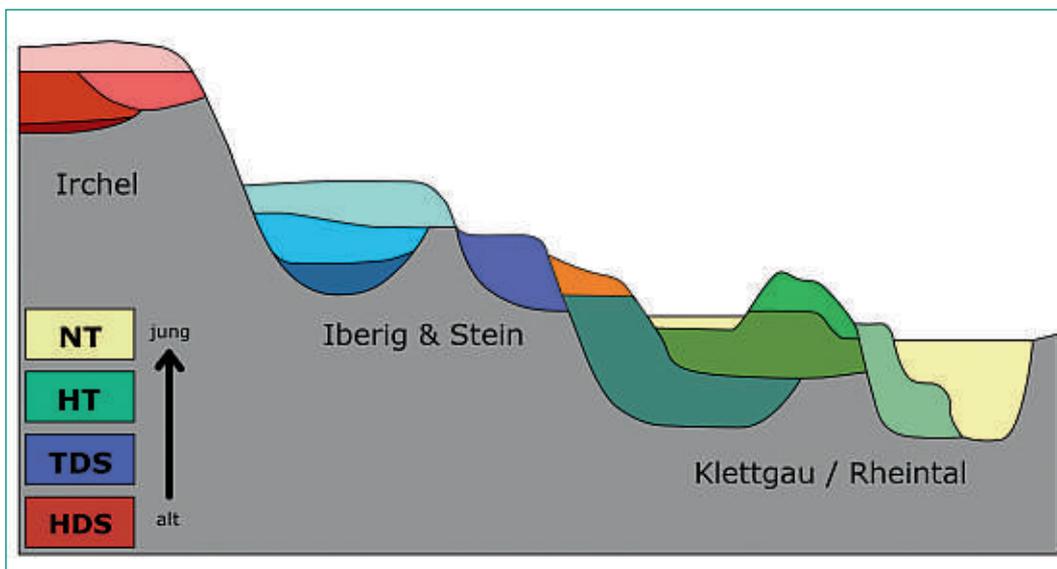


Abbildung 38: Schematische Darstellung der verschiedenen Höhenniveaus quartärer Sedimente in der Nordschweiz, mit Niederterrasse (NT), Hochterrasse (HT), Tiefere Deckenschotter (TDS) und Höhere Deckenschotter (HDS). Um zuverlässige Prognosen zur zukünftigen Landschaftsentwicklung aufstellen zu können, ist insbesondere das Ablagerungsalter der Höheren Deckenschotter von grosser Bedeutung. Ihre Ablagerungshöhe dokumentiert die Höhe der ehemaligen Landschaftsoberfläche. Mit Hilfe des zu bestimmenden Alters kann die erfolgte Erosionsleistung seit der Ablagerung der Deckenschotter berechnet werden, welche wiederum Hinweise auf die zu erwartende langfristige Landschaftsentwicklung liefert. Quelle: Verändert nach Graf und Müller (1999).

Abbildung 39:
Beprobung der Höheren
Deckenschotter in der
ehemaligen Kiesgrube
Summerhalden am
Stadlerberg im Mai
2013. Foto: N. Akçar
(Universität Bern).



sche 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 um 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 (Abbildung 38). Mit Hilfe der Datierung der Ablagerungszeit der Deckenschotter kann auf die langfristige 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 Altersbestimmung war jedoch bisher aufgrund fehlender Datierungsmethoden nicht möglich. Die bislang verfügbaren direkten Datierungsverfahren sind nur auf deutlich jüngere Schichten anwendbar, deren Alter häufig mit der Radiokohlenstoff-Methode (^{14}C) und der Methode der optisch stimulierten Lumineszenz (OSL) bestimmt werden können. Diese Methoden eignen sich für maximale Alter von circa 50 000 (^{14}C) bzw. 200 000 Jahren (OSL).

Um die deutlich älteren Deckenschotter zu datieren, wurde seitens ENSI und der Universität Bern ein Forschungsprojekt zur Altersbestimmung mittels kosmogener Nuklide von Beryllium (^{10}Be) und Aluminium (^{26}Al) 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 Schlüssel lokalitäten die Alter verschiedener Deckenschotterablagerungen bestimmen. Hierdurch soll auch die Frage beantwortet werden, ob die vorhandenen Schotter in einer Phase oder in mehreren zeitlich voneinander getrennten Phasen abgelagert wurden. Mit Hilfe der Resultate können anschliessend Erosionsraten bestimmt und diese (unter Annahme einer erosiven Kompensation der Hebung) mit den geodätisch bestimmten aktuellen Hebungsraten verglichen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bereits im Herbst 2012 wurde, in Zusammenarbeit mit dem Institut für Prähistorische und Naturwissenschaftliche Archäologie der Universität Basel, ein als Tieferer Deckenschotter kartiertes Vorkommen an der südöstlichen Stadtgrenze von Pratteln bei Basel beprobt. Hierzu wurden acht Sedimentproben entnommen. An der Lokalität wurde 1974 ein Faustkeil gefunden. Als Nebenprodukt des Projekts kann dieser indirekt durch die Bestimmung des Alters der Fundschicht datiert werden. Den Forschenden gelang es, aus dem beprobten Material ausreichend kosmogener ^{10}Be für eine Datie-

rung zu extrahieren und die Sedimente auf mindestens 230 000 bis 290 000 Jahre vor heute zu datieren. Das erzielte Ergebnis ist in guter Übereinstimmung mit der bisherigen archäologischen Einstufung der Fundstelle auf 300 000 bis 400 000 Jahre vor heute. Auch wenn die untersuchte Lokalität in der Nordwestschweiz nicht zu den Schlüssellokalitäten des Projekts zählt, untermauert diese Studie das Potenzial der Sedimentdatierung mittels kosmogener Nuklide.

Im Frühjahr 2013 wurden die Vorkommen der Höheren Deckenschotter am Stadlerberg sowie auf dem Irchel beprobt. Am Stadlerberg wurden in der ehemaligen Kiesgrube Summerhalden 16 Proben entnommen (Abbildung 39), auf dem Irchel 9 Proben im Aufschluss Hütz (Abbildung 40) sowie 20 weitere in der verwaisten Kiesgrube Steig. Die Vorkommen am Irchel 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 eine verlässliche Alterskontrolle zu den im Projekt durchgeführten Datierungen mittels kosmogener Nuklide herangezogen werden.

Diese Proben wurden im Jahr 2014 aufbereitet und untersucht. Mittels eines ^{10}Be -Tiefenprofils konnten die Deckenschotter des Stadlerbergs auf ein Alter von mindestens 1.7 bis 2.1 Millionen Jahre datiert werden. Für die Aufschlüsse Irchel Hütz und Irchel Steig konnten mittels der sogenannten Isochron-

Methode keine Altersinformationen gewonnen werden. Die hierfür analysierten Proben ergaben unerwartete Nuklidverhältnisse von ^{26}Al zu ^{10}Be , welche auf eine ungenügende Abschirmung von der kosmischen Strahlung schliessen lassen. Die Ursachen hierfür werden von den Forschenden derzeit geklärt. Der Aufschluss Irchel Steig wurde im Sommer 2014 auch für eine Datierung mittels der ^{10}Be -Tiefenprofil-Methode beprobt. Diese Proben konnten ebenfalls aufbereitet und auf ihre ^{10}Be -Gehalte untersucht werden. Die Berechnung der Alter ist gegenwärtig in Bearbeitung. Resultate hierzu werden im ersten Quartal 2015 erwartet.

Somit stellt die Datierung des Stadlerberg-Vorkommens aktuell die einzige direkte Altersbestimmung der Höheren Deckenschotter der Nordschweiz dar. Der bestimmte Altersbereich ist in sehr guter Übereinstimmung mit der methodisch unabhängigen Alterskontrolle durch Säugetierreste am Irchel. Die Datierung mittels kosmogener ^{10}Be belegt, dass die Höheren Deckenschotter die bislang ältesten eiszeitlichen Ablagerungen der Schweiz darstellen und markiert auch für die allgemeine Quartärforschung der Schweiz einen Meilenstein.

Um das Verständnis der Deckenschotter-Ablagerungen zu ergänzen, wurden von den Forschenden neben den Datierungsstudien auch lithologische Analysen zur Bestimmung der Sedimentherkunft durchgeführt. Mittels Geröllanalysen konnte gezeigt werden, dass die Deckenschotter-Vorkommen des Stadlerbergs am Beprobungsort als litholo-



Abbildung 40: Beprobung der Höheren Deckenschotter des Irchel im natürlichen Aufschluss Hütz (Mai 2013). Die rote Linie markiert den Kontakt zwischen Sandsteinen der Molasse und den überlagernden Deckenschottern. Durch die unmittelbare Nähe zur Felsoberfläche (Molasse) ist dieser Aufschluss von strategischer Bedeutung für das Projekt, da hier die ältesten Sedimente der Deckenschotter-Einheiten untersucht werden können. Foto: N. Akçar (Universität Bern).



Abbildung 41: Aufschluss in den Tieferen Deckenschottern der Lokalität Rechberg-Sonnenhalde im Klettgau (während eine Feldbegehung im März 2012). Der Aufschluss wurde im Herbst 2014 durch die Forschenden beprobt. Foto: N. Akçar (Universität Bern).

gisch durchgängige Einheit in Richtung Süd-Südwest geschüttet wurden. Auch der Aufschluss Irchel Steig besteht aus einer lithologisch homogenen Einheit, welche in Richtung Nord-Nordwest abgelagert wurde. Das Geröllspektrum, insbesondere das Vorhandensein von Verrucano-Konglomeraten, deutet in beiden Lokalitäten auf Liefergebiete im Einzugsbereich des Rhein-Linth-Gletschers hin. Diese Ergebnisse sind plausibel und in Übereinstimmung mit den von Graf (1993) publizierten Angaben.

Im Herbst 2014 wurde ein Vorkommen der Tieferen Deckenschotter zur Altersbestimmung durch die Forschenden beprobt. Die ausgewählte Lokalität Rechberg-Sonnenhalde im Klettgau stellt eine ehemalige Kiesabbaustelle dar (Abbildung 41). Die Forschenden konnten fünf Proben aus dem oberen Teil der insgesamt ca. 15 m mächtigen anstehenden Deckenschotter gewinnen.

Neben den oben beschriebenen Feld- und Laborarbeiten wurden die Ergebnisse des Pilotprojekts an den Deckschottervorkommen bei Mandach veröffentlicht (Akçar et al. 2014). Zusätzlich wurden die gewonnenen Erfahrungen bei der optimierten chemischen Aufbereitung zur Publikation an die Fachzeitschrift «Nuclear Instruments and Methods in Physics Research» übermittelt. Publikationen zu den erzielten Resultaten der Studien von Pratteln und Stadlerberg befinden sich aktuell in Vorbereitung.

Bedeutung des Projekts,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die geologischen Standortgebiete zur Entsorgung radioaktiver Abfälle liegen mit einer Ausnahme in

der Nordschweiz. Geodäsie-Messungen weisen dort auf aktuelle Hebungsraten im Bereich von 0.0 bis 0.2 mm pro Jahr hin. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen langfristige Prognosen für die Hebung (und gleichzeitige Erosion) erstellt werden. Diese Prognosen orientieren sich an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten. Bei einem Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sind dabei die letzten 100 000 Jahre, bei einem Lager für hochaktive Abfälle (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 einer nur kurzfristig gültigen Rate oder einem mit langfristigen Raten vergleichbaren Wert entsprechen. Die Forschungsergebnisse fließen in die Bewertung der Standortgebiete ein und dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Ausblick

Im Jahr 2015, dem dritten und letzten Projektjahr, werden die Analysen der Lokalitäten Irchel (Lithologie) und Rechberg (Datierung und Lithologie) abgeschlossen. Sämtliche erhobenen Daten werden gesamthaft geologisch sowie in Zusammenhang mit bestehenden Daten interpretiert. Die begonnenen wissenschaftlichen Publikationen der Studien Pratteln und Stadlerberg werden finalisiert. Hinzu kommt die Vorbereitung einer Veröffentlichung zu den neu beprobten Tieferen Deckenschottern im Klettgau.

Zitierte Literatur

Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Claude A., Graf H.R., Dehnert A., Kubik P.W., Rahn M., Kuhlemann J., Schlüchter C. (2014): The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape. *Swiss Journal of Geoscience* 107, 337–347. DOI: 10.1007/s00015-014-0176-6.

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

Dehnert A., Schlüchter C. (2008): Sediment burial dating using terrestrial cosmogenic nuclides. *E&G Quaternary Science Journal* 57, 210–225. DOI: 10.3285/eg.57.1-2.8.

Graf H.R. (1993): Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, Dissertation Diss. ETH Nr: 10205, ETH Zürich, Zürich.

Graf H.R., Müller B.U. (1999): Das Quartär: Die Epoche der Eiszeiten, in Bolliger T., ed., *Geologie des Kantons Zürich*: Thun, Ott Verlag, p. 71–95.

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 Information aus Kernanlagen rund um den Globus und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieser Betriebserfahrung. Zwei wesentliche Knotenpunkte dieses Netzwerks sind Dienste der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD mit Sitz in Issy-les-Moulineaux bei Paris (Abbildung 1):

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

Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen raschen Informationsaustausch nach dem Auftreten von Ereignissen. Die Mitgliedsländer der IAEA haben

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

Im Kalenderjahr 2014 wurden der IAEA 14 Vorkommnisse der INES-Stufen 2 oder höher gemeldet: Seit dem Jahr 2008 gibt es in Europa einen weiteren Knotenpunkt im Erfahrungsnetzwerk: das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten, bei dem das ENSI seit März 2013 die Funktion des Chair of Technical Board and Steering Committee übernommen hat. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte oder Mitteilungsorgane ausländischer Anlagen und Behörden sowie die Teilnahme an internationalen Arbeitsgruppen, wie beispielsweise die Working Group on Operational Experience WGOE der NEA. Auch Pressemeldungen werden systematisch nach Vorkommnissen durchsucht. Liegen solche vor, wird versucht, über das fachliche Netzwerk nähere Informationen über den Vorfall einzuholen. Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Anlagen und wertet diese durch Fachgruppen und -spezialisten aus. Es klärt, ob ein Vorkommnis Aus-

INES-Stufe	Bezeichnung	Kurzbeschreibung
2	Zwischenfall	Die meisten Vorkommnisse waren auf Bestrahlung von Personen mit resultierenden Strahlendosen oberhalb der zulässigen nationalen Grenzwerte in Industrie und Medizin zurückzuführen. Darüber hinaus handelt sich bei einem Vorkommnis um eine Nichtbeachtung von Prozeduren bei der Wartung an zwei Bestrahlungsanlagen in der Industrie ohne tatsächliche Exposition. Bei einem weiteren Vorkommnis wurden eine gravierende Schwächung der gestaffelten Sicherheitsvorsorge, die die Steuerstäbe eines Forschungsreaktors in den Niederlanden betraf, beim abgeschalteten Reaktor entdeckt: Nach der Ursachenanalyse wurde die Konstruktion der Steuerstäbe angepasst. Anschliessend konnte der Forschungsreaktor wieder seinen Betrieb aufnehmen. Bei einem weiteren letzten Vorkommnis wurde ebenfalls eine gravierende Schwächung der gestaffelten Sicherheitsvorsorge in einer Isotopenproduktionsfabrik festgestellt, die nach eingehender Analyse durch eine Verbesserung der Prozeduren behoben wurde.
3	ernsthafter Zwischenfall	In beiden Fällen kam es in der Industrie (bei zerstörungsfreien Prüfungen mittels Röntgenaufnahmen) bzw. im Spitalbereich (bei der Wartung einer Röntgenmaschine zur Strahlentherapie) zur Bestrahlung von Personal deutlich über die zulässigen Grenzwerte hinaus, was deterministische Strahlenauswirkungen (unmittelbare Schädigungen) zur Folge hatte.

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



wirkungen auf die Schweiz oder Relevanz für Schweizer Anlagen hat, und falls ja, welche Massnahmen eingeleitet werden müssen.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammengeschlossen, der über ein eigenes Informationsnetzwerk für Vorkommnisse verfügt. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel der Vereinigung der Grosskraftwerks-Betreiber VGB in Europa, ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Die nachfolgenden Abschnitte beschreiben ausgewählte wichtige Vorkommnisse oder im Zusammenhang mit Betriebserfahrung publizierte Erkenntnisse aus dem Jahr 2014 und zudem, wie das ENSI ihre Relevanz für die Schweiz bewertet.

2.1 Überprüfung von Baugruppen betreffend Kondensatoren «Red Cabs»

Durch eine Nachricht aus den bilateralen internationalen Kommissionen zum Erfahrungsaustausch wurde das ENSI informiert, dass auf Vorrangbaugruppen in Leichttechnikschränken Mehrschicht-Keramik Kondensatoren (Red Cabs, von der Firma Erie, ehemals Murata) ausgefallen sind. Die Ausfälle traten bereits auf verschiedenen Leittechniksystemen (Iskamatic-A und Teleperm-C) auf.

Gemäss Hersteller stammen sowohl die auf den Teleperm-C-Baugruppen als auch die auf den Iskamatic-A-Baugruppen ausgefallenen Kondensatoren aus einer Charge, bei der es während des Herstellungsprozesses der Kondensatoren zu Verunrei-

nigungen des Dielektrikums (siehe Abbildung 2) gekommen ist. Die betroffenen Keramik Kondensatoren wurden in dem Zeitraum 1981–1982 gefertigt. Nach dem Erkennen dieses Fehlers wurde die Gehäusefarbe von rot nach blau gewechselt. Betroffen sind sicher jene Baugruppen, bei denen die Fabrikationsnummer mit A/1026xxx beginnen. Die von den Ausfällen betroffenen Baugruppen sind in der Schweiz teilweise auch für die Notstandfunktionen eingesetzt. Da ein Ausfall von solchen Kondensatoren je nach Funktion der Baugruppen sicherheitstechnisch bedeutsame Folgen haben kann, wurden die Schweizer Kernkraftwerksbetreiber aufgefordert, zu überprüfen, ob die genannten Kondensatoren («Red Cabs») in ihrem Werk noch im Einsatz bzw. auf einer Reservebaugruppe im Lager eingebaut sind.

Zusammenfassend haben drei Kraftwerksbetreiber bestätigt, dass nach den besagten «Red Cabs» bei den Lagerbeständen gesucht und keine gefunden wurden. Beim vierten Kraftwerksbetreiber war dies nicht notwendig, da bereits zu einem früheren Zeitpunkt das Thema behandelt wurde.

Auf ein Ziehen der Baugruppen während des Betriebs wurde aus verständlichen Gründen verzichtet, jedoch wurden die visuellen Kontrollen in der Revision durchgeführt. Auch dort war das Ergebnis, dass keine «Red Cabs» im Einsatz sind.

Teilweise wurden bereits vor Jahren in den Fachbereichen Schutz, Steuerung und Regelung diesbezügliche Befunde behoben (Ersatz erfolgte durch gleichwertige Kondensatoren).

2.2 Weitere Erkenntnisse zu den Befunden in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 und die Umsetzung der WENRA-Empfehlung

In den belgischen Kernkraftwerken Doel-3 und Tihange-2 wurden 2012 zahlreiche herstellungsbedingte wasserstoffinduzierte Flocken im Grundmaterial der Reaktordruckbehälter (RDB) festgestellt.

Die belgische Aufsichtsbehörde FANC hat für die sicherheitstechnische Beurteilung dieser unerwarteten Befunde umfangreiche Untersuchungen des Betreibers gefordert (vgl. auch das ausführliche FANC-Dossier¹). Im Rahmen dieser Analysen wurden auch Materialeigenschaften von Stählen untersucht, wenn diese wasserstoffinduzierte Flocken aufweisen. Materialproben mit solchen Flocken wurden in einem Forschungsreaktor bestrahlt. Die Ergebnisse ergaben eine signifikante Abnahme der Bruchzähigkeit der Materialproben. Diese unerwartet deutliche Abnahme lag über dem Erwartungsbereich der üblichen Modellrechnungen zur Berücksichtigung von Bestrahlungseffekten. Der Betreiber hat bis zur weiteren Klärung dieses experimentellen Effekts die Reaktoren Doel-3 und Tihange-2 abgeschaltet.

Anschließend hat der belgische Betreiber weitere Bestrahlungsuntersuchungen an Proben mit wasserstoffinduzierten Flocken gestartet. Dabei soll auch RDB-Material aus einem abgeschlossenen deutschen Forschungsprojekt verwendet werden. Zur Auswertung und Beurteilung der Ergebnisse hat die FANC ein internationales Expertengremium einberufen, die Untersuchungen sind noch nicht abgeschlossen.

Wie bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013 beschrieben hat die WENRA im August 2013 zur Thematik der Befunde in den Reaktordruckbehältern der Kernkraftwerke Doel-3 und Tihange-2 Empfehlungen zur Überprüfung der RDBs aller europäischen Kernkraftwerke veröffentlicht.

Die WENRA-Empfehlungen werden in der Schweiz unmittelbar umgesetzt. Dazu haben die Kernkraftwerke Mühleberg, Beznau und Gösgen, entsprechend einer Forderung des ENSI, die Herstellungsdocumentation überprüft. Dabei wurden insbesondere die Dokumentation zu den Wärmehand-

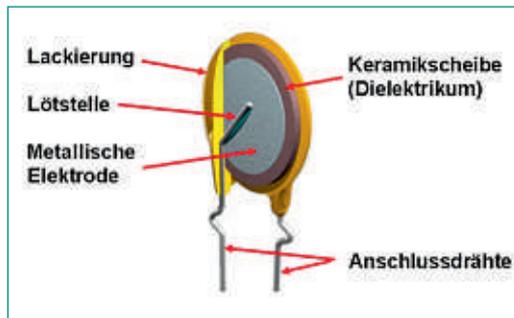


Abbildung 2:
Aufbau eines
Keramik-Kondensators.
Quelle:
«Keramik-Scheibe»
von Elcap, Jens Both.

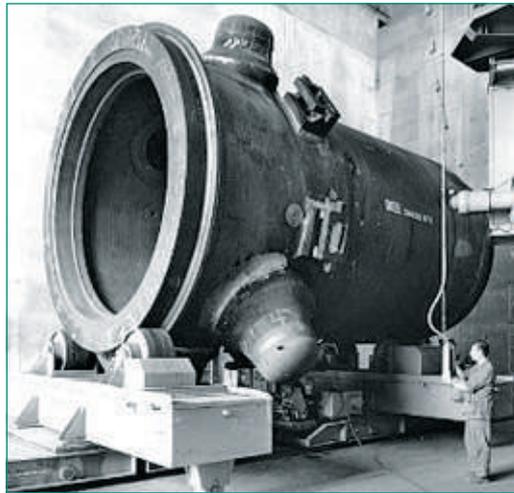


Abbildung 3:
Reaktordruckbehälter
des Kernkraftwerks
Doel 3 vor dem Einbau
(Historische Aufnahme,
Credit: Cockerill).

lungsschritten des Schmiedeprozesses, zum Wasserstoffgehalt der Schmiederinge sowie den Abnahmeprüfungen analysiert. Aus dieser Auswertung ergaben sich keine Hinweise, die auf eine mögliche Schädigung durch Wasserstoffflocken hinweisen. Weiterhin hat das ENSI entsprechend den WENRA-Empfehlungen von den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen eine zerstörungsfreie Prüfung des Grundmaterials der RDBs verlangt. Das Kernkraftwerk Mühleberg hatte bereits im Jahr 2012 eine Überprüfung des Grundmaterials durchgeführt. Dabei wurden keine Herstellungsfehler im RDB gefunden.

Die in den Revisionsabstellungen 2015 geplanten und qualifiziert durchzuführenden Ultraschallprüfungen des Grundmaterials der RDBs sollen nun endgültige Klärung darüber erbringen, ob im Grundmaterial der RDBs in den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen unerwartete Herstellungsfehler vorhanden sind.

Eine Übersicht des Standes der Umsetzung der WENRA-Empfehlung in den Mitgliedsländern kann dem Bericht «Activities in WENRA countries following the recommendation regarding flaw indications found in Belgian reactors»² entnommen werden.

¹ <http://www.fanc.fgov.be/nl/page/dossier-pressure-vessel-doe1-3-tihange-2/1488.aspx?LG=2>

² http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/12/26/flaws_in_rpv_feedback_2014-12-19.pdf

2.3 Probleme mit Gel-Bildung in konditionierten Abfällen

Anlässlich einer visuellen Inspektion von konditionierten Abfallgebinden mit zementierten Konzentraten des Kernkraftwerks Doel (B) wurden anfangs 2013 Befunde an einigen Fässern festgestellt. Ein gelbliches Gel war aus den Fässern ausgetreten und hat die Fassmängel leicht kontaminiert. Eine Ursachenanalyse hat gezeigt, dass die Alkali-Kiesel-säure-Reaktion (Alkali-Silica-Reaktion ASR) wahrscheinlich für die Gel-Bildung verantwortlich ist. Weitere Untersuchungen sind im Gang. Die radiochemische Analyse des Gels zeigt, dass es sich um ein Natriumsilikat handelt und dass es mit Cäsium-137 kontaminiert ist. Sowohl in den Konditionierungsverfahren für die Konzentrate als auch für die Harze wird Natriumhydroxid zugegeben, um Borsäure zu neutralisieren, bevor Zement, Sand, Wasser und Konzentrat gemischt werden.

Ein vergleichbarer Fall aus schweizerischen Kernanlagen ist dem ENSI bisher nicht bekannt. Im Sinne der Anforderungen der Richtlinie ENSI-B05 «Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle» erachtet es das ENSI jedoch als notwendig, die Übertragbarkeit dieses Vorkommnisses auf die Konditionierungsverfahren sowie auf entsprechende Abfallgebände aus vergangener Produktion in den schweizerischen Kernanlagen zu überprüfen. Das ENSI hat somit die Betreiber zu einer Stellungnahme zur Situation in ihrer Anlage mit allfälligen Massnahmen aufgefordert.

Die Betreiber der schweizerischen Kernanlagen haben die Übertragbarkeit des Vorkommnisses in ihrer Anlage beurteilt. Die Abfallgebände werden gemäss Richtlinie ENSI-G04 «Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente» jährlich inspiziert. Bei diesen Inspektionen wurde noch nie ein Austritt von Gel beobachtet. Die Betreiber werden zum heutigen Zeitpunkt keine Sofortmassnahmen treffen und möchten den Bericht mit der definitiven Ursachenabklärung aus Doel abwarten. Das ENSI hat nach Vorliegen des angekündigten Berichts mit der definitiven Ursachenabklärung eine aufdatierte Stellungnahme von den Betreibern gefordert.

2.4 Freisetzung aus einem Endlager

Im Februar 2014 kam es im US-amerikanischen Tiefenlager WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) zu zwei Vorkommnissen, einem Brand (05.02.2014) und einer Freisetzung von Americium und Plutonium (14.02.2014). Das WIPP ist ein Endlager für 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 500 m Tiefe eingelagert. Trotz Warnung durch ein untertägliches Messsystem und automatischer Umschaltung der Abluft auf ein gefiltertes System wurde ein geringer Anteil an den Filtersystemen vorbei in die Umwelt freigesetzt und konnte innerhalb und ausserhalb des WIPP-Areals nachgewiesen werden.

Die Untersuchungen der Vorkommnisse waren per Ende 2014 noch nicht abgeschlossen. Seit den Vorkommnissen hat sich das ENSI mit den dazu verfügbaren Zwischenberichten beschäftigt. Insbesondere wurde dabei geklärt, ob die Erkenntnisse aus beiden Vorkommnissen Auswirkungen auf ähnliche geplante Anlagen in der Schweiz oder auf die behördlichen Vorgaben und Richtlinien in der Schweiz haben. Der Abschlussbericht der US-Untersuchungskommission liegt gegenwärtig noch nicht vor, so dass auch das ENSI bisher noch keine abschliessende Bewertung der Vorkommnisse vornehmen konnte. Das ENSI wird über das Vorkommnis ausführlicher berichten, sobald diese Bewertung möglich ist.

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient zur ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie zur Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz durch die aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch. Um dieses Ziel zu erreichen, hat das ENSI im Jahr 2014 eine Strategie zur internationalen Zusammenarbeit erarbeitet.¹ Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welchen Schwerpunkten es sich annimmt.

Das ENSI verfolgt auf internationaler Ebene vier strategische Ziele:

1. Präsenz

- Das ENSI ist in den massgebenden internationalen Gremien für den Informations- und Erfahrungsaustausch, die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie die Harmonisierung der Sicherheitsvorgaben vertreten.
- Das ENSI übernimmt in diesen Gremien eine Vorreiterrolle für die ständige Verbesserung der nuklearen Aufsicht auf globaler Ebene und nimmt dadurch seine Verantwortung gemeinsam mit den weiteren relevanten Akteuren auf Bundesebene wahr.

2. Transparenz

- Das ENSI informiert die Öffentlichkeit über seine internationalen Aktivitäten. Dabei berichtet es über Ergebnisse internationaler Konferenzen, Entwicklungen in den Bereichen Wissenschaft, Technik, internationale Standards und Regelwerk sowie über Lehren aus Vorkommnissen in ausländischen Kernanlagen.
- Das ENSI veröffentlicht die periodischen Länderberichte der Schweiz zur Einhaltung internationaler Übereinkommen sowie die Berichte der internationalen Experten, die das ENSI oder die Schweizer Kernanlagen hinsichtlich Erfüllung der Anforderungen der IAEA überprüfen.

- Das ENSI setzt sich international dafür ein, dass die Erkenntnisse zu Themen der nuklearen Sicherheit transparent kommuniziert werden.
- Das ENSI setzt sich dafür ein, dass international ein offener und konstruktiver Erfahrungsaustausch stattfindet.

3. Kompetenz

- Die Mitarbeitenden des ENSI kennen den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik in ihren Fachgebieten.
- Das ENSI bringt seine Kompetenz in die internationalen Gremien ein, um die internationalen Sicherheitsvorgaben mitzugestalten und sich für sicherheitsgerichtete Anforderungen einzusetzen.
- Das ENSI fördert die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik durch Beiträge an die regulatorische Sicherheitsforschung und Mitarbeit in den wichtigen internationalen Fachgremien.
- Das Regelwerk und die Aufsichtstätigkeit des ENSI berücksichtigen die aktuellen internationalen Sicherheitsvorgaben, sowie die Lehren aus wichtigen Vorkommnissen und Inspektionsbefunden in ausländischen Kernanlagen.

4. Unabhängigkeit

- Die Schweiz erfüllt die Anforderungen der IAEA an die effektive Unabhängigkeit der staatlichen Aufsicht über die Kernanlagen und -Materialien vollumfänglich.
- Das ENSI konsultiert international anerkannte Experten, um Zweitmeinungen zu Aufsichtsentscheidungen einzuholen und diese fachlich noch breiter abzustützen.
- Das ENSI überprüft systematisch, ob das schweizerische Regelwerk für die nukleare Sicherheit und Sicherung den aktuellen internationalen Vorgaben entspricht, und es lässt periodisch von internationalen Experten überprüfen, ob es die Anforderungen der IAEA erfüllt.

¹ Siehe dazu: <http://www.ensi.ch/de/2014/09/17/ensi-gibt-sich-eine-strategie-fuer-internationale-zusammenarbeit/>

- Das ENSI setzt sich international dafür ein, dass die nuklearen Aufsichtsbehörden unabhängig gebildet werden und unabhängig handeln können.
- Das ENSI ermutigt die internationale Staatengemeinschaft, unabhängige internationale Überprüfungsmissionen der nationalen Aufsichtsbehörden und Kernanlagen durchzuführen.

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

Die Grundsätze dieser Übereinkommen werden in den sog. Safety Standards der Internationalen Atom-

energieagentur 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 20 Staaten getragen wird (siehe Kapitel 1.1.1), und die internationale Vorkommisdatenbank (International Reporting System IRS, siehe Kapitel 2), welche von der IAEA und der NEA gemeinsam geführt wird.

Auch in diesem Berichtsjahr stand die internationale Zusammenarbeit im Zeichen der Lehren aus dem nuklearen Unfall in den Blöcken 1 bis 4 des Kernkraftwerks Fukushima Daiichi, der sich infolge des Erdbebens und Tsunamis vom 11. März 2011 in Japan ereignete. In der Europäischen Union EU wurde die überarbeitete Richtlinie zur nuklearen Sicherheit verabschiedet und am 14. August 2014 in Kraft gesetzt. Die Richtlinie verfolgt das Ziel, die nukleare Sicherheit aufrechtzuerhalten und kontinuierlich zu verbessern. Ebenfalls hat die WENRA die Überarbeitung der Safety Reference Levels für bestehende Reaktoren im Lichte der Erkenntnisse

Abbildung 1:

Die 6. Reguläre Überprüfungskonferenz der CNS hat entschieden, einen Schweizer Vorschlag zur Änderung der Konvention an eine Diplomatische Konferenz weiterzureichen.
Quelle: IAEA.



aus dem Unfall in Fukushima abgeschlossen und im September veröffentlicht.² Im Rahmen der 6. regulären Überprüfungskonferenz des Übereinkommens über Nukleare Sicherheit (CNS) sind die von der Arbeitsgruppe zur Effizienz und Transparenz erarbeiteten Vorschläge zur Stärkung der CNS verabschiedet worden (Abbildung 1). Zudem hat die Konferenz entschieden, eine Diplomatische Konferenz einzuberufen, um einen Schweizer Vorschlag zur Änderung der Konvention vertiefter zu diskutieren. Diese führte schliesslich im Februar 2015 zu einer gemeinsamen Erklärung aller Vertragsparteien. Die internationale Zusammenarbeit ist ein Stützpfeiler der unabhängigen Aufsichtstätigkeit des ENSI. Bei der IAEA und der NEA wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsatz haben (siehe Anhang B). Für mehrere dieser Gremien organisiert das ENSI periodisch Veranstaltungen in der Schweiz. Zum internationalen Engagement hinzu kommen die Teilnahme von ENSI-Experten an internationalen Symposien sowie Besuche ausländischer Delegationen beim ENSI.

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

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Gremien und Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 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 in Wien statt. Die Schweiz erhielt dabei gute Noten. Unter anderem wurde das Verfahren gelobt, wie die Erdbebengefährdung für die Standorte der Kernkraftwerke in der Schweiz ermittelt wurde. Die Schweiz hat im PEGASOS Refinement Project ein Verfahren gemäss dem sogenannten SSHAC Level 4 angewendet, die höchste und damit anspruchsvollste Stufe eines international anerkannten Vorgehens. Als empfehlenswerte Praxis bezeichneten die internationalen Experten das seit vielen Jahren praktizierte laufende Nachrüsten der Kernkraftwerke und darüber hinaus folgende Punkte:

- die vertiefte Auseinandersetzung mit der Sicherheitskultur;
- der jährlich aktualisierte Aktionsplan Fukushima;
- das Externe Lager in Reitnau.

Die Überprüfungskonferenz hat auch zukünftige Herausforderungen für die Schweiz identifiziert, vor allem in Bezug auf die Restlaufzeit und Stilllegung von Kernkraftwerken:

- Die Fertigstellung von ENSI-Richtlinie G17 (kurz nach der Überprüfungskonferenz fertiggestellt und veröffentlicht, siehe www.ensi.ch);
- Nachrüstungen und Restlaufzeit des Kernkraftwerks Mühleberg KKM bis 2019;
- Personalsituation, Kompetenz und Motivation der Mitarbeitenden für die Restlaufzeit des KKM;
- Die anschliessende Stilllegung des KKM.

Die 6. reguläre Überprüfungskonferenz hat sich auch mit den Resultaten der Working Group on Effectiveness and Transparency befasst. Diese war ein Ergebnis der ausserordentlichen Konferenz vom August 2012. Die Arbeitsgruppe sollte Vorschläge erarbeiten, wie die Prinzipien, der Überprüfungsprozess und die Erstellung der Länderberichte des Übereinkommens gestärkt werden können. Die Gruppe hatte, unter massgeblicher Beteiligung des ENSI, im Zuge mehrerer Sitzungen während des Jahres 2013 einen ausführlichen Bericht erstellt, in dem 68 Verbesserungen für die CNS und dessen Überprüfungsprozess vorgeschlagen wur-

² Siehe dazu: http://www.wenra.org/media/filer_public/2014/09/19/wenra_safety_reference_level_for_existing_reactors_september_2014.pdf

Abbildung 2:
ENSI-Direktor
Hans Wanner an der
6. Überprüfungs-
konferenz der CNS in Wien.
Quelle: ENSI.



den. Diese wurden an der sechsten Überprüfungs-konferenz vertieft diskutiert und verabschiedet. Zusätzlich wurde der Schweizer Vorschlag zur Erweiterung von Artikel 18 der Konvention intensiv diskutiert (Abbildung 2). Der Vorschlag forderte die folgende Ergänzung des Vertrages:

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

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

Nach einer Abstimmung ist eine Mehrheit der anwesenden Vertragsparteien der CNS der Schweiz gefolgt und hat den Willen bekundet, die Konvention zu ändern. Eine Änderung der Konvention ist unmittelbar nur durch einstimmigen Beschluss aller Vertragsparteien möglich. Die Mehrheit reichte aber, um eine sogenannte Diplomatische Konferenz zum Schweizer Vorschlag herbeizuführen. Im Hinblick darauf wurde eine informelle Arbeitsgruppe ins Leben gerufen, die vom argentinischen Botschafter bei den Vereinten Nationen in Wien und vom Schweizer Botschafter bei den internati-

onalen Organisationen in Wien gemeinsam geleitet wurde. Basierend auf deren Vorarbeiten wurde bei der Diplomatischen Konferenz im Februar 2015 keine Änderung der Konvention, sondern eine gemeinsame Erklärung aller Vertragsstaaten beschlossen, deren Einhaltung bei zukünftigen Überprüfungs-konferenzen kontrolliert werden wird.

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

Ziel dieses internationalen Übereinkommens («Joint Convention») ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und zu erhalten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Vom 11. bis 22. Mai 2015 wird in Wien die 5. Überprüfungs-konferenz stattfinden, an der das ENSI die Schweiz vertreten wird. Der Schweizer Länderbericht wurde fristgerecht im Oktober 2014 bei der IAEA eingereicht.

Im Mai 2014 hat zusätzlich eine ausserordentliche Überprüfungskonferenz stattgefunden. Ihr Ziel war es, die Richtlinien zum Überprüfungsprozess und zur Erstellung der Länderberichte zu verbessern. Dabei wurden die folgenden Anpassungen vorgenommen, die von der Schweiz aktiv unterstützt wurden: Zum Überprüfungsprozess (INFCIRC 603):

- Mehr Transparenz für die Vertragsparteien in Bezug auf die Bewertungen aller Länder im Zuge der Arbeit der Country Groups (ohne diese öffentlich zu machen)
- Präzisierung der Bewertungen «gute Praxis» (Good Practices), «Verbesserungsvorschläge» (Suggestions) und «Herausforderungen» (Challenges);
- Organisatorische Neuerungen zur besseren Nutzung der bei den Überprüfungskonferenzen verfügbaren Zeit;
- Technische Fragen zur Aufschaltung der Länderberichte sowie von Fragen/Antworten auf der IAEA-Website.

Zu den Länderberichten (INFCIRC 604):

- Die Beschreibung von internationalen Überprüfungsmissionen und deren Ergebnissen;
- Bessere Berücksichtigung der Safety Standards der IAEA;
- Behandlung der bei der letzten Überprüfungskonferenz beim jeweiligen Land identifizierten Challenges und Suggestions;
- Beschreibung von Massnahmen zur Sicherstellung der Unabhängigkeit der Aufsichtsbehörden.

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 Jahre 2014 fanden zu diesem Abkommen keine spezifischen Aktivitäten statt.

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 162 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 eingesetzt. Das ENSI nimmt an den Sitzung des Gouverneursrates 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.

3.2.1.1 IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert (www-ns.iaea.org/standards). Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung ergeben. Die Safety Standards umfassen alle Themenbereiche

der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei hierarchische Stufen:

- In den 2006 publizierten **Fundamental Safety Principles** werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.
- Die **Safety Requirements** konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Diese Anforderungen sind als «Soll-Bestimmungen» formuliert.
- Die **Safety Guides** führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann. Sie sind nicht bindend. Eine Nichtanwendung der Massnahmen sollte aber begründet oder es sollte eine gleichwertige andere Massnahme ergriffen werden.

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

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat das ENSI nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Folgende Safety Standards wurden bei der IAEA im Berichtsjahr verabschiedet:

- GSG-5: Justification of Practices, Including Non-medical Human Imaging
- GSG Part 3: Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards

- SSG-26: Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition)
- GSR Part 6: Decommissioning of Facilities General Safety Requirements Part 6
- SSG-27: Criticality Safety in the Handling of Fissile Material
- SSG-28: Commissioning for Nuclear Power Plants
- SSG-29: Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste Specific Safety Guide
- SSG-30: Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants
- SSG-31: Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities
- TS-G-1.6: Schedules of Provisions of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2009 Edition)

■ NS-R-5: Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities

In Folge des nuklearen Unfalls im japanischen Fukushima einigten sich die Mitgliedsstaaten an der Generalkonferenz vom September 2011 auf einen IAEA Action Plan on Nuclear Safety. Mit diesem Aktionsplan bekennen sie sich zu – freiwilligen – Massnahmen, um die nukleare Sicherheit weltweit zu verbessern. Die Schweiz hat die Verabschiedung dieses Aktionsplanes begrüsst und arbeitet derzeit aktiv an der Umsetzung der einzelnen Massnahmen.

3.2.1.2 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Art. 2 Abs. 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [Das ENSI] lässt sich periodisch im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA durch externe Expertinnen und Experten überprüfen.»

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 (damals International Regulatory Review Team IRRT genannt). Die Empfehlungen aus dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 trugen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Erneut erfolgte eine Überprüfung der Schweiz im November 2011, an der 24 Experten aus 14 Nationen beteiligt waren. Die IAEA hat den Schlussbericht der Überprüfungsmission des Integrated Regulatory Review Service IRRS im Mai 2012 abgeschlossen. Darin sind 19 Hervorhebungen von guter Praxis, 12 Empfehlungen und 18 Anregungen enthalten (siehe auch www.ensi.ch ►Dossiers ►IRRS-Mission 2011). Das ENSI entwickelte im Jahre 2012 einen Massnahmenplan für die Umsetzung der Empfehlungen. Die Umsetzung der Massnahmen ist auf gutem Weg. Bis Ende 2014 sind fast alle an das ENSI gerichtete Empfehlungen realisiert worden. Der detaillierte Umsetzungsplan der IRRS-Empfehlungen ist auf der Website des ENSI ersichtlich: (www.ensi.ch ►Suchbegriff: IRRS Massnahmenplan). Derzeit bereitet sich das ENSI auf die im April 2015 stattfindende IRRS-Follow-Up Mission in der Schweiz vor.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für 22 Überprüfungsmissionen in andere Staaten zur Verfügung. Drei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Im Berichtsjahr hat das ENSI an den Missionen in Frankreich, den Niederlanden und in Süd-

korea teilgenommen, wobei letztere vom Stellvertretenden ENSI-Direktor Georg Schwarz geleitet wurde (Abbildung 3). Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer IRRS-Mission nach Grossbritannien.

3.2.1.3 IAEA-Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu den Themen Kernkraftwerke, Brennstoffkreislauf, Behandlung von radioaktiven Abfällen etc. Die meisten davon sind öffentlich. An zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken arbeitet das ENSI mit. 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 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 wich-



Abbildung 3:
Das Team der IRRS
Follow-Up Mission in
Südkorea.
Quelle: ENSI.

tigsten Daten sind im Internet unter www.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergeliteratur (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, Kernenergie recht 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 Berichtsjahr ist der US-Amerikaner William Magwood neuer Vorsitzender der NEA geworden.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Kommissionen. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) beschäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen der nuklearen Aufsicht, das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen

haben eine Reihe von permanenten Arbeitsgruppen und speziellen Gruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). 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

Zusammen mit dem Bundesamt für Energie vertritt das ENSI die Schweiz im Steering Committee. Dieses überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Jahre 2014 wurde unter anderem über Möglichkeiten zur engeren Zusammenarbeit mit Nicht-Mitgliedsstaaten diskutiert. Insbesondere mit China strebt die NEA eine verstärkte Kooperation an und hat deshalb eine Absichtserklärung auf dem Gebiet der Kernenergiesicherheit und Strahlenschutz mit der Chinesischen Aufsichtsbehörde NNSA abgeschlossen. Diese zielt darauf ab, Erfahrungen über Lizenzierung, wirksame Regulierung und Aufsicht der Kernanlagen auszutauschen. Die Vereinbarung betrifft auch die Zusammenarbeit bei der nuklearen Sicherheitsforschung, die Entwicklung des internationalen Regelwerks und die Durchführung von Analysen, die wesentlich für die sichere und umweltfreundliche Nutzung der Kernenergie sind. Neben unten aufgeführten Arbeiten der Kommissionen wurde auch die Sicherstellung der weltweiten Versorgung der Medizin mit Radioisotopen diskutiert, weil ein Teil der Reaktoren, in denen insbesondere das Isotop Molybdän-99 erzeugt wird, in den kommenden Jahren abgeschaltet werden soll.

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 hat die Arbeitsgruppe «Senior Level Task Group on Defense in Depth» den Entwurf zu einem Bericht erstellt, der sich mit den speziellen Herausforderungen des Konzepts der gestaffelten Sicherheitsvorsorge beschäftigt, wie beispielsweise extreme Naturereignisse oder andere Mechanismen für das Versagen mehrerer Sicherheitsebenen. Das fertige Dokument soll beim Juni-Treffen 2015 der CNRA zur Verabschiedung vorgelegt werden.

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 der Auslegung früher gebauter Kernkraftwerke gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Die WGOE möchte die Thematik von gefälschten oder zumindest verdächtigen Komponenten (non-conforming, counterfeit, fraudulent and suspect items NCFSI) in Zukunft vertieft behandeln weil in den vergangenen Jahren in einigen Mitgliedsländern solche Fälle aufgedeckt wurden. Dazu sollen in einer ersten Phase Meldekriterien und Prozesse des Informationsaustauschs zwischen den Behörden definiert 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. Im Jahr 2014 wurde zudem eine Inspektion im Rahmen des NPP Observed Inspection Programme (Inspektionen

mit Beteiligung von Inspektoren aus anderen Ländern) durchgeführt. Die Inspektion fand im KKW Sizewell B (UK) statt. Als Beobachter nahmen Teilnehmer aus den USA, Schweden und Spanien teil.

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. Der Bericht zur Kommunikationsstrategie von Aufsichtsbehörden liegt im Entwurf vor und soll im Sommer 2015 vom CNRA verabschiedet werden.

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 (WGHOE);
- Working Group on Fuel Safety (WGFS);
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFC).

Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFC 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:

- Zerstörungsfreie Untersuchung von Betonstrukturen (Non-Destructive Evaluation of Thick-Walled Concrete Structures);
- Methode zur Beurteilung der Widerstandsfähigkeit von Bauten gegen Flugkörper (Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by Missiles);
- Vergleich der in den Mitgliedsstaaten verwendeten Ansätze bezüglich Erdbebeneinwirkungen auf Kernanlagen (Seismic Input Definition for Nuclear Facilities, Current Practises);
- Verschiedene Arten der Vorspannung des Betons von Sicherheitsbehältern (Bonded or Unbonded Technologies for Nuclear Reactor Prestressed Concrete Containments).

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermo-hydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Jahre 2014 wurden insbesondere Berichte zum Stand der gefilterten Druckentlastung und zu Erzeugung, Transport und Management von Wasserstoff bei schweren Unfällen fertiggestellt.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr stand einerseits der Informationsaustausch der einzelnen Länder über ihre Tätigkeiten im Bereich PSA und die Finalisierung des Berichtes zur PSA von externen natürlichen Ereignissen (International Workshop on PSA of Natural External Hazards Including Earthquake) im Vordergrund. Zudem wurde ein Bericht zum Versagen von Komponenten der digitalen Leittechnik fertiggestellt.

Die WGHOFF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Si-

cherheit 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 Workshop zum Thema «Verhalten von Operateuren in Extremsituationen» vom ENSI organisiert.

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). 2014 wurde ein Überblicksbericht zu Kühlmittelverlust und damit verbundenen Störfällen in Brennelement-Lagerbecken verabschiedet (Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accident Conditions), ein weiterer Bericht zu Brennstoffschäden wurde aufdatiert.

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.

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 hat die RWMC zusammen mit CRPPH und ICRP Leitlinien veröffentlicht für Strahlenschutz im Bereich geologische Endlagerung.

Die IGSC beschäftigt sich mit dem Sicherheitsnachweis für ein geologisches Tiefenlager. Sie soll die Mitgliedsländer darin unterstützen, wirksame Sicherheitsnachweise auf solider wissenschaftlich-technischer Grundlage zu entwickeln. Zugleich ist die IGSC eine Plattform für den Austausch der internationalen Experten. Das Schwerpunktthema der IGSC im Berichtsjahr war die Behandlung von extremen geologischen Ereignissen im Sicherheitsnachweis für die Nachverschlussphase. Je nach geologischen Gegebenheiten kommen dabei in verschiedenen Ländern unterschiedliche Extremszenarien in Frage.

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. Das diesjährige Treffen fand zum ersten Mal in Moskau statt und wurde von Rosatom, der «Föderalen Agentur für Atomenergie Russlands», organisiert. Teil des Treffens war auch ein Besuch im staatlichen Forschungsinstitut Kurchatov in Moskau, in dem der erste Reaktor Russlands steht. Unter anderem wurden Fragen zu Vorbereitungsarbeiten für die endgültige Ausserbetriebnahme und zum Umgang mit schwachaktiven Abfällen aus der Stilllegung besprochen.

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der *Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)* zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 17 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 stiessen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland, Armenien und die Ukraine nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. 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. Ihr Auftrag lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren.

Im Berichtsjahr wurden die überarbeiteten WENRA-SRL für bestehende Kernkraftwerke publiziert. Die WENRA hatte im Anschluss an den Unfall von Fukushima Daiichi die RHWG beauftragt, im Hinblick auf die Lehren aus diesem Unfall die SRL zu überarbeiten. Die Überprüfung der Anforderungen wurde durchgeführt mit Schwerpunkt auf Naturgefahren, Integrität des Sicherheitsbehälters und Notfallmassnahmen. Die folgenden Herausforderungen wurden explizit angesprochen: Sicherheitskultur, Sicherheit der Abklingbecken, Anlagen mit mehreren Reaktoren, Notfallschutz, Bedarf für eine unabhängige und diverse Wärmeabfuhr sowie auslegungsüberschreitenden Bedingungen einschliesslich Sicherheitsmargen.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinien-ebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2014.

Im Berichtsjahr wurden auch SRL zu Anlagen für die Entsorgung von radioaktiven Abfälle publiziert. Die SRL sind so geschrieben, dass sie mit der EU-Richtlinie 2011/70/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle im Einklang sind.

Im Anschluss an die WENRA-Herbstsitzung in Stockholm fand ein Treffen der Vertreter von WENRA und HERCA statt (Heads of European Radiological Protection Competent Authorities, siehe Abbildung 4 und Abschnitt 3.3.4). Dabei wurde der gemeinsame

WENRA-HERCA 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. Der Ansatz enthält ein strukturiertes Vorgehen und bietet Hilfsmittel für gemeinsame Aktionen zwischen den Nachbarländern. Die Aufsichtsbehörden haben sich verpflichtet, auf internationaler Ebene mit den Behörden, die für den Katastrophenschutz für die Umsetzung der entsprechenden Massnahmen zuständig sind, zu kooperieren.

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.

2014 wurde Andy Hall von der britischen Aufsichtsbehörde (Office of Nuclear Regulation) als neuer Vorsitzender der ENSREG gewählt. Die Hauptaktivitäten der ENSREG im Berichtsjahr bezogen sich auf

Abbildung 4:
Gemeinsames
WENRA-HERCA
Meeting während
des WENRA-Herbst-
treffens 2014 in
Stockholm.
Quelle: SSM.



die Verabschiedung und Inkraftsetzung der revidierten europäischen Richtlinie zur nuklearen Sicherheit (European Directive on Nuclear Safety) sowie die Implementierung der nationalen Aktionspläne, die von den am EU-Stresstest beteiligten Staaten erstellt worden waren. Im April 2012 formulierten die internationalen Experten als Ergebnis des EU-Stresstests vier Hauptempfehlungen zu den Themen:

- Naturgefahren
- Periodische Sicherheitsüberprüfung
- Containment-Integrität
- Auslegungsüberschreitende Störfälle bei extremen Naturereignissen

Weiter wurde in der Richtlinie die Verpflichtung eingeführt, dass die Mitgliedsstaaten mindestens alle sechs Jahre eine Überprüfung bestimmter Sicherheitsfragen durch internationale Experten (Topical Peer Review) durchführen lassen. Die erste thematische Überprüfung findet im Jahr 2017 statt.

Das ENSI hat im Berichtsjahr den Statusbericht zur Umsetzung der Empfehlungen, die aus dem EU-Stresstest resultierten, bei der ENSREG eingereicht. Im April 2015 werden die Länderberichte im Rahmen eines mehrtägigen Workshops diskutiert und überprüft.

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 Belgien und hat ihre überarbeiteten Richtlinien verabschiedet. Sie sollen vor allem eine vertiefte Zusammenarbeit und den Austausch von guter Praxis zwischen den Mitgliedsstaaten ermöglichen. Weitere Themenbereiche waren die Gefährdungen und Bedrohungen im heutigen Umfeld, vor allem Extremismus und Cybergefährdungen.

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.

Das ENSI hat im Berichtsjahr den Vorsitz bei der WG Emergencies übernommen. Georges Piller, ENSI-Bereichsleiter für Strahlenschutz, leitet die Arbeitsgruppe. Zum gemeinsamen Bericht von WENRA und HERCA zum Notfallschutz siehe Abschnitt 3.3.1.

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 CFS-Hauptversammlung hat bei ihrem Treffen am 4.–5. September 2014 in Lyon ihr 25-jähriges Bestehen begangen. Dabei haben die Vertreter der Aufsichtsbehörden den grossen Nutzen des Informationsaustausches zwischen den beiden Ländern unterstrichen. Zum Abschluss des Treffens stand ein Besuch der Kernanlagen von Bugey unweit der Genfer Kantonsgrenze auf dem Programm. Da wurde der neu geschaffenen schnellen Eingreiftruppe im Nuklearbereich (Force d'action rapide du nucléaire FARN) vorgestellt. Diese Organisation muss im Falle eines Unfalls schnell intervenieren, die Mannschaft vor Ort verstärken sowie Hilfsmaterial herbeischaffen können. Während der Sitzung wurde weiter darüber berichtet, den Wissens- und Erfahrungsaustausch im Bereich der geologischen Tiefenlagerung noch weiter zu vertiefen. Es geht insbesondere darum, die Massnahmen bei der Überwachung von Tiefenlagern zu konkretisieren.

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 2014 führte die DSK in Spiez ihr 32. Jahrestreffen durch (Abbildung 5). Zentrale Themen der Tagung waren:

- die Berichterstattung der vier Arbeitsgruppen der DSK (Anlagensicherheit, Strahlenschutz, Notfallschutz und Entsorgung)
- die Diskussion über Alterungsfragen von Kernkraftwerken
- Vorkommnisse in Kernkraftwerken in Deutschland und der Schweiz
- der Stand des schweizerischen Sachplan-Verfahrens für geologische Tiefenlager.



Abbildung 5:
Die 32. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen DSK hat im Berichtsjahr in Spiez stattgefunden.
Quelle: ENSI.

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 14. bilateralen Nuklear-Experten-Treffens vom Juni 2014 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 Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen. Das erste Treffen hatte im November 2012 in Rom stattgefunden. Die zweite Sitzung der Kommission fand im Juni 2014 in Rom statt. Es wurde vor allem über Möglichkeiten zu vertiefter Zusammenarbeit in den Bereichen Entsorgung, Stilllegung und Notfallschutzplanung diskutiert.

3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

Zwischen der Schweiz und den USA bestehen bilaterale Verträge für die gegenseitige Unterstützung bei Fragen der Kernenergie-Sicherheit. Es handelt sich um das Rahmenübereinkommen zwischen der amerikanischen Aufsichtsbehörde United States Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC) und dem ENSI für den Austausch von technischer Information und die Zusammenarbeit in Belangen der nuklearen Sicherheit sowie das Umsetzungs-Übereinkommen bezüglich Teilnahme am NRC-Forschungsprogramm im Bereich schwerer Unfälle. 2012 wurde das Rahmenabkommen zwischen der NRC und dem ENSI für weitere fünf Jahre verlängert.

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

In seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt das ENSI Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Einzelfall kann das ENSI Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Die bisherigen R-Richtlinien werden laufend durch sogenannte A-, B- und G-Richtlinien ersetzt. A-Richtlinien beziehen sich auf die 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 2014 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 drei neue Richtlinien verabschiedet und eine Richtlinie revidiert. Darüber hinaus hat das ENSI Anhörungen zu zwei neuen Richtlinien, zu einer Neuauflage sowie zu einer Revision einer Richtlinie durchgeführt. Die Richtlinie HSK-R-35 «Aufsichtsverfahren bei Bau und Änderungen von Kernkraftwerken, Systemtechnik» wurde im Juli 2014 zurückgezogen. Ihre Inhalte wurden schrittweise durch Bestimmungen der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11), der Richtlinien ENSI-A04 «Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen» und ENSI-G01 «Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke» abgelöst sowie mit der Veröffentlichung der neuen Richtlinie ENSI-G09 «Betriebsdokumentation» obsolet. Die Richtlinie HSK-R-48 «Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken» wurde aufgrund der neuen Richtlinie ENSI-A03 per Ende Dezember 2014 zurückgezogen.

4.1 ENSI-G09: Betriebsdokumentation

Die neue Richtlinie ENSI-G09 regelt für Kernkraftwerke, Forschungs- und Entsorgungsanlagen den Inhalt und Umfang der Dokumentation gemäss Anhang 3 der KEV. Danach wird die Betriebsdokumentation in organisatorische Dokumente, technische Dokumente und Betriebsaufzeichnungen aufgeteilt. Diese Unterteilung liegt auch der Richtlinie zugrunde. Ebenso werden die Anforderungen an die Dokumentation nach der Verordnung vom 9. Juni 2006 über die Anforderungen an das Personal von Kernanlagen festgelegt (VAPK; SR 732.143.1). Die Richtlinie ENSI-G09 wurde am 30. Juni 2014 verabschiedet.

4.2 ENSI-G17: Stilllegung

Die im März 2014 verabschiedete Richtlinie ENSI-G17 präzisiert die im Kernenergiegesetz vom 21. März 2003 (KEG; SR 732.1) und in der KEV enthaltenen Bestimmungen zur Stilllegung. Sie regelt die Anforderungen an den Nachbetrieb und den Rückbau bzw. den sicheren Einschluss von Kernanlagen sowie die detaillierten Anforderungen an die Gesuchsunterlagen für die Stilllegung. Nicht Gegenstand der Richtlinie sind die Anforderungen an die konventionelle Arbeitssicherheit, die Entsorgung von nicht radioaktiven Abfällen sowie die Sicherstellung der Finanzierung der Stilllegung (vgl. dazu: Verordnung vom 7. Dezember 2007 über den Stilllegungsfonds und den Entsorgungsfonds für Kernanlagen, Stilllegungs- und Entsorgungsfondsverordnung, SEFV; SR 732.17).

4.3 ENSI-A03: Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken

Die im Oktober 2014 verabschiedete und ab 1. Januar 2015 geltende Richtlinie ENSI-A03 regelt das Vorgehen und den Umfang bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für Kernkraftwerke und Lager für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle mit einer eigenen Betriebsbewilligung auf dem Kernkraftwerksareal. Der Inhalt und die Struktur lehnen sich eng an den IAEA Safety Standard SSG-25 «Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants» an. Zudem werden die Safety Reference Levels der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) berücksichtigt.

Ziel der PSÜ ist die ganzheitliche sicherheitstechnische Beurteilung des Kernkraftwerks, die gemäss Kernenergieverordnung mindestens alle 10 Jahre vom Inhaber einer Betriebsbewilligung für ein Kernkraftwerk durchzuführen ist. Die Richtlinie stellt die Grundsätze zur Erstellung einer PSÜ dar, wozu insbesondere die Erstellung eines detaillierten Projektplans seitens des Betreibers gehört. Das zentrale Kapitel der Richtlinie umfasst den Inhalt einer PSÜ. Neu gegenüber der bisherigen Richtlinie HSK-R-48 sind die Themenblöcke «Sicherheitsnachweis für den Langzeitbetrieb» und «Gesamtbewertung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung». Die Gesamtbewertung der PSÜ soll in einem eigenständigen Bericht erfolgen, in dem die wichtigsten Ergebnisse und Erkenntnisse aus der PSÜ zusammenfassend dargestellt werden. Dieser Bericht ist zur Veröffentlichung vorgesehen.

4.4 ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen

Infolge der neuen Richtlinie ENSI-G17 «Stilllegung von Kernanlagen» wurden die Berichterstattungspflichten angepasst. Zudem wurde der von der schweizerischen Unfallversicherungsanstalt nicht mehr verwendete SUVA-Index AT30 als Mass für die Krankheitsquote ersetzt.

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 2014 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

Die Forschungsarbeiten zu **Naturereignissen, Stilllegung, Zwischenlagerung und Entsorgung** haben in den letzten Jahren an Bedeutung gewonnen, und dieser Trend wird sich voraussichtlich fortsetzen. Neben ausländischen Vorkommnissen bei Kernkraftwerken behandelt der vorliegende Bericht auch erstmalig Vorkommnisse bei der Entsorgung in anderen Ländern und die Lehren für die Schweiz.

Im Bereich der **geologischen Tiefenlagerung** wird zunehmend die Erdbebengefährdung thematisiert. Bei der Starkbebenforschung des Schweizerischen Erdbebendienstes ist dies ein Schwerpunkt 2014–2018, zudem plant das ENSI ein Experiment im Rahmen des Mont-Terri-Projekts zur Reaktivierung von Störungen.

Ein wichtiges Instrument des ENSI bei der Überprüfung von Sicherheitsanalysen der Kernanlagen ist die eigene, unabhängige Modellierung und Nachrechnung. Deshalb unterstützt das ENSI seit April 2014 ein Forschungsprojekt der Universität Bayreuth, in dem ein eigenes Berechnungsprogramm zur thermischen und mechanischen **Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern für abgebrannte Brennelemente** entwickelt werden soll.

In der Anfang 2015 gestarteten Projektphase SAFE-II werden mit den Arbeiten zu Rissbildung und -wachstum wichtige **Alterungsfragen** untersucht, welche für den sicheren Langzeitbetrieb der

Schweizer Kernkraftwerke von besonderer Bedeutung sind. Materialwissenschaftliche Fragestellungen bleiben einer der grossen Schwerpunkte im Forschungsprogramm.

Bei den **extremen Naturereignissen** fokussieren die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten insbesondere auf die Gefährdung der Kernanlagen durch Erdbeben und externe Überflutung. Ein neues OECD-Projekt soll das Verhalten von Stahlbetonwänden bei starken Erdbeben untersuchen. Gegenstand der Arbeiten im Rahmen der «Plattform Extremereignisse» PLATEX sind externe Überflutungen an den Flusssystemen von Aare und Rhein, für die 2015 die Hauptphase der von Bundesinstitutionen getragenen Studie EXAR starten soll.

Oggleich der Verlauf von schweren Reaktorunfällen kein Schwerpunktthema der ENSI-Forschungsstrategie ist, werden auch in diesem Bereich wichtige Arbeiten fortgesetzt. Die numerische **Simulation des Kernschmelzunfalls von Fukushima** im Rahmen des OECD-BSAF-Projekts geht 2015 in die zweite Phase. Die Berechnung der Vorgänge im Containment sowie des radioaktiven Quellterms und dessen Ausbreitung werden dabei im Vordergrund stehen. Bei der Auswahl der Forschungsprojekte wird neben den fachlich-qualitativen Aspekten weiterhin vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität haben.

Im Kontext der Forschungsarbeiten wird das ENSI die schon vor einigen Jahren begonnene, umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute internationale Vernetzung aufrechterhalten. Im Jahr 2014 konnten drei neue **ENSI-Richtlinien** zur Auslegung des Reaktorkerns, zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung von KKW und zur Stilllegung von Kernanlagen verabschiedet werden. Weitere neue Richtlinien, unter anderem zur systematischen Sicherheitsbewertung des Betriebs von Kernanlagen und zu Auslegungsgrundsätzen für Kernkraftwerke, werden derzeit bearbeitet.

Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebene

nen Mitgliedschaften und Abkommen ist die **internationale Vernetzung** des ENSI seit Jahren hervorragend. Das ENSI beteiligt sich aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA, darunter als Teil der Schweizer Delegation beim IAEA-Gouverneursrat, und bei 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.

Bei der Überprüfungskonferenz zur Convention on Nuclear Safety (CNS) setzte sich das ENSI 2014 insbesondere für verbindliche **internationale Vorgaben zur Verhinderung schwerer Reaktorunfälle**, stärkere **Transparenz** im Bereich der nuklearen Sicherheit und die vermehrte Durchführung internationaler **Überprüfungsmissionen** ein. Die Schweizer Delegation konnte erreichen, dass die internationale Gemeinschaft die **Sicherheit der Kernkraftwerke weltweit laufend weiter verbessern** wird. Im Rahmen einer Diplomatischen Konferenz zur CNS haben sich alle teilnehmenden Länder anfangs 2015 auf eine entsprechende Erklärung geeinigt. Das ENSI wird sich nun für eine konsequente Umsetzung dieser Erklärung engagieren. Nachdem das ENSI seine Arbeit im Jahr 2011 im Rahmen einer **IAEA-Mission** (IRRS) von internationalen Experten überprüfen liess, steht für 2015 die Nachfolgemission («Follow-up») an, in deren Rahmen die Fortschritte bei der Umsetzung der seinerzeit formulierten Empfehlungen überprüft werden. Ferner wird sich das ENSI weiterhin aktiv an den Aktivitäten im Rahmen des **EU-Stresstests** beteiligen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

Brennstoffe und Materialien

OECD Halden Reactor Project	119
SCIP II Program 2009–2014	129
SAFE	133
NORA-II	143
PISA-II	151

Externe Ereignisse

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	161
Earthquake Strong Motion Research	171
SMART 2013	181

Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS	191
LINX	205
MELCOR further development in the area of air ingress and the effect of nitriding	213
Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station	221
Risk Oriented Approaches and Melt-Structure-Water Interactions Phenomena in LWR Severe Accident	231

Strahlenschutz

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung	241
---	-----

Entsorgung

Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern	249
HM Experiment	257
Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps	265

OECD Halden Reactor Project

Author und Co-author(s)	W. Wiesenack, Ø. Berg
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Telephone, E-mail, Internet address	+47 69 21 22 00, www.ife.no/hrp
Duration of the Project	2012–2014

ABSTRACT

The OECD Halden Reactor Project is an undertaking of national organisations in twenty countries sponsoring a programme that provides key information for safety assessments and licensing as well as for the reliable operation of nuclear power stations. The programme is using the Halden reactor, the Kjeller hot laboratory, the Halden Man-Machine Laboratory, the FutureLab and the Halden Virtual Reality Centre for experimental work.

The activities in the Fuels & Materials area provide fundamental knowledge on the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. In 2014, twelve in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, ten tests were in preparation or underwent PIE. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or neutron fluence. The LOCA test series continued with PIE on a BWR fuel rod

which was ballooned without failing it. 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 2014, a guidance handbook for HRA practitioners has been completed. Conceptual mock-ups for new HSIs in Outage Control Centres have been developed. The technique for computation of remaining useful life (RUL) estimates of process equipment has been further developed. Software systems dependability addressed issues related to modernisation of digital I&C systems and the development of safety-critical software, ranging from requirements elicitation to final safety approval.

Project goals

The Halden Reactor Projects research programme is defined as framework for 2012–2014 [1] and in the detailed plan for 2014 [2].

The main goals of the R&D work in the fuels and materials area are to provide data on:

- fuel properties needed for design and licensing of high burnup reactor fuel
- fuel response to transients, in particular on phenomena occurring during loss-of-coolant accidents
- cladding creep, corrosion and hydriding to determine mechanisms and operational conditions that affect cladding performance, e.g. water chemistry issues
- stress corrosion cracking of reactor materials at representative stress conditions and water chemistry environments for plant lifetime assessments

The main goals of the R&D work in the MTO area are to:

- provide knowledge on how and why accidents occur, with the aim to prevent them from happening
- establish empirical knowledge about human potentials and limitations as operators in a control room setting based on experiments carried out in HAMMLAB and the VR Centre
- develop advanced information and support systems to enhance safety and assist operators in plant optimization, operation and maintenance
- develop methods and tools to improve the dependability of software based systems

Work carried out and results obtained

The results from the OECD Halden Reactor Project's research programme are in detail reported to the members in two annual status reports [3, 4]. Important activities are summarised below.

Fuels & Materials research

The Halden Reactor was in planned operation for about 191 full power days in 2014. Twelve experiments were irradiated at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while ten tests were in preparation or underwent post-irradiation examinations.

The activities in the programme on *Fuel safety and operational margins* reflect the fact that higher burnup and longer fuel cycles remain a priority for

utilities in their efforts to reduce operational and fuel cycle costs. The programme addresses

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

These subjects are studied in experiments designed and instrumented to provide concurrent data on several phenomena, e.g., fission gas release and thermo-mechanical properties. The irradiation may start with fresh fuel or use pre-irradiated segments from commercial nuclear power stations.

Two fuel performance experiments which started with fresh fuel continued irradiation in 2014 to accumulate burn-up before being subjected to power increases later on. One of them is IFA-676 whose objective is to compare fuel with enhanced grain size to standard fuel. The test originally contained six VVER fuel rods of which four have been unloaded for post-irradiation examination while the remaining two continue irradiation. Another test in this category is IFA-716 with the primary objective to study fission gas release mechanisms. The experiment contains six fuel rods with variations in grain size and doping concentration (0, 1000, 1600 ppm of CrO₂). The instrumentation also allows studying fuel densification and swelling. One of the six rods contains UO₂ fuel with BeO, leading to increased thermal conductivity and lower fuel temperatures compared to standard UO₂ fuel at the same power. So far, the UO₂-BeO fuel has shown no fission gas release and lived up to its promise. A power uprate is scheduled for 2015 to provoke fission gas release at extended burn-up.

The integral behaviour of pre-irradiated commercial fuel is studied in IFA-720. The instrumentation allows to measure fission gas release, pellet cladding mechanical interaction and fuel thermal performance. Power changes are accomplished by use of a helium-3 coil together with changes in reactor power. A test with fuel containing 8% gadolinium was performed in March 2014 implementing a stepwise temperature increase followed by 24 hours hold time at each temperature level. After

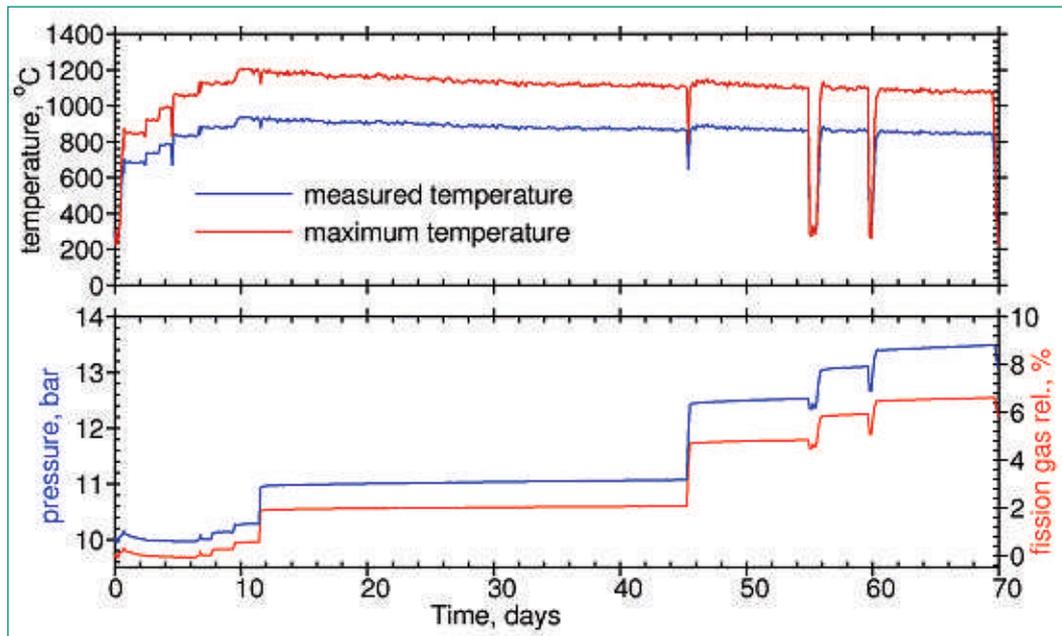


Figure 1:
Rod pressure and fission gas release in response to stepwise power increase

1% gas release was observed, the power was kept constant apart from some dips to open a path for released but trapped fission gas in the fuel column as shown in Figure 1. The onset of fission gas release seems to occur at somewhat higher temperature than observed for standard UO_2 fuel. The irradiation induced fuel creep rate derived from cladding elongation data indicated a ten times higher rate than shown by standard UO_2 fuel. The so-called high burn-up structure (HBS) develops in the periphery of UO_2 -based fuels due to a high conversion of U-238 to Pu-239 in this region. Such HBS fuel is produced in large quantities in a special irradiation rig, IFA-655, using fuel disks instead of pellets as shown in the neutron radiography (Figure 2) of a segment from this experiment. After burn-up accumulation, the fuel is subjected to power ramps and to post-irradiation examinations (PIE) in order to determine its thermal and mechanical properties. So far, three out of six segments have been tested, measuring fission gas release on-line. For the conditions tested (final temperature 1150 °C, burnup 113 MWd/kg), a

fairly uniform release of 11–13% was measured and confirmed by PIE.

Several separate effects tests are in progress. In these tests, certain phenomena are studied minimizing the influence of other phenomena which usually occur concurrently during irradiation. Fission induced creep of UO_2 and Cr-doped fuel is studied in IFA-701 as a function of varying fuel temperature and compressive stress at a fixed fission rate. The temperature independence of creep in the studied range of 400–800°C was confirmed, while a linear dependence on stress (30–60 MPa) was found. The experiment continued at increased temperatures (1100 °C) in 2014.

The objective of the PWR cladding creep test IFA-741 is to study the creep behaviour of modern fuel cladding alloys. Various levels of compressive and tensile stress are applied, and as in previous tests on the subject, recurring primary creep depending on the stress change and secondary creep depending on the stress level are observed.

Also related to cladding creep are the experiments on rod overpressure/clad lift-off in IFA-610.

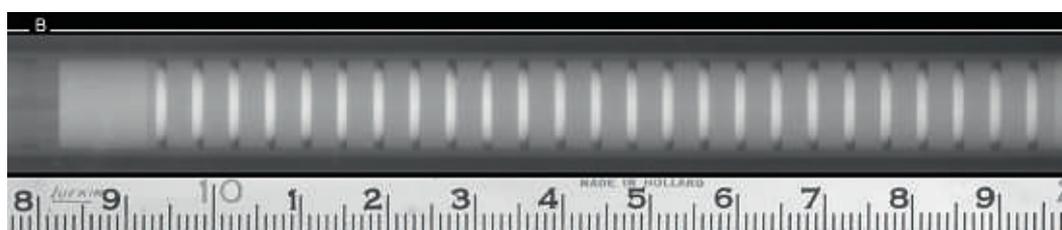
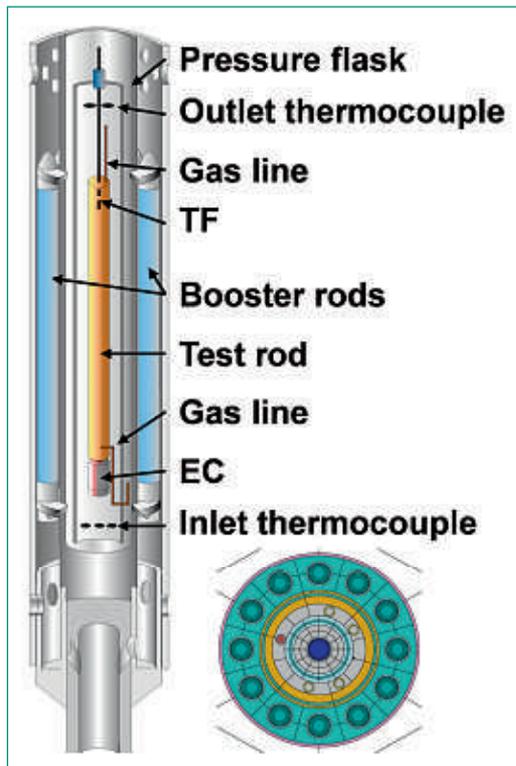


Figure 2:
Neutron radiography of an irradiated segment filled with fuel and molybdenum disks

Figure 3:
Schematic of the rig
for rod overpressure
testing



The design of the test rig (Figure 3) not only allows to measure the temperature response to rod pressure, but also to assess gas flow through the fuel stack, fission gas release and pellet-cladding mechanical interaction. The loadings 610.12 and 610.13 are intended to compare the response of stress relieved (SR) and re-crystallised (RX) materials to overpressure. IFA-610.12 completed irradiation in 2014 after having been operated for 5630 full power hours. Overpressure levels from +50 bar to +275 bar were applied, and a temperature increase was observed at over +125 bar.

The experimental work on fuel behaviour under accident scenarios continued with the post irradiation examination of IFA-650.14 which was executed in October 2013. The objective of this test was to achieve cladding ballooning without failure to see whether the temperature increase to about 800 °C is sufficient on its own to cause fuel fragmentation or whether the shock because of the sudden loss of pressure at rod burst is required as well. The test design and execution conditions were calculated by Grigori Khvostov from PSI, and the test was successful in that ballooning without failure was achieved as intended. PIE confirmed the first impression obtained by gamma scanning after the test: sufficient ballooning had been achieved and the fuel fragmentation pattern was similar to the patterns observed in 650.13 with intentional rod burst.

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

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

Irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) occurs under the combined effects of irradiation, stress and a corrosive environment. The programme focuses on studies of crack growth rate, crack initiation, effectiveness of ageing and degradation countermeasures, and irradiated materials characterisation.

Post irradiation annealing (PIA) treatments were applied to Compact Tension (CT) specimens prepared from 7.7 dpa 304L SS to determine if the annealing treatments would restore the specimens' resistance to IASCC. PIA at 500 °C for 6 hours and again for 25 hours reduced the loop density compared to the as-irradiated state (TEM work performed at VTT, Finland, [7]). Marked radiation induced segregation was found in the as-irradiated state while after 25 hours at 500 and 550 °C, very little segregation was detected at the grain boundaries. The crack growth rates measured on the PIA treated CTs and as-irradiated CTs were found to be similar, i.e., the annealing did not appear to restore the materials' resistance to cracking.

The PWR crack growth rate (CGR) test IFA-772, loaded in March 2014, generates long-term CGR data for irradiated CT specimens in PWR conditions with varying Li/B ratios and at high and low H₂ concentrations. During the first irradiation cycle, the loop was operated with 0.5 ppm Li, 0 B and ~2 ppm H₂, and the CTs were loaded to stress intensities of 11–13 MPa√m. Under these conditions, stable crack growth rates were obtained for CT3 (6–10 dpa CW316 SS, crack growth rate 10⁻⁷ to 10⁻⁶ mm/s). CT6 (5.9 dpa 304L SS) achieved a stable crack growth rate after the stress intensity was increased to 15.5–17 MPa√m (Figure 4). Comparing the crack growth rates to those measured on CTs prepared from the same material in the PWR study IFA-718 and in HWC in the BWR tests IFA-709 and IFA-745, it was found that the calculated K dependency is ~K⁶ which is higher than the ~K² dependencies that are often reported.

A test on crack initiation is conducted in IFA-733 with the objectives to develop a protocol for crack

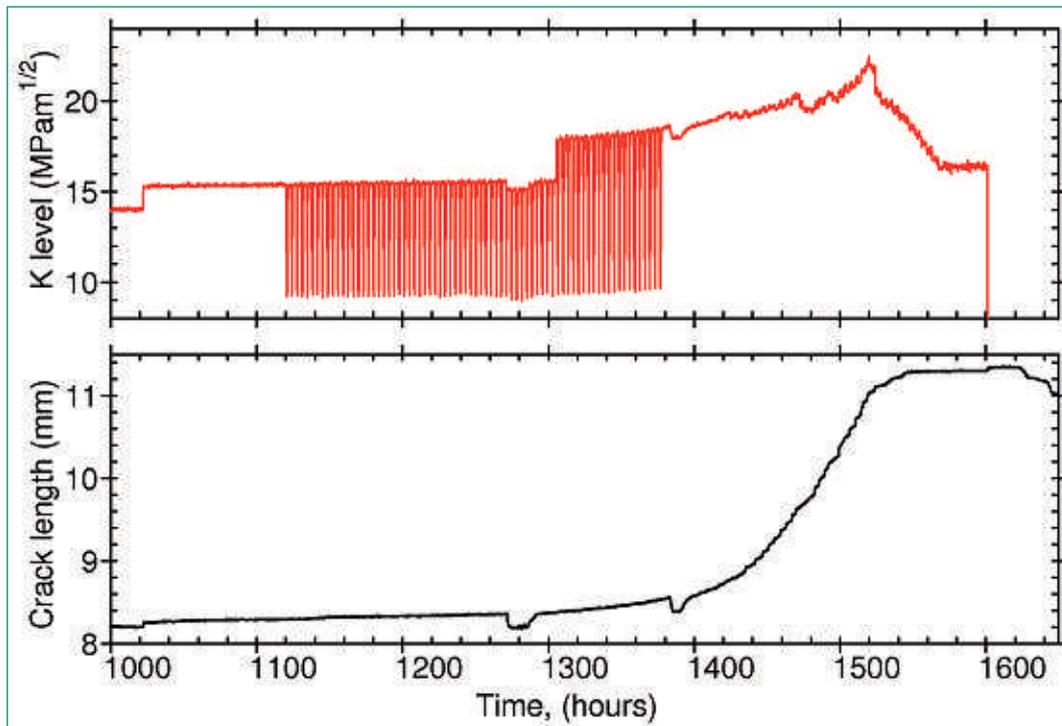


Figure 4:
Crack growth in
5.9 dpa 304L SS

initiation testing and to evaluate the benefits of Hydrogen Water Chemistry (HWC) in mitigating the initiation of cracks in irradiated (~13 dpa) 304L SS tensile test specimens by comparing the number of specimen failures occurring in Normal Water Chemistry (NWC; 5 ppm O₂) versus HWC (2 ppm H₂). Irradiation began in July 2011, and several load increases were implemented during the 14300 full power hours that the test has accumulated so far. The most recent specimen failure occurred at a load of 105% yield stress. Irradiation of IFA-733 will continue with unchanged chemistry conditions (NWC). Load step increases by 5% YS every ~2000 FPH will be continued.

The pressure vessel integrity study is aimed at the effect of neutron embrittlement on pressure vessel materials. The purpose is to obtain data on the use of Small Punch Test (SPT) specimens for deriving mechanical property data for reactor pressure vessel and core component materials. The test matrix consists of a total of 180 SPT specimens and 30 mini tensile specimens that were irradiated to two different fluence levels. Irradiation and testing has been completed and detailed results are presented in [8]. One finding is that the fracture area transition temperature (FATT) at the same fluence (dpa) is influenced by the irradiation conditions. This will be evaluated further.

Man-Technology-Organisation (MTO) research

The MTO research carried out at the Halden Project is based on the Halden Man-Machine Laboratory (HAMMLAB), a world-wide reference facility for human factor studies and advice on control room engineering. It provides the basis for studies on the performance of control room operators in complex and automated environments. HAMMLAB is complemented by the Virtual Reality Laboratory, a facility for rapid, interactive, high quality design of control rooms. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed. 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 2014 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 there-

fore a key area of research. The programme emphasises empirical research, with special focus on experiments in HAMMLAB. There is a strong focus on direct co-operation with active groups in the member organisations within this field of research. Main results:

- Human Reliability Analysis is one of the focus areas. Interviews with HRA practitioners have confirmed that operating procedures and other plant documentation are important to provide background information for the HRA. However, they have also stressed that visits to the plant and/or simulator to discuss scenarios with operating personnel are essential to ensure the HRA reflects the reality of the plant «as operated» rather than «as built». One of the biggest challenges for scenario analysis is to determine an accurate timeline and sequence of events for the scenario considered. An interesting finding was that, despite the fact that most HRA methods do not specify how scenario analysis should be conducted, most of the interviewees have over time adopted a similar approach, regardless of the different organisations that they work for, the different countries they work in, the different types of reactor or the different HRA methods that they use. A handbook for HRA practitioners has been issued containing practical guidance on how to perform scenario analysis, including advice and best practices implemented by experienced HRA practitioners.
- Resilient Procedure Use experiment. Traditional safety approaches with barriers and detailed emergency plans have greatly improved the reliability of safety-critical systems. However, Fukushima and similar industrial disasters have shown that pre-planned responses may break down during unforeseen events. In these situations, organisations, groups, and individuals must adjust their goals and strategies, and mobilise additional resources to enact the strategies. The

goal of the experiment was to find out how to develop reliable, yet at the same time resilient, emergency response strategies. The experiment focused on the role of the shift technical advisor (STA) and the availability of overview tools (procedure flowchart and large-screen display). While the data collection is still on-going, early indications based on gallery observations show performance variability among the crews; the effectiveness of the STA seems to depend on the degree of independence from the crew (STA performance might benefit from being separated from the crew); process and procedure knowledge seem to be critical factors for resilience; there were signs of fatigue as early as 45 minutes into the scenario, and this may affect the crew's problem solving; teamwork and communication seem to suffer as fatigue increases. We observed that the digital control room interface enabled new teamwork practices that seem to boost both the reliability and resilience of emergency operation by involving all four crew members in monitoring, peer-checking and problem-solving.

- An extensive observational field study on teamwork training has been performed covering three operational states (normal operation, outage, emergency). The teamwork competencies required by control room crews may be comprised under nine global headings: Attitudes, Communication, Coordination and planning, Decision Making, Intra-personal competencies, Leadership, Learning and teaching, Mutual support, and Situation awareness. The detailed competencies needed to fulfil the requirements associated with the global competence headings to some extent differ across the operational states. Partly different teamwork training techniques might be required to provide crew members with the best possible fundament for upholding resilience in teamwork across the

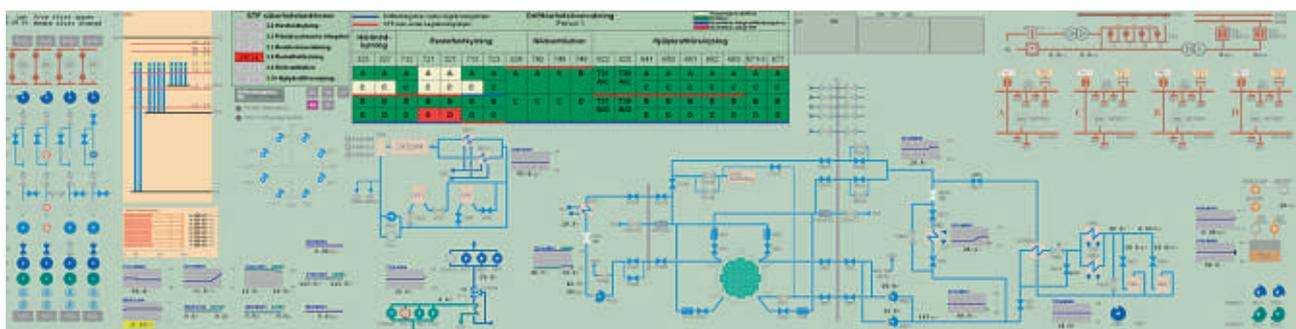


Figure 5: The large screen display during outages. The requirement in Technical Specification for Residual heat removal is not fulfilled (Red colour STF 3.8). Two cooling systems in sub D are not ready for operation as planned (shown in red colour).



Figure 6:
Field operator uses process information from process displays to regulate a valve in the field (VR-model). Right: Field operator takes a picture with the HCT of a leak in the field and sends it to the control room

three operational states. In addition to concrete input to training requirements, the results include a competence assessment tool, TESA (Team Self-Assessment), which the control room team can use to assess their own competence and find out where and to what extent improvements are needed.

Human System Interface work

The Project member organisations are very interested in research related to Human System Interfaces (HSIs) and in particular the innovative aspects going beyond traditional P&ID-based presentation. Modernisation of nuclear power plant control rooms is taking place in many countries, moving from panel-based control rooms into hybrid solutions. Utilising the full capabilities of computerised solutions and at the same time maintaining the human factors aspects are prioritised. Improved information presentation will contribute to safer and more efficient operation by supporting operators in process understanding and creating enhanced situation awareness.

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

- A large screen display for the outage period is designed and implemented. The display shows important systems during outage. It also includes automatic supervision of the status of safety systems and automatic supervision of requirements in the Technical Specification, see Figure 5. For the automatic supervision, several logical diagram sheets and a handling display are developed.

- Another issue is how to support safe and efficient cooperation between the field operator and the control room operators. A new HSI application – a handheld collaboration tool (HCT) has been developed and tested in an empirical study in HAMMLAB and the VRlab. Using the handheld device, it is possible to send and receive text messages, to access process information (from the process displays in the control room), and to access plant diagrams, plant photos and procedures. It is also possible for the field operator to take and send pictures or videos to confirm that he is manoeuvring the right object in the field, or to e.g. show the control room crew the size of a leak in the plant (Figure 6). The usability ratings of the new handheld HSIs were high, and the field operators stated that they had better process overview using this tool. The Virtual Reality solutions used gave concrete input to training in Augmented Reality (AR) and VR.

Control Centre Design and Evaluation

- Current integrated system validation (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. The goal is to develop a new ISV methodology with improved indicators of the control room's contribution to plant safety, with improved indications of how control room elements drive specific performance issues, and that it can be used for both new and modernised plants. The objectives are to identify and describe

Figure 7:
Overview of elements
to be evaluated
during ISV



a model, related to plant safety, of the main performance issues and the main control room elements of integrated control room performance (Figure 7). The identification and description of these factors shall provide a basis for the development of a criterion-referenced approach (CRA) for performance based evaluation of control rooms, and will give knowledge of plant safety related issues to incorporate into test scenarios and performance measures during ISV. The ISV project completed the data collection for the first test version of the new SCORE (Supervisory Control and Resilience Evaluation) measure.

- Modernisation experiences in NPPs are of interest to many utilities. A survey was first carried out collecting information from various modernisation projects. In June 2014 the Halden Project organised a workshop discussing the topic in detail. The data obtained from the survey and the workshop revealed main issues and good practices in past/current modernisation projects. An analysis of the identified challenges revealed that they were often related to planning matters – such as defining an adequate schedule; recruiting all the necessary competences; or communicating main objectives efficiently. Considering the relevance of this topic, and based on the recommendations that resulted from the workshop, a tool has been proposed that could assist the project team during the planning stages of modernisation projects. The suggested planning checklist includes items regarding: Motivations and Scope; Involvement of Roles and Competences; Project Plan; HSI Design; Human Factors Engineering (HFE) Tasks; and Monitoring and Training.

Condition Monitoring and Maintenance Support

A number of computerised system and applications have been developed through the years at the Project to benefit safety and economy in operations and maintenance (O&M). Their potential and advantages have, however, not yet been fully realized in the nuclear field as they have in other domains. The need to reduce O&M costs and

increase productivity, while maintaining adequate safety, is one of the main drivers behind most current and future plant modernisation projects.

- A technique for evaluating the uncertainties of reconciled values has been developed. Distributions of measurement errors are estimated from observed time series data. Principal Component Analysis (PCA) is used to identify process variability modes observable in several measurements. These fluctuation modes are then subtracted from observed data to generate time series representing variability local to each measurement and consequently to estimate the distributions of measurement errors. Uncertainty estimates for the reconciled values are then computed using Monte Carlo simulation, which facilitates taking both non-linearities and different distributions of measurement errors into account.
- The cooperation with the Loviisa NPP, Finland, has continued in developing their plant wide thermal performance monitoring and optimisation (TEMPO) model. The results and experience from this cooperation are very valuable feedback to our development work with respect to understanding the issues when applying these types of systems in practical applications.
- A methodology has been developed for estimating when to change air filters at a nuclear facility. The pressure drop development is identified as the sum of components describing physical phenomena of different time scales (gradual accumulation of particles, sporadic large aerosol emissions, seasonal variation), which considerably improves modelling accuracy. The computational technique will enable NPPs to estimate the Remaining Useful Life (RUL) of air filters more than a year ahead. This enhances the facilities' ability to plan ahead and optimize their maintenance schedule. It can also reduce radioactive waste.

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 was carried out on a number of important aspects related to the development of safety-critical software, ranging from requirements elicitation to final safety approval. The interviews of nuclear regulators on safety demonstration and justification were completed and the material collected has been reviewed and structured. Difference and similarities in the licensing processes have been pointed out, as well as known and foreseen challenges.
- A Halden Project workshop on safety demonstration and justification of DI&C in Nuclear Power Plants (NPP) was conducted March 13th–14th 2014 at U.S.NRC in Washington D.C. The objective of the workshop was to discuss the most important challenges of safety demonstration of DI&C systems as identified through interviews with nuclear regulators, and further directions for a safety demonstration framework have been suggested.
- Several techniques have been analysed for their support of product and process failure analyses, including a range of testing techniques. The safety and security requirements elicitation method CHASSIS (Combined Harm Assessment of Safety and Security of Information Systems) has been evaluated in several studies and refined accordingly.

National Cooperation

The Fuels & Materials programme is supported by LOCA calculations performed at PSI; in particular regarding the specification of the conditions of the LOCA tests using segments from the Leibstadt NPP. PSI is supporting a PhD thesis on «Modeling of fuel fragmentation, relocation and dispersal during Loss-of-Coolant Accident in Light Water Reactor». PSI is also actively using other Halden reactor experiments, e.g., the rod overpressure/clad lift-off test.

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful for HRA practitioners, the Halden Project has established close contact with HRA specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and

ENSI in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also taking part in the NEA work group, WGRISK, on HRA information exchange where also the Halden Project is participating, and this further enhances the cooperation with PSI in this area.

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.

The Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held at Røros, Norway, 7th–12th September 2014 with 270 participants from member organisations. There were several participants from Switzerland providing a good opportunity for exchanging information with the international community on key research topics within the Fuel & Materials and the MTO.

Assessment 2014 and Perspectives for 2015–2017

The activities in 2014 of the Halden Project progressed mostly according to schedules. Several workshops and seminars were arranged to guide the current program and to help shaping future activities.

The experiments in the Halden reactor have provided valuable data on the behaviour of reactor fuel and materials during both normal operating conditions and transients which are used to improve and validate safety analysis codes. The experiments in HAMMLAB have provided useful data for HRA modelling and to technical bases for human factors guidelines for design and evaluation of control room solutions and human-system

interfaces. Methods and systems developed for plant surveillance and optimisation have been taken into use in NPPs in member countries.

The joint programme of the OECD Halden Reactor Project is agreed upon for three years. 2014 is the last year of the 3-year period 2012–2014 in accordance with the 2012–2014 framework programme [1] and the annual programme for 2014 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme proposal for the coming 3-year period 2015–2017 has been defined [5], and the annual research programme for 2015 [6]. There are currently 20 member countries and the Project continues to look for new members to join.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2012–2014, HP-1303
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2014, HP-1398
- [3] Status Report January – June 2014, HP-1430
- [4] Status Report July – December 2014, HP-1453 (to be issued in 2015)
- [5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015–2017, HP-1390
- [6] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015, HP-1431
- [7] M. Ivanchenko, J. Pakarinen, W.Karlsen, T.M. Karlsen, «TEM Examination of Post Irradiation Annealing on 7.7 dpa AISI Stainless Steel», EHPG meeting, Røros, September 2014
- [8] M. Březina, J. Petzová, L. Kupča, «Mechanical properties of VVER-440 reactor pressure vessel steels after irradiation in the Halden reactor», EHPG meeting, Røros, September 2014

SCIP II Program 2009–2014

(Progress report year four)

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

ABSTRACT

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 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 avail-

able for this program, including advanced pellet materials with different types of dopants and additives. Pellet behaviour was investigated on non-failed ramped rods in order to get insights into processes that impact PCI performance of standard, doped and additive fuels.

Data from about 1100 ramp tests performed in the Studsvik R2 reactor between 1970 and 2005 were compiled and analysed, identifying some beneficial features and general trends.

Results from the examination of fuel from 34 power ramp tests were analysed in order to assess the performance of different pellet types during power transients.

Project was concluded by releasing the final report in October 2014.

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 organisations, 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 (pellet-cladding interaction, PCI), equipment simulating in-core conditions was significantly improved.

From the very beginning, SCIP I focused on cladding studies. Studies on pellet-related parameters were in general not considered. Early in SCIP I it became obvious, that pellet properties, dramatically changing with burnup, need to be considered as well in an integral description of PCI/PCMI. Furthermore, all fuel suppliers were also in the process of developing advanced fuel types. One of the expected advantages of these new fuel types was to reduce and mitigate the risk for PCI. Therefore, 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 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 pellets with and without different types of additives.

Work was performed in four tasks:

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

Historic data from ramps performed at Studsvik under various programs were collected and analysed.

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

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.

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

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. Additionally, the effect of different ramp profiles on PCI was investigated.

■ **Task 3: Hydrogen induced failures**

Hydrogen embrittlement and delayed hydride cracking were studied in SCIP I. In SCIP II, local mechanical properties of hydrides and of the matrix in the vicinity of hydrides were measured, using nanoindentation. The effect of hydrides and of hydrogen in solid solution on creep/relaxation behaviour was studied as well. This issue is related to PCMI during transients, where hydrogen may affect cladding relaxation.

A modelling workshop was organised in three parts with eleven participants providing their modelling efforts on identifying the beneficial impact of a slow power ramp on PCI performance.

The SCIP II program review group received frequent information updates on the LOCA test program performed by Studsvik on behalf of the U.S.NRC. In that work, single-rod integral LOCA tests were performed, basically following the same procedures as applied by the Argonne National Laboratory in earlier campaigns. Significant fuel fragmentation, relocation and dispersal occurred during the tests with higher burnup fuel (just above 70 MWd/kgU).

Objective

The overriding objective of the continuation of the SCIP programme (SCIP II) is to contribute to more reliable fuel, by further deepening the understand-

ing of mechanisms leading to fuel failures driven by pellet-cladding mechanical interaction (PCMI) and pellet-cladding interaction (PCI).

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

Task 0: Review of Existing Studsvik Ramp Data

In-pile ramp testing is one of the most important integral test methods to evaluate fuel performance during transients. Over the years, a large number of ramp tests have been performed in the R2 reactor at Studsvik. The objective of this task was to collect, review and make available data from ramp test programs performed in Studsvik. The list of data to be compiled was discussed at several SCIP meetings and approved by all participants. In this way, SCIP II participants get a common dataset that can be used for comparisons of different fuel/cladding types and for high-level analyses.

The work included:

- Collection of ramp data from about 1100 ramp tests performed in the Studsvik R2 reactor between 1970 and 2005.
- A review of the data, applying some statistical tools.
- Illustration of ramp results dependencies to different ramp and rod parameters.
- Identifying general trends and correlations of ramp results to ramp and rod parameters, to the extent possible, considering the large scatter of ramp results.
- Issuance of report and Excel file.

The objectives of Task 0 were fulfilled as data from ramp test programs performed in Studsvik were reviewed and made available.

Task 1: Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI)

PCMI is the mechanical driving force for the three fuel failure mechanisms delayed hydride cracking (DHC), pellet-cladding interaction (PCI), and hydrogen embrittlement (HE). For a given power increase, the cladding strain is determined by the initial pellet and cladding conditions as well as the pellet expansion. The cladding stress is in turn mainly determined

by the strain exerted by the pellet, by structure effects (contact at pellet to cladding interface, geometry discontinuities, ...) and the stress relaxation behaviour of fuel and cladding.

The objective of Task 1 was to assess the performance of different pellet types during power transients. In addition to standard fuel, additive pellets (Al-Si, Al-Cr, Cr, Cr-Al-Si) as well as gadolinia, MOX, high density UO₂, large grain pellets and pellets with different geometry were studied.

Ramp tests and examinations focused on dimensional changes and the relations between different parameters like burnup, linear heat rate, pellet temperature, hold time and pellet type.

Task 1 included results and analyses from 34 ramp tests and related postirradiation examinations (PIE). Twelve power ramp tests were performed in the Halden test reactor together with PIE before and after the ramp tests. PIE included measurement of cladding diameter, fission gas release (FGR), pellet/cladding cold gap assessment with a non-destructive method and pellet density as well as characterisation by light optical microscopy (LOM). In addition, results from eleven ramp tests performed within bilateral programs were included as voluntary contribution from participants, and results from eleven ramp tests performed within SCIP I were evaluated.

Radial fuel temperature profiles were estimated with the Halden code FTEMP3, considering thermal conductivity evolution with burnup as well as Pu and Gd content, but no other effects like, e.g., the impact of dopants and additives.

Some of the ramp rodlets were tested with a short hold time of about one minute and some with a hold time of several hours. By comparing the results of ramps with short and long hold times, changes of fuel characteristics during the ramp step and during hold time could be assessed separately.

Fuel and cladding changes during the ramp step and during the hold time were quantified and can hence provide necessary information for future understanding and modelling.

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

The objectives of Task 1 were fulfilled and data from the tests performed in Studsvik were made available.

Task 2: Pellet Cladding Interaction (PCI)

PCI failures are caused by stress corrosion cracking, where the stress corrosion chemical agent is believed to be one of the fission products, notably iodine. The cracks are initiated at the inter-pellet plane, at the inner surface of the cladding and propagate outwards through the cladding wall.

PCI failures depend on several factors. These include power ramp parameters such as rate and level of local power step changes, as well as the integral pellet-cladding state when the power transient occurs. The main parameters affecting pellet-cladding state are burnup (fission product generation, neutron bombardment) and local power history (temperature). These parameters in their turn affect the pellet dimensions (e.g. pellet-cladding gap closure, creep properties), microstructure and the movement of generated fission products (fission gas bubble formation, etc).

The sensitivity of the cladding to PCI can be tested by means of in-pile ramp testing as well as out-of pile mechanical testing using a mandrel technique. Both methods were used within the SCIP II program.

The fuel pellets investigated in this program were subjected to extensive characterisation, using a wide range of PIE analytical techniques.

The main objectives of this task were to investigate and quantify local differences in chemical composition in different irradiated pellet types, to perform parametric studies on PCI behaviour with different simulated pellet crack patterns, and to study the impact of different ramp sequences on PCI behaviour.

The objectives of Task 2 were fulfilled, as we were able to map the local differences in chemical composition in different pellet types, to establish parameter impact on PCI behaviour with different pellet crack patterns, and to quantify the impact of different ramp profiles on PCI behaviour. In addition, it was demonstrated that the mandrel test technique can reproduce the plastic strain to failure obtained during a ramp test. The results of the tests performed and the reports were made available.

Task 3: Hydrogen Induced Failures

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

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

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

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

The task is completed and all the reports have been released.

International Cooperation

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

Publications

With the results achieved in the program the following publications have been prepared during the latest years and presented at the LWR Fuel Performance Meeting TopFuel 2013 and 2014:

Microstructural and Chemical Characterization of Ramp Tested Additive Fuel

- Daniel Jädernäs, Francesco Corleoni, Anders Puranen, Michael Granfors, Gunnar Lysell, Pia Tejlund (Studsvik Nuclear AB)
- Dan Lutz (Global Nuclear Fuel)
- Lars Hallstadius (Westinghouse Electric Sweden AB)

Fuel Rod Performance and Failure Prediction During Power Ramp

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

Towards Understanding Beneficial Effects of Slow Power Ramps

- V.I. Arimescu (Areva)
- J. K-H. Karlsson (Studsvik)

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

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, J. Bai, S. Ritter, S. Roychowdhury, P. Spätig
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://www.psi.ch/lnm/
Duration of project (from–till)	January 1, 2012 to December 31, 2014

ABSTRACT

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

Sub-project-I – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: Hydrogen in the range of 1.6 to 5 ppm in the RPV steel resulted in embrittlement during tensile tests in air; both at 25 and 288 °C and the embrittling effects were more significant at 25 °C and at higher hydrogen concentrations. Maximum effects were observed at strain rates of 10^{-5} to 10^{-4} /s and 10^{-3} to 10^{-2} /s at 25 and 288 °C, respectively. The coarse grain heat-affected zone (CGHAZ) was more susceptible than the base metal. Hydrogen moderately reduced the initiation fracture toughness in air at 288 °C by a factor of 2. The exposure to high-temperature water at 150 and 288 °C resulted in a significant reduction of the upper shelf initiation toughness by a factor of 5 to 9. At 150 and 288 °C, fracture occurred by stable «ductile» crack growth. So far, rapid, unstable crack extension was observed in specimens with CGHAZ microstructure only, although the reduction of initiation toughness was similar as in base metal.

Detailed fractographic analysis revealed that toughness reduction is related to (hydrogen-induced) extensive localization of plastic deformation and not to a microscopically brittle process.

Sub-project-II – Environmental-assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: 1. Mean stress:

As expected, the EAF life was increased and reduced with moderate compressive and tensile mean stress, respectively. However, at high tensile mean stress a higher fatigue life was observed than at zero mean stress. Furthermore, strong effects of moderate tensile mean stress are observed close to the environmental stress amplitude thresholds. In the investigated range, the SWT mean stress correction works fairly well or produces slightly conservative results for compressive mean stress. Close to stress amplitude thresholds for environmental effects and at high tensile mean stress the environmental reduction of fatigue life is massively under- and overestimated by the SWT correction, respectively. 2. Load history: The EAF life under block sequence and single over- & under-loading conditions in high-temperature water was moderately shorter or significantly longer than predicted by a simple linear damage accumulation rule (Miner rule) and corresponding constant load amplitude tests. Environmental effects may occur below the environmental stress/strain threshold from constant amplitude load tests or could completely vanish under suitable loading conditions and histories.

Sub-project-III – SCC in DMW: Fast SCC in the cm/a-range into the low-alloy RPV steel cannot

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

Sub-project-IV – SCC Initiation in Ni-base alloys and LAS: The PhD thesis on the effect of hydrogen on SCC initiation and subsequent short crack growth in Ni-alloy weldments in BWR environment was started in 9/2013. The multiple specimen SCC initiation facility system

is fully operational since December 2014. A detailed literature survey on SCC and hydrogen effects in Ni-base alloys and the potential underlying mechanism was performed and summarized in a comprehensive internal report. Coupon specimens that were exposed to high-temperature water at different dissolved hydrogen (DH) levels seem to confirm the theoretical Ni/NiO phase transition boundary in Alloy 182 at 274 °C at around 253 ppb DH. 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.

1. Introduction

With regard to the new nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (30 to 45 years), the current focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing [1].

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

(PWR) in a wide range of SS, nickel-base alloy, carbon and LAS PPBC in the last three decades. Critical components are thus periodically inspected by non-destructive examination to detect defects before they reach a critical size necessary for rapid fracture. [2–4]

An accurate knowledge on the degradation of the toughness and fracture properties of these materials during service and of the system conditions 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 project (2012–2014) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of EAC and environmental effects on fatigue and rapid fracture in safety-relevant PPBC [3]. It consists of four sub-projects (Table 1) and deals with environmental effects on fracture and fatigue, stress corrosion

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

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

cracking (SCC) in dissimilar metal welds (DMW) and basic studies on SCC initiation in LWR environments [3]. The technical background and the objectives of the individual sub-projects were discussed in detail in the SAFE project proposal [3]. SAFE also contributes to the maintenance of an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Furthermore, the generated know-how is made available to ENSI for expertise work and on-call projects.

3. Performed Work and Results

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

Fracture toughness and tearing resistance are material properties, which not only depend on microstructure or loading conditions (e.g. strain rate or constraints) but are also strongly influenced by the environment in which the cracking occurs. Except for temperature and irradiation, the effect of environment on fracture behaviour of PPBC has not been taken into account in the nuclear power industry. There is now growing experimental evidence that the fracture resistance of most structural materials might be degraded by reactor coolant (hydrogen) effects in the LWR operating regime [3–7]. Hydrogen pickup in structural materials in LWR occurs due to contact with hydrogen containing reactor coolant (hydrogen from radiolysis and intentional additions) and corrosion reactions. The hydrogen level reaches equilibrium bulk concentrations of several ppm within a few weeks or months at 300 °C, which is high enough to affect their mechanical properties [3–7]. Although the hydrogen content in primary PWR water is significantly higher than in BWR coolants, similar or even higher concentrations of absorbed hydrogen occur in BWR components, especially in crevices/cracks with aggressive occluded crevice chemistry.

This sub-project aims to establish the role of the environment and hydrogen on the fracture and mechanical behaviour of RPV steels in the LWR temperature regime and identify critical combinations of metallurgical, environmental and loading conditions, which may result in significant environmental and hydrogen effects. This work is supported by the PSI Fellow Program (EU-Cofund) [4] and mainly covered by our Post-Doc Dr. S. Roychowdhury from BARC (India), who started to work in our group in February 2013.

A literature survey on hydrogen and environmental effects on mechanical and fracture properties in LAS was performed and summarised in a comprehensive report [8] in 2013. The limited data in the LWR temperature regime confirmed potential hydrogen and environmental effects and the need for further more systematic studies.

Tensile properties of a RPV steel (22 NiMoCr 3 7) in two different microstructural conditions (bainitic base metal (BM) and simulated coarse grain heat-affected zone (CGHAZ) of welds) was characterized in air at different strain rates (10^{-1} to 10^{-5} /s) and temperatures (25 and 288 °C), with hydrogen in the range of 0–5 ppm. The upper shelf initiation toughness was estimated in air by performing elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests, using BM and CGHAZ specimens at different temperatures (25–288 °C), with and without hydrogen. EPFM tests were also done in hydrogenated and oxygenated high-temperature water for both of the microstructural conditions. Tests were complemented by detailed post-test evaluations on the fracture and deformation mechanism by optical, scanning and transmission electron microscopy. The interim results are summarized in a conference and journal paper [9, 10].

Hydrogen in the range of 1.6 to 5 ppm in the RPV steel resulted in embrittlement during tensile tests in air, both at 25 and at 288 °C, whereas the embrittling effects were more significant at 25 °C and at higher hydrogen concentrations. Maximum effects were observed at strain rates of 10^{-5} – 10^{-4} /s

and 10^{-3} – 10^{-2} /s at 25 and 288 °C, respectively. The CGHAZ simulated microstructure was more susceptible than the base metal and tensile test results indicated that at 288 °C the higher strength influences embrittlement susceptibility to a greater extent than the coarser grain size. Furthermore, the hydrogen trapping at inhomogeneously distributed (oxide) 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 $\sim 45^\circ$ to the loading axis, Figure 1) that, besides micro-void coalescence, additionally involved various amounts of quasi-cleavage and secondary cracking, as well as macro-void ($> 100\mu\text{m}$) formation. This is a clear indication of hydrogen-induced enhanced local plasticity.

The first EPFM screening tests with significant variation of various experimental parameters revealed the following preliminary results: The initiation toughness values by the stretch zone width method were very similar to those derived with the ASTM E1820 procedure. The corresponding values revealed by the reversed direct current potential drop method were often significantly lower (up to a factor of 3) and showed less scatter.

In the investigated loading rate range (load line displacement rates of 0.25 to 0.35 mm/min), hydrogen moderately reduced the initiation fracture toughness in air at 288 °C by a factor of 2. At the same loading rate, the exposure to high-temperature water at 150 and 288 °C resulted in a significant reduction of the upper shelf initiation toughness J_Q (and tearing resistance) by a factor of 5 to 9 depending on the exact test conditions (Fig-

ure 2). The toughness reduction in oxygenated and hydrogenated high-temperature water at 150 and 288 °C was similar and additional in-situ hydrogen charging did not further reduce the toughness indicating a dominant effect of the corrosion-induced hydrogen uptake. The reduction in high-purity neutral BWR water ($\text{pH}_{288^\circ\text{C}} \sim 5.7$) seemed to be a factor of 2 lower than in the slightly alcaic PWR water ($\text{pH}_{288^\circ\text{C}} \sim 7$, H_3BO_3 & LiOH), which might be related to the higher corrosion rate and thus stronger hydrogen uptake. At 150 and 288 °C, fracture occurred by stable «ductile» crack growth. So far, rapid, unstable crack extension was observed in specimens with CGHAZ simulated microstructure only, although the reduction of initiation toughness was similar as in base metal.

The appearance of the fracture surface after EPFM tests in high-temperature water was very similar to that in EPFM and tensile tests in air on hydrogen charged specimens indicating that hydrogen is playing an important role in the fracture process in high-temperature water. Detailed fractographic analysis revealed that toughness reduction is related to extensive localization of plastic deformation and not to a microscopically brittle process.

3.2. Sub-Project II – Environmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. This sub-project aims to contribute to the experimental basis for such Code modifications and is a logical continuation of the work in the KORA-II project. The special emphasis in SAFE is placed to unexplored plant-relevant aspects, which may result in non-conservatism.

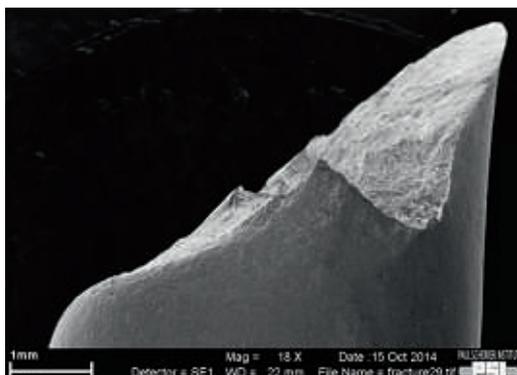


Figure 1: Shear dominated failure in presence of hydrogen at 288 °C.

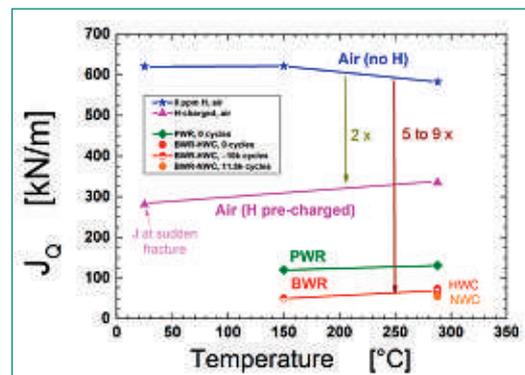


Figure 2: Reduction of initiation toughness by hydrogen in air and high-temperature water.

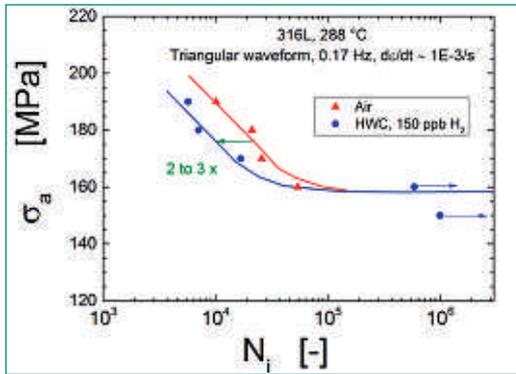


Figure 3: Effect on HWC environment on stress-controlled fatigue life.

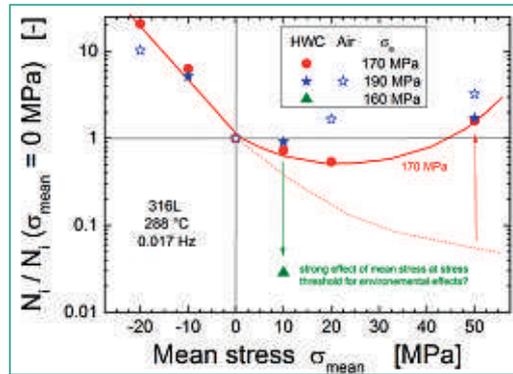


Figure 4: Effect of mean stress on fatigue life.

During the report period, the focus was placed to the evaluation of the effect of mean stress and load sequence/history on fatigue initiation life in high-temperature water by first screening tests with tubular fatigue specimens and fracture mechanics specimens, respectively. The magnitude of these effects in air and high-temperature water and the adequacy of typical mean stress correction (e.g., SWT, ...) and damage accumulation methods (e.g., Miner, ...) for environmental-assisted fatigue in high-temperature water shall be compared and evaluated. The interim results were summarized in a conference contribution [11].

Mean stress effects: The previous load-controlled tests with sharply notched fracture mechanics specimens revealed that the notch stress/strain amplitude thresholds for environmental effects on physical fatigue initiation life decrease with increasing load ratio and mean stress [11]. At small notch stress amplitudes, the effect of mean stress is more pronounced than in air and predicted by typical fatigue life mean stress corrections [11]. Therefore, the effect of mean stress was further investigated by stress controlled tests with pressurized tubular specimens in high-temperature water and massive cylindrical specimens in air. In these tests the cyclic plastic hysteresis behavior, which is indispensable for typical mean stress corrections, is directly measured.

Base-line tests for the fatigue curve at zero mean stress in high-temperature water and air at 288 °C were performed involving long-term tests of several months (Figure 3). For the applied loading frequency of 0.17 Hz, the high-temperature water environment resulted in a reduction of the fatigue initiation life by a factor of 2 to 3, which is quite significant for a strain rate in the range of the strain rate threshold for environmental effects of $\sim 10^{-3}/s$. Both the fatigue endurance limit and environmen-

tal threshold stress amplitude seemed to be in the range of 160 MPa. The effect of mean stress on the fatigue life in air and high-temperature water is exemplarily shown in Figure 4. For stress amplitudes ≥ 170 MPa, the fatigue life in high-temperature water significantly increased with increasing compressive mean stress. Low levels of tensile mean stress reduced the fatigue life as expected. An unusual and surprising effect was observed at a higher tensile mean stress of 50 MPa, where fatigue life increased again both in air and high-temperature water. On the other hand, close to the fatigue endurance limit and environmental stress amplitude threshold of 160 MPa, a small tensile mean stress of 10 MPa resulted in a tremendous reduction of fatigue life in high-temperature water, as in the load-controlled tests with notched fracture mechanics specimens.

A very preliminary evaluation revealed that the SWT mean stress correction reasonably predicts mean stress effects for stress amplitudes ≥ 170 MPa and mean stresses ≤ 20 MPa with some conservatism for compressive mean stress. Close to the environmental stress amplitude threshold of ~ 160 MPa, the environmental reduction of fatigue life is massively underestimated by the SWT correction. On the other hand, at higher tensile mean stress of 50 MPa it significantly over-estimates the fatigue life reduction.

Load sequence/history effects: The load-controlled tests with sharply notched fracture mechanics specimens with different high \rightarrow low, low \rightarrow high load amplitude block sequences, as well as with single over- or under-loads in BWR/HWC environment revealed the following results:

Depending on the load history, the physical fatigue initiation life of SS under these loading conditions in high-temperature water was moderately shorter (up to a factor of ~ 2) or significantly longer (up to

a factor of ~ 6) than predicted by a simple linear damage accumulation rule (Miner rule) and corresponding constant load amplitude tests. Environmental effects occurred below the environmental stress/strain threshold from constant amplitude load tests or could completely vanish under suitable loading conditions & histories [11]. Furthermore, the way of transient grouping and cycle counting in environmental-assisted fatigue evaluations can have a strong impact on their margins. Nevertheless, the Miner rule probably does a reasonable job in many situations, since the aggravating and mitigating factors usually compensate each other in variable amplitude loading situations in the field.

3.3. Sub-Project III – SCC in Dissimilar Metal Welds

The recent SCC incidents in control rod drive mechanisms and core shroud support welds in Japanese BWRs represent a serious safety concern. In these highly constrained welds with very high residual stresses, the stress intensity factors of SCC cracks with crack-tips in the interface region between the weld metal and adjacent low-alloy RPV steel can reach high values of up to 50 to 90 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. Under these conditions, the possibility of fast SCC into the RPV in BWR/NWC environment cannot be excluded, in particular in high-sulphur RPV steels. The goal of this sub-project is thus to characterise the SCC crack growth perpendicular to the interface region between the Alloy 182 weld metal and adjacent RPV steel in BWR environment in the high K_I region and to quantify the thresholds for K_I and chloride content for fast SCC crack growth into the RPV steel (Figure 5). This project is performed in collaboration with the Tohoku University and Japanese

Nuclear Energy Safety Organization (JNES).

This program was terminated at the beginning of this year by the last tests in the high K_I -range with large DMW specimens in BWR/NWC and primary PWR environment and in the low K_I -range with homogeneous LAS specimens under BWR/NWC conditions with chloride additions. The results are summarised in a journal paper [12].

As shown in Figures 5 and 6, fast SCC in the cm/year -range into the LAS cannot be excluded in high-purity BWR/NWC water above 60 to 70 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. For 3, 5 & 10 ppb of Cl^- , fast SCC into LAS is possible down to at least 50, 30 and 20 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$, respectively. In BWR/HWC environment, on the other hand, 100 ppb chloride were not sufficient to induce fast SCC in LAS below 60 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. Under PWR conditions, limited SCC into the RPV weld HAZ is possible above 60 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ with subsequent very slow growth rates $< 300 \mu\text{m}/\text{a}$. Fast SCC might eventually be possible above 80 to 100 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$.

An accurate prediction of the residual stress profile in DMW and the resulting K_I at fusion boundary is crucial in this context. Modelling and measurements of the residual stress profile in different realistic mock-up DMW were foreseen in the JNES program. This key program and investigations were definitely stopped this year due to other urgent priorities after the Fukushima accident in Japan.

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

Within this sub-project, the effects of chloride on SCC initiation of LAS [13] and of the hydrogen level on the SCC initiation in Alloy 182 weldments under BWR conditions are investigated [14, 15]. The latter one is performed as a PhD thesis project which started in September 2013.

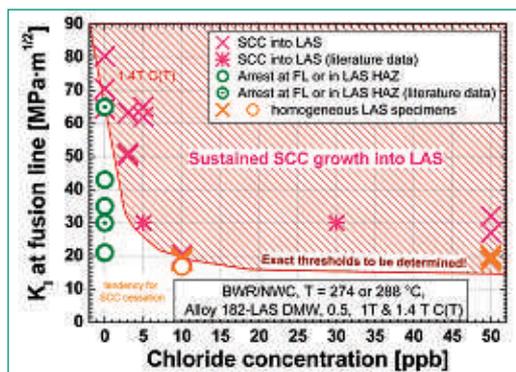


Figure 5: Critical conditions for fast SCC into the adjacent RPV steel in BWR/NWC environment in DMWs.

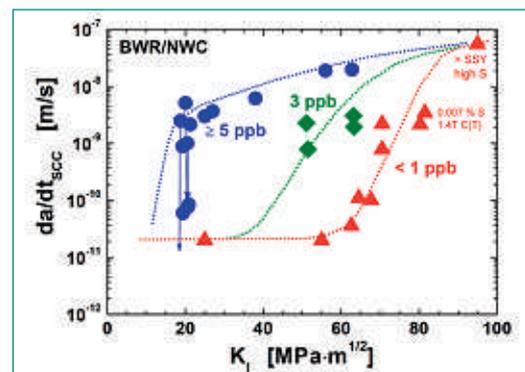


Figure 6: Effect of chloride content on SCC growth rate in low-alloy RPV steels.

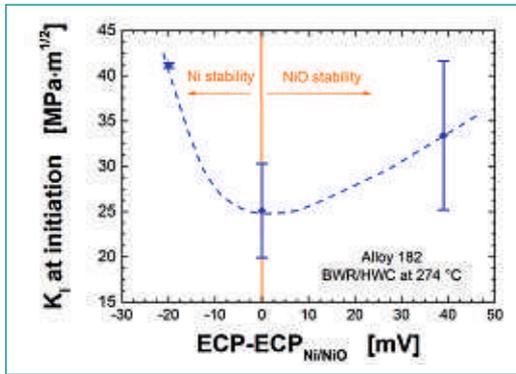


Figure 7: Maximum SCC initiation susceptibility at Ni/NiO phase boundary.

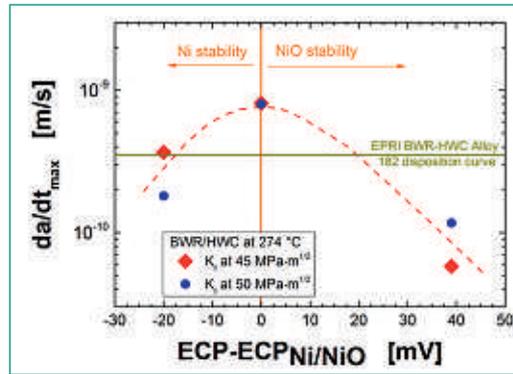


Figure 8: Maximum SCC crack growth rate at Ni/NiO phase boundary.

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 [14]. SCC crack growth and possibly initiation in Ni-base alloys are strongly affected by the dissolved hydrogen (DH) content in the high-temperature water. 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. The results will help to identify optimal DH levels for SCC mitigation in BWRs. For this purpose, SCC crack initiation and the subsequent short crack growth is studied with sharply notched fracture mechanics and smooth tensile specimens in a new multiple specimen SCC initiation facility.

Within the report period, a huge effort was placed to the construction of a multiple specimen SCC initiation set-up with on-line crack initiation monitoring. Due to significant technical problems, the system just became fully operable at the end of 2014. A detailed literature survey on SCC and hydrogen effects in Ni-base alloys and the potential underlying mechanism was performed by our PhD student J. Bai and summarized in a comprehensive internal report [16]. The SCC mechanism in Ni-alloys at low ECP is still under discussion and the reasons for the peak in SCC susceptibility at the Ni/NiO boundary not yet understood so far.

In a first step, coupon specimens were exposed to high-temperature water at different DH levels to identify the exact Ni/NiO phase transition boundary in Alloy 182 at 274 °C that is predicted at 253 ppb DH. The analysis of the oxide films at the different DH levels is ongoing, but the first preliminary results seem to confirm the predicted boundary. As a next step, accelerated SCC crack initiation and short crack growth tests were performed with

sharply notched fracture mechanics specimens under combined slow rising load – constant load conditions at 50 ppb (Ni), 253 ppb (Ni/NiO) and 600 ppb DH (Ni) with on-line crack initiation monitoring by the reversed direct current potential drop and electrochemical noise technique. Each experiment took a few months. Figures 7 and 8 show the effect of DH and thermodynamic stability region (plotted as the ECP difference from the Ni/NiO boundary) on the SCC initiation and subsequent short crack growth in these experiments.

As under PWR conditions at higher temperatures (and thus higher DH levels), a maximum in SCC crack growth rate is observed at the Ni/NiO boundary under BWR/HWC conditions at 274 °C. A weak indication for a maximum in SCC initiation susceptibility (minimum in initiation stress intensity factor $K_{i,i}$) was observed at this boundary, but more tests are necessary for statistically significant conclusions. This again demonstrates the need for a multiple specimen SCC initiation facility. First SCC initiation tests with flat tapered specimens in this new rig are expected to be started towards the beginning of 2015.

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community and in the ETH domain. A Swiss consortium involving ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI is member of the international PARENT program, which is dealing with the assessment and quantification of established and new emerging NDE techniques to detect and assess flaws in DMW. Close thematic links exist to the ENSI project NORA (SCC mitigation by 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 presentations and semi-annual project meetings. The state-of-the-art in science & technology and service experience in the field of SCC of stainless steels in LWRs was summarised in a small expertise work for ENSI [17]. A new EPFL Doctoral School Course «Effects of Radiation on Materials (MSE-600)» and Workshop on Nuclear Materials will be (co-)organised by the authors in 2015, 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 of the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.info/>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>) as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>) we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. In 2012 and 2013 S. Ritter was elected and appointed as Scientific Secretary of the ICG-EAC group and appointed as Chairman of the ECG-COMON. Within the 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. We are also strongly involved in the organisation of an EFC-WP4 Summer School on Nuclear Corrosion NuCoSS in Slovenia in 2015.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the newly formed NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and ETSON network (<http://www.eurosafe-forum.org/formation-european-tso-network>), where the safe long-term operation in the context of material

ageing will be an important topic. NUGENIA is the European association dedicated to R & D of nuclear fission technologies with a focus on Generation II & III nuclear plants. Within NUGENIA, we are involved in the MICRIN (SCC initiation) and INCEFA+ (environmental effects on fatigue) projects. The latter one was submitted as an EU HORIZON project proposal with support of NUGENIA. ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Here we are involved in the development of an ETSON guidance for ageing management.

In the field of SCC of DMWs and chloride effects on SCC in LAS, there is a collaboration between PSI and the renowned Fracture and Reliability Research Institute of the Tohoku University in Sendai/Japan, which was extended in 2010 by the participation of PSI in a large Japanese research program on that topic under the auspice of the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES). Because of new and urgent priorities after the Fukushima accident, this JNES program was significantly delayed and then definitively stopped this year.

Within a small collaboration with the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, we are supporting as reviewers and consultants the revision of the BWRVIP-60 SCC disposition lines and the development of a BWR Codes Case for LAS, which is related to Section XI of the ASME BPV Code. The underlying basic document for revision of BWRVIP-60 was prepared with substantial support from PSI and is largely based on PSI's work in this field. The revised draft report is currently still under the final review process. PSI is also following and contributing to the new Environmental Assisted Fatigue Expert Panel of EPRI [18, 19].

6. Assessment of 2014 and Perspectives for 2015

6.1. Assessment of 2014

The overwhelming part of the project goals and milestones for the third and last project year [3] has been achieved and the project could be terminated as planned by the end of 2014. The stress-controlled fatigue tests on mean stress effects in high-temperature water were delayed due to the failure of several driving components of the LCF machines, but this had only a very minor impact on the outcome of the project. Nine project-related publications were generated in 2014. The project gener-

ates results that are of direct and practical use for the regulatory work and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI.

6.2. Perspectives for 2015

Major milestones for the next year are the successful termination of the SAFE and of the Post-Doc project of Dr. S. Roychowdhury by the end of 2014 and January 2015, respectively, and the final SAFE report (PSI report) by the end of March 2015, as well as the production of several journal papers from the individual sub-projects.

A follow-up project SAFE-II (2015–17) [20] has been approved by ENSI and shall start in January 2015. This new project will deal with SCC initiation in austenitic alloys, environmental and hydrogen effects on the fracture toughness of RPV steels in the ductile to brittle and upper shelf region and environmental effects on fatigue initiation in stainless steels. Besides the ongoing PhD thesis of J. Bai, SAFE-II will additionally involve a new PhD and Post-Doc project. Furthermore, the SAFE-II project is connected to several international projects (MICRIN, INCEFA+, ICG-EAC & ECG-COMON Round Robins).

7. Publications

Publications in Scientific Journals and Books

- *R.-W. Bosch, R.A. Cottis, K. Csecs, T. Dorsch, L. Dunbar, A. Heyn, F. Huet, O. Hyökyvirta, Z. Kerner, A. Kobzova, J. Macak, R. Novotny, J. Öijerholm, J. Piippo, R. Richner, S. Ritter, J.M. Sánchez-Amaya, A. Somogyi, S. Väisänen, and W. Zhang*, «Reliability of Electrochemical Noise Measurements: Results of Round-Robin Testing on Electrochemical Noise», *Electrochimica Acta*, 2014, 120, pp. 379–389.
- *H.-P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, and S. Roychowdhury*, «Stress Corrosion Cracking Behavior in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Light Water Reactor Environments», *Corrosion*, accepted for publication.
- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, Fracture behaviour of a reactor pressure vessel steel in simulated LWR environment, *Journal of Nuclear Materials*, under review.

Conference Proceedings

- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, and P. Spätig*, «Environmental Effects on Fracture Behavior of a Reactor Pressure Vessel Steel», in: Fontevraud 8, SFEN, O-T01-028 (CD-ROM), Avignon, France, September 14–18, 2014.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, and P. Spätig*, «Environmental-Assisted Fatigue in Austenitic Stainless Steels under Light Water Reactor Conditions», in: Fontevraud 8, SFEN, O-T03-029 (CD-ROM), Avignon, France, September 14–18, 2014.
- *S. Ritter*, «Detection of Stress Corrosion Cracking Initiation by Electrochemical Noise – from Micro- to Macro-Scale and from Room- to High-Temperature», Invited Key Note Lecture in: Gordon Research Conference on Aqueous Corrosion, GRC, Colby-Sawyer College, New London, NH, USA, July 13–18, 2014.
- *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Effect of Chloride on EAC Initiation of Low-Alloy Steel in Simulated BWR Environment», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L03 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.
- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, and S. Ritter*, «Environmental Assisted Fracture of Reactor Pressure Vessel Steel: First Results», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. Ls1 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, and S. Virtanen*, «Effect of Dissolved Hydrogen Content on SCC Initiation and Short Crack Growth Behavior in Alloy 182 under BWR Conditions: A New Project», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. Wp1 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.

8. References

- [1] Forschungsstrategie des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI, ENSI-AN-8398, Juni 2013.
- [2] *H.P. Seifert*, «Research in the Field of Plant Lifetime Management of Primary Pressure Boundary Components of LWR», PSI-AN-43-06-02, February 26, 2006.

- [3] *H.P. Seifert, H.J. Leber and S. Ritter*, «Projektantrag SAFE zu Handen des ENSI», PSI-AN-46-11-09, November 2011.
- [4] *S. Roychowdhury, H.P. Seifert*, «Environmental Effects on Fracture and Tearing Resistance of LWR Structural Materials», Project Proposal to PSI Fellow Program 2012, August 2012.
- [5] *P.L. Andresen*, «Emerging Issues and Fundamental Processes in Environmental Cracking in Hot Water», *Corrosion*, 2008, 64 (5), pp. 439–464.
- [6] BWRVIP-167NP, Revision 2, BWR Vessel and Internals Project: Boiling Water Reactor Issue Management Tables. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020995.
- [7] EPRI Workshop on Environmental Effects on Fracture Behaviour, December 2 and 3, 2010, Tampa, FL, USA.
- [8] *S. Roychowdhury*, «Literature Survey on Environmental Effect on Fracture Toughness – Role of Hydrogen», PSI-TM-46-13-05, 24.7.2013.
- [9] *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter*, Fracture behaviour of a reactor pressure vessel steel in simulated LWR environment, *Journal of Nuclear Materials*, under review.
- [10] *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, and P. Spätig*, «Environmental Effects on Fracture Behavior of a Reactor Pressure Vessel Steel», in: Fontevraud 8, SFEN, O-T01-028 (CD-ROM), Avignon, France, September 14–18, 2014.
- [11] *H.P. Seifert, S. Ritter, and P. Spätig*, «Environmental-Assisted Fatigue in Austenitic Stainless Steels under Light Water Reactor Conditions», in: Fontevraud 8, SFEN, O-T03-029 (CD-ROM), Avignon, France, September 14–18, 2014.
- [12] *H.-P. Seifert, S. Ritter, H.J. Leber, and S. Roychowdhury*, «Stress Corrosion Cracking Behavior in the Transition Region of Alloy 182/Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel Dissimilar Metal Weld Joints in Light Water Reactor Environments», *Corrosion*, accepted for publication.
- [13] *S. Ritter and H.P. Seifert*, «Effect of Chloride on EAC Initiation of Low-Alloy Steel in Simulated BWR Environment», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. L03 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.
- [14] *S. Ritter, H.P. Seifert*, «The Effect of Hydrogen on the SCC Crack initiation and Short Crack Growth Behaviour of Alloy 182 Weld Metal under BWR/HWC Conditions», PhD thesis project proposal and request for research support to PSI Research Committee (PSI FoKo), April 2013.
- [15] *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, and S. Virtanen*, «Effect of Dissolved Hydrogen Content on SCC Initiation and Short Crack Growth Behavior in Alloy 182 under BWR Conditions: A New Project», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. Wp1 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.
- [16] *J. Bai*, «Literature Survey on SCC in Ni-alloys», PSI-TM-46-15-01, to appear in March 2015.
- [17] *H.P. Seifert*, «SCC of Austenitic Stainless Steels in PWRs», Handout, Fachgespräch ENSI-AüP/SGKL, ENSI, Brugg, December 5, 2013.
- [18] Environmentally Assisted Fatigue Gap Analysis and Roadmap for Future Research: Gap Analysis Report. EPRI, Palo Alto, CA, USA: December 2011, 1023012.
- [19] Environmentally Assisted Fatigue Screening: Process and Technical Basis for Identifying EAF Limiting Locations, EPRI, Palo Alto, CA, USA: August 2012, 1024995.
- [20] *H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig*, «Projektantrag SAFE-II zu Handen des ENSI», PSI-AN-46-14-08, August 31, 2014.

NORA-II

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, P. Reichel, M. Streit
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 one of the major degradation mechanisms for boiling water reactors (BWRs). Noble metal chemical addition (NMCA) is a technology developed by General Electric to reduce the SCC susceptibility in reactor internals and recirculation pipes of BWRs, while preventing the negative side effects of classical hydrogen water chemistry. 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 electro-chemical 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.

The understanding of the parameters that control the formation and deposition of the Pt particles in a BWR is still incomplete. To fill this knowledge gap, a joint project (NORA) between the PSI, the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and the Swiss nuclear power plants of Leibstadt (KKL) and Mühle-

berg (KKM) was started. 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, and will be beneficial for the regulatory work of the ENSI.

This report presents preliminary results gathered during the first project year. Lab investigations revealed that the type of material (low-alloy steel, Ni-base alloy or stainless steel) can have an impact on the Pt deposition behaviour. If the roughness of the steel surface was increased from $R_a \approx 0.4$ to $2.2 \mu\text{m}$, no major difference in the Pt particle distribution was observed. Furthermore, the Pt particles only penetrate into rather wide crevices, whereas in tight SCC cracks, exposed to Pt-containing high-temperature water, no Pt could be detected.

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 ^{16}N 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.

The focus of the first project year was to start a systematic test programme investigating the effect of specimen surface roughness and material composition on the Pt deposition behaviour. Tests investigating the redistribution and durability of the Pt particles and tests with creviced and cracked

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%

Components [wt.%]	Fe	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu	Nb	Ti
AISI 304L	69.5	0.024	0.35	1.49	0.026	0.005	10.0	17.9	0.247	0.305	0.001	0.001
Alloy 182	5.2	0.034	0.561	6.21	0.002	0.005	69.4	16.0	0.178	0.007	2.325	0.072
SA 533 B Cl.1	96.5	0.250	0.240	1.42	0.006	0.018	0.6	0.1	0.540	0.150	–	–

Table 2: Chemical composition of the investigated materials (in wt.-%).

coupons have also been performed. New experimental set-ups to study the effect of flow in the lab and a new mitigation monitoring system at KKL were implemented. Five sets of coupon specimens were prepared for exposure at KKL, but due to problems with the mitigation monitoring system at KKL results are expected earliest for the end of 2015. Many of the lab tests are still under evaluation, therefore only a selection of preliminary results are presented in the following section.

3. Results from the first 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. For studying the effect of material composition an Alloy 182 weld metal (Ni-

base alloy) and a low-alloy reactor pressure vessel steel (SA 533 B Cl.1) were used additionally (see Table 2). Coupons (13 x 10 x 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. Coupons with a rougher surface of $R_a \approx 2.2 \mu\text{m}$ were also investigated. The specimens were used in the «as received» state (see [3, 6] for more details).

3.1.2. Experimental procedure of the loop tests

For the investigation of the Pt deposition behaviour in the lab, coupon specimens were exposed to simulated BWR water in a sophisticated high-temperature water loop with autoclave. In Figure 1 a schematic of the loop system can be seen. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), 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} ,

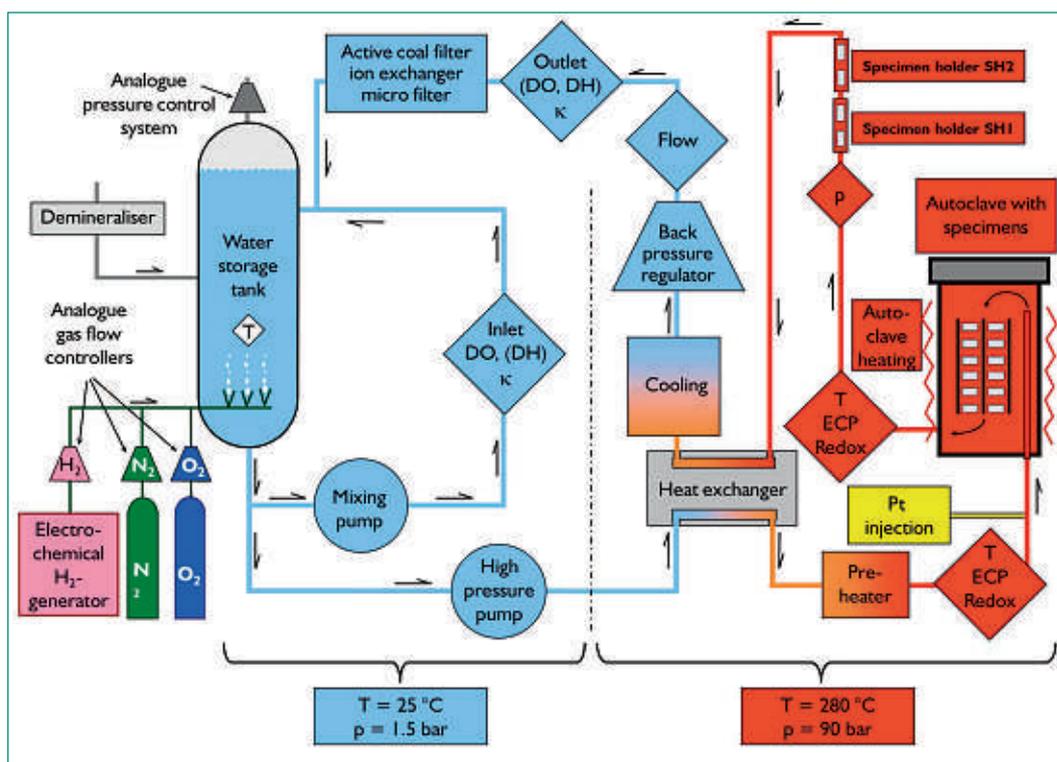
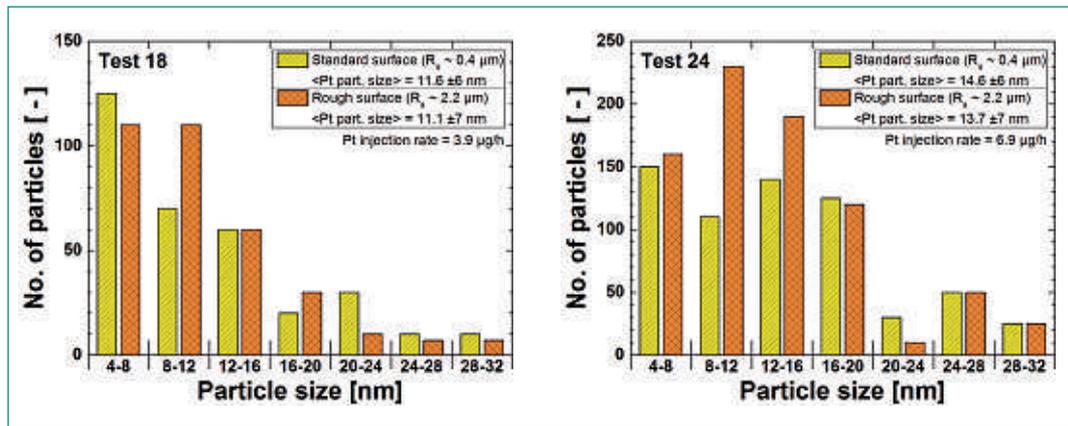


Figure 1: Schematic of the high-temperature water loop facility.

Figure 2:
Comparison of Pt particle size distributions on rough and standard specimens from tests with Pt injection rates of 4 (a) and 7 $\mu\text{g/h}$ (b).



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 $\text{Cu/Cu}_2\text{O ZrO}_2$ -membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of $280 \text{ }^\circ\text{C}$ ($270 \text{ }^\circ\text{C}$ in the specimen holders) and a pressure of 90 bar. For HWC conditions, a mixture of H_2 and O_2 was adjusted. The Pt compound ($\text{Na}_2\text{Pt}(\text{OH})_6$) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump after one week of pre-oxidation. Three days after the Pt injection ended, the experiments were shut-down.

3.1.3. Analytical techniques

After exposure in the loop the coupon specimens were examined by scanning electron (SEM) and/or transmission electron microscopy (TEM) to determine the surface coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their size distribution. X-ray energy dispersive spectrometers (EDX) were used for 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 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 of 0.014 to 14 nm on stainless steel substrate. The layer thickness corresponds to 0.03 to $30 \mu\text{g/cm}^2$. The detection limit depended on the background noise level and slightly varied from measurement to measurement. But usually quite low Pt surface loading values

could still be detected reliably (down to 1 ng/cm^2 in most cases).

3.2. Results

3.2.1. Effect of surface roughness on the Pt deposition behaviour

To investigate the effect of surface roughness on the Pt deposition behaviour, coupons with a rougher surface were exposed during several tests to the Pt containing high-temperature water, beside the standard ones ($R_a \approx 2.2 \text{ vs. } 0.4 \mu\text{m}$). Figure 2 shows a comparison of the Pt particle size distribution of rough and standard specimens from two experiments. In case of test no. 18 the average Pt particle size of the rough and standard specimens was 11.1 and 11.6 nm, respectively, which is in the expected range for a test with a Pt injection rate of $4 \mu\text{g/h}$ [3]. Also in test no. 24 the particle sizes were similar for the rough and standard coupons (13.7 and 14.6 nm). Not all Pt surface loading values are available yet, but some preliminary results revealed no clear difference. Therefore, it can be concluded that a variation in the surface roughness (at least in the investigated range) does not have a major influence on the Pt deposition behaviour.

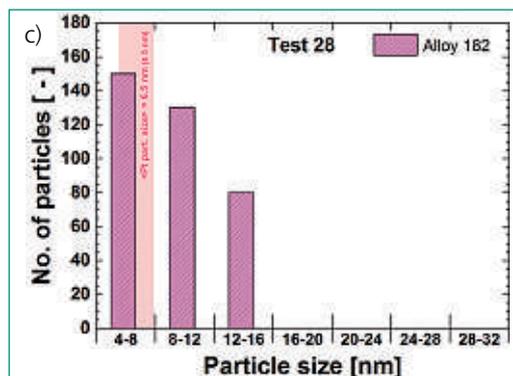
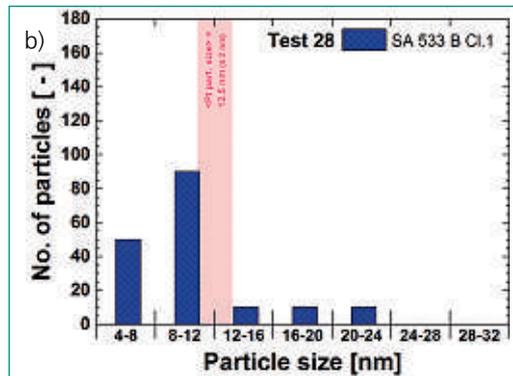
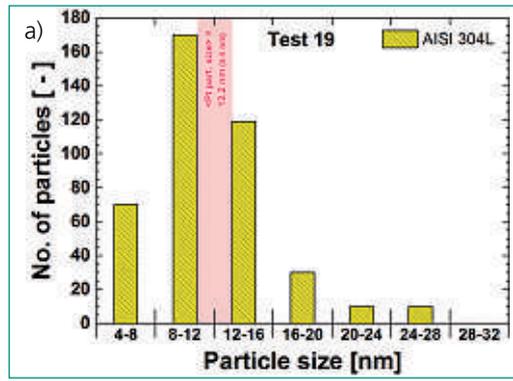
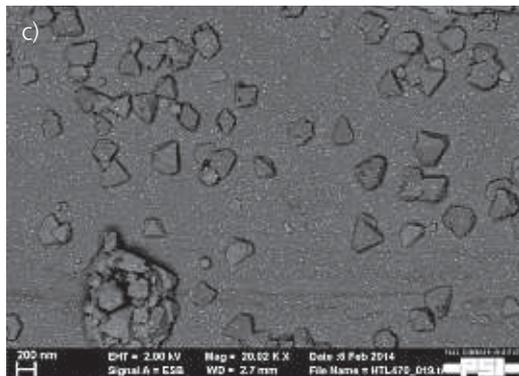
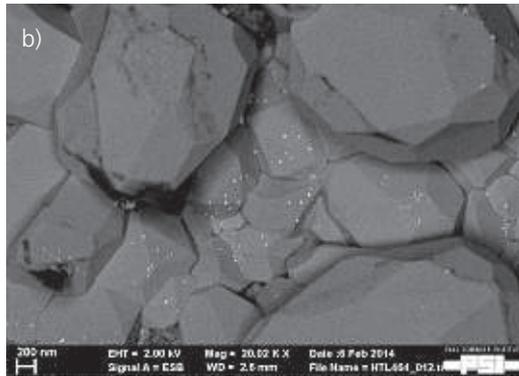
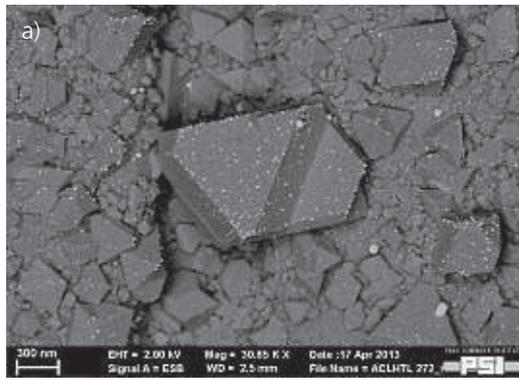


Figure 3: Back scattered electron micrographs of stainless steel (a), LAS (b) and Alloy 182 (c) specimens with Pt deposited. The white objects are Pt particles resting on the oxide film.

Figure 4: Pt particle size distributions for stainless steel (a), LAS (b) and Alloy 182 (c) specimens from two comparable tests.

3.2.2. Effect of material on the Pt deposition behaviour

Stainless steel covers the major part of the material used for the reactor internals and recirculation loops. Therefore the investigations in the framework of the NORA project focussed mainly on stainless steel. But because also Ni-base alloys and low-alloy steel (LAS) is used in reactor systems one task of the NORA-II project is to evaluate if there is a major difference in the Pt particle deposition behaviour compared to stainless steel. Two tests

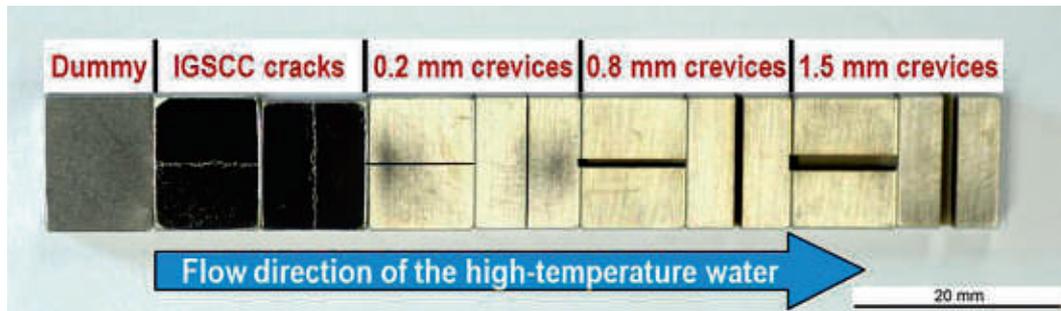
have been performed with Alloy 182 and LAS coupons, of which one has been evaluated so far. As expected, the oxide layer on those three materials is rather different (see Figure 3) with a thicker oxide layer featuring more of the bigger oxide crystals on the LAS and thinner oxide film with much smaller oxide crystals on the Alloy 182, compared to stainless steel. The surface of the Alloy 182 seems to have the most homogeneous Pt particle distribution. In case of the LAS the average Pt particle size (12.5 nm) is in the expected

	AISI 304L	SA 533 B Cl.1	Alloy 182
Average Pt particle size [nm]	12.2 ±4 *	12.5 ±2	6.5 ±5
Pt surface loading autoclave [µg/cm²]	0.16 ±0.03	0.12 ±0.02	0.44 ±0.10
Pt surface loading SH 1 [µg/cm²]	0.07 ±0.03	0.02 ±0.01	0.09 ±0.02
Pt surface loading SH 2 [µg/cm²]	0.18 ±0.05	0.06 ±0.02	0.21 ±0.04

*) Result from a different, but comparable test.

Table 3: Average Pt particle sizes and Pt surface loadings (measured by LA-ICP-MS) on specimens from three different materials (stainless steel, LAS and Ni-base alloy).

Figure 5: Cracked and creviced coupons inserted in specimen holder 2, showing the orientation towards the high-temperature water flow (flow velocity = 0.5 m/s) and width of the crevices.



range for the Pt injection rate used (4 $\mu\text{g/h}$, [3]) and is similar to the one on the stainless steel (see Figure 4 and Table 3). The Alloy 182 revealed an average particle size of only 6.5 nm. Comparing the Pt surface loadings the Alloy 182 coupon showed the highest values (on all specimen locations: autoclave, specimen holders 1 and 2, see Table 3). The lowest Pt concentrations were measured on the LAS specimens. This is in-line with the SEM observations (see Figure 3). The reason for the differences in the Pt deposition behaviour is not clear (yet) and the results of the second test are needed to verify those trends.

3.2.3. Pt deposition experiments with creviced and cracked specimens

It is still unknown how far Pt particles can deposit inside existing cracks or crevices and mitigate further crack growth. Therefore specimens with intergranular (IG) SCC cracks and creviced specimens (with different widths of the crevices and orientation to the water flow direction, see Figure 5) were exposed to the Pt containing high-temperature water and the penetration depth of the Pt particles was assessed. After the tests the cracks and crevices were bent open to investigate the crack and crevice walls by SEM.

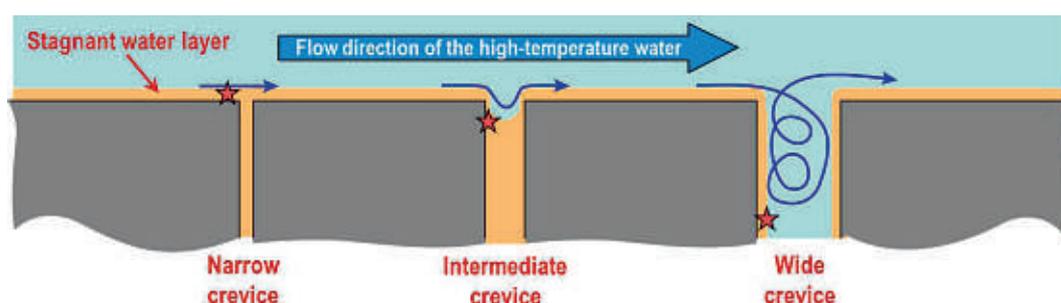
The width of the crack mouths of the SCC cracks were varying between 5 and 55 μm . Despite a very detailed analysis of the crack walls by SEM no Pt particles were found. Only some very few particles deposited on the first few μm into the crack. Also

in the crevice with 0.2 mm width and perpendicular to the flow direction no Pt particles could be identified. In the crevice oriented in parallel with the flow, a relevant number of particles were observed down to a depth of about 1 mm (one third of the total depth of the crevice). The penetration depth of the Pt particles in both of the 0.8 mm wide crevices was about 2 mm. Only in case of the widest crevices Pt particles deposited down to the bottom of both crevices. The average Pt particle sizes deposited outside and inside the crevices were all in the range from 8 to 14 nm, which is the expected size for the test conditions with a Pt injection rate of 2 $\mu\text{g/h}$ [3].

A basic literature study revealed a plausible explanation for the deposition behaviour in the crevices with different widths. The turbulent flow is able to enter the widest crevice thus transporting and depositing Pt particles in it. With decreasing width the flow may only enter the upper part of the crevices and below a certain width no flow enters the crevice at all. In this last case, it looks like the crevice is hidden under the boundary layer which is most likely hardly affected by the presence of the crevice. The schematic below illustrates these three cases (Figure 6). To confirm this qualitative picture of the situation an investigation by computational fluid dynamics in collaboration with the Lab for Thermal-Hydraulics (at PSI) is planned for 2015.

Also here further tests with cracked and creviced specimens have already been performed but still have to be evaluated to verify those results.

Figure 6: Schematic of the Pt deposition over crevices.



3.2.4. Outlook: effect of flow and redistribution behaviour

Results from the NORA project showed that the flow velocity or conditions of the Pt particle containing high-temperature water across the stainless steel surface have a clear influence on the Pt surface loading. To get a more conclusive picture, further tests with better defined flow conditions are planned in the framework of the NORA-II project. A first test with a rotating disk has been performed where slow laminar and fast turbulent flow conditions could be investigated on a single specimen. The evaluation of this test and further experiments are still ongoing.

Results from the NORA project also indicated a loss of Pt particles, and therefore of protection against SCC, when specimens were exposed to reactor water for longer periods without further OLN applications. Pt treated coupons have been exposed to simulated reactor water for 29 days without Pt injection. The Pt surface loading after this test will be measured and compared to the values before re-exposure to assess the Pt «erosion» rate.

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 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 Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.info/>), S. Ritter is acting as Scientific Secretary here), European Co-

operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>), S. Ritter is acting as Chairman here), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), etc.]. Our research activities are presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as a member in the NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and the Component Safety Group is in close contact with GE Global Research Centre concerning the research on NobleChem™. Additionally, cooperation with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA) is ongoing. PSI is analysing the Pt particle distribution on KKL OLN 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 OLN plant guidelines. The project leader is also strongly involved in the organisation of a Summer School on Nuclear Corrosion (NuCoSS-15, <http://www.zag.si/nucoss>) in Slovenia in 2015, where SCC mitigation is one of the topics.

6. Assessment of 2014 and perspectives for 2015

6.1. Assessment of 2014

The major part of the project goals and milestones of the first project year have been achieved. The systematic series of Pt deposition experiments in the high-temperature water loop (eight tests) and analysis of specimens from the PSI tests (by SEM and TEM) have been started. There is a slight delay of the Pt surface loading analysis by LA-ICP-MS due to an extended break-down period of the instrument, but it is believed that this backlog of measurements will be processed during the second project year. The new mitigation monitoring system could be installed and specimens exposed at KKL (with a one year delay). Two project steering committee meetings were held (at PSI and ENSI) and at four conferences (Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference 2014, Fontevraud 8, and 18th Int. Microscopy Congress) and two workshops (European BWR Forum and CCMX – Networking Aperitiv & Poster Session) results have been presented. Finally, two journal papers have been published.

6.2. Perspectives for 2015

The systematic test programme in the high-temperature water loop and the detailed analysis of the specimens will be continued. The focus in 2015 will be placed on the effect of flow and on the simulation of fuel rod cladding. The first specimens exposed in the new mitigation monitoring system at KKL will be transported back to PSI. The first results from NORA-II will be published in journal and conference papers. Due to technical problems with the mitigation monitoring system at KKL the analysis of those coupons will be delayed by one year. Beside the delay of the plant specimens, 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 2014)

- *P.V. Grundler, L. Veleva, and S. Ritter*, «Pt: Key to Improved SCC Mitigation», Nuclear Engineering International, 2014, December issue, pp. 33–35.
- *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.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and A. Ramar*, «Pt Deposition Behaviour on Stainless Steel under Simulated BWR Conditions: Lab Results of the NORA Project», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, Paper No. Gp5 (CD-ROM), Prague, Czech Republic, April 6–11, 2014.
- *L. Veleva, P.V. Grundler, A. Ramar, and S. Ritter*, «Microstructure of Pt Nanoparticles Deposited on Stainless Steel in Simulated Boiling Water Reactor Environment», in: 18th Int. Microscopy Congress, Prague, Czech Republic, September 7–12, 2014.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and A. Ramar*, «SCC Mitigation in BWRs by Platinum Addition: Effect of Environment and Injection Rate», in: Fontevraud 8, SFEN, O-T03-190 (CD-ROM), Avignon, France, September 14–18, 2014.
- *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, Sapporo, Japan, October 26–31, 2014.
- *L. Veleva, P.V. Grundler, A. Ramar, and S. Ritter*, «Microstructure of Pt Nanoparticles Deposited on

Stainless Steel in Simulated Boiling Water Reactor Environment», in: CCMX – Networking Aperitif & Poster Session, Zürich, Switzerland, November 3, 2014.

- *S. Ritter, H.P. Seifert, P.V. Grundler, and L. Veleva*, «Examples of PSI Research on Environmentally-Assisted Cracking of BWR Structural Materials», in: European BWR Forum 2014, Erlangen, Germany, February 27, 2014.

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, 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.

PISA-II

Pressure Vessel Integrity and Safety Analysis

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, G. Qian, V. Gonzalez, B. Niceno, M. Sharabi, N. Lafferty, M. Andreani
Institution	Paul Scherrer Institut, Laboratory for Nuclear Materials
Address	5232 Villigen
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 26 86 Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch and http://lnm.web.psi.ch/ssi/lnm_projects_cs.html
Duration of the Project	July 2012 to July 2015

ABSTRACT

The PSI-ENSI research project PISA-II is dedicated to the development and application of deterministic and probabilistic methods for the integrity assessment of reactor pressure vessels (RPVs) subjected to a pressurized thermal shock (PTS) [1]. In this interdisciplinary project a reference RPV is studied by loading with transients based on certain scenarios with the system code RELAP5, followed by computational fluid dynamic (CFD) simulations. The results from the latter were used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional finite element (FE) calculations. Cracks are assumed at the critical locations and deterministic and probabilistic fracture mechanics (PFM) calculations are performed in order to evaluate probabilities for crack initiation and failure of the RPV.

The main results achieved within the report period 2014 are:

- The transient mass flow and pressure drop in case of three loss-of-coolant accidents, small (SLOCA), medium (MLOCA) and large (LLOCA) were calculated by means of the system code RELAP5.
- The transient three dimensional temperature fields at the inlet and inner wall of the RPV during 540 seconds of a MLOCA and during 950 seconds of a SLOCA 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.

- Maximum stresses and stress intensities due to a MLOCA 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.
- The PFM code FAVOR was successfully applied to study the conditional probabilities of crack initiation and failure of a reference RPV with postulated cracks, subjected to three different PTS loads.
- The influence of uncertainties in the loading conditions on crack initiation and failure probabilities was studied.
- A local approach (σ^* - A^*) was employed for advanced fracture mechanics calculations in the ductile-to-brittle transition (DBT) zone and the Beremin parameters were calibrated.
- Valuable knowledge and expertise in the involved disciplines CFD, FEM, PFM and thermohydraulics were acquired within the project.

1. Introduction

The RPV, as one of the most important safety barriers of light water reactors, is exposed to neutron irradiation at elevated temperatures, which results in material dependent embrittlement of the RPV steel. The resulting decrease of the fracture toughness raises the probability of brittle failure in case of e.g. a PTS. Sufficient margins against brittle failure have thus to be assured during the whole anticipated lifetime of a RPV by applying state-of-the-art procedures. While in the U.S. probabilistic safety assessments are state of the art, in Europe such assessments are still predominantly based on deterministic methods. 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 [1–5] and compare them with deterministic ones. In this interdisciplinary project load transients based on certain scenarios are studied with the system code RELAP5, followed by CFD simulations. The results from the latter are then used for the exact evaluation of time and location dependent stresses by three dimensional FE 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.

2. Project goals for 2014

The PISA-II project consists of four Sub-Projects (SP) having specific goals.

2.1. SP 1: Refined probabilistic PTS-analysis for a reference RPV (30%)

- Safety assessment of the reference RPV for LLOCA, MLOCA and SLOCA transients.
- Investigation of the effect of loading uncertainty on the RPV integrity.
- Probabilistic analysis of the cold plume effect on the RPV integrity.

2.2. SP 2: Study of transients with RELAP5 and 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 LLOCA, MLOCA and SLOCA.

2.3. SP 3: 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) within the FE code ABAQUS.
- Calculation of stress intensities at postulated cracks in the RPV and inlet nozzle due to a MLOCA, based on temperature distributions calculated by CFD codes and by means of 3D FE calculations.
- Studying the plume cooling effect on stress intensities.

2.4. SP 4: 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 a local approach to fracture.
- Calibration of the Beremin model parameters using the Master Curve concept together with MC simulations.

3. Work carried out and results obtained

3.1. Refined probabilistic RPV-PTS-analysis for a reference RPV

The probabilistic integrity analysis of the RPV subjected to three pressurized thermal shocks transients, i.e. L-, M- and SLOCA, is performed with the FAVOR code [6]. The three transients are shown in Fig. 1. The LLOCA corresponds to a 2A LOCA (double guillotine break), the MLOCA to a 70 cm² and the SLOCA to a 3 cm² leak in the hot leg. Note that the M- and SLOCA as well as the RPV considered in this paper are the same as in [2–5].

Only the beltline region of the vessel, which is composed of two rings and a welding region is considered in this analysis. 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. [8] are used to generate crack properties distribution functions. The other random variables are ΔRT_{NDT} , K_{IC} and K_{Ia} . Note that RT_{NDT0} of -1 °C is a conservative assumption. In a deterministic assessment, an axial surface crack with depth of 17 mm and aspect ratio (length/depth) of 6 is considered. Both ASME and Master Curve methods are used to model the material fracture toughness. The comparison of K_I with K_{Ic} ($RT_{NDT}=93$ °C) is shown in Fig. 2. Note that K_{Ic} ($RT_{NDT}=93$ °C) is the limiting value for the fracture toughness according to the federal rules. It is shown that with the Master Curve method, K_{Ic} is always higher than K_I , meaning that no crack initiation occurs during the three PTS transients. However, with the ASME method, K_I is higher than K_{Ic} during some time period for MLOCA, which

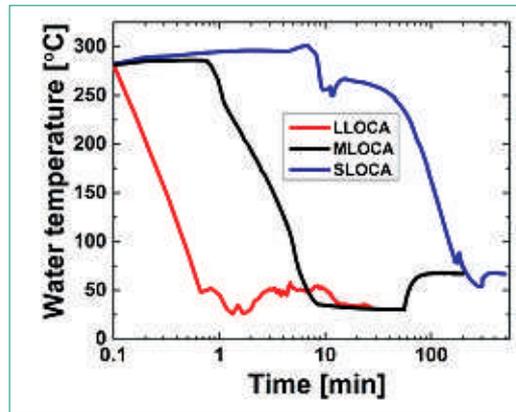


Figure 1a: Water temperature histories for L-, M- and SLOCA transients.

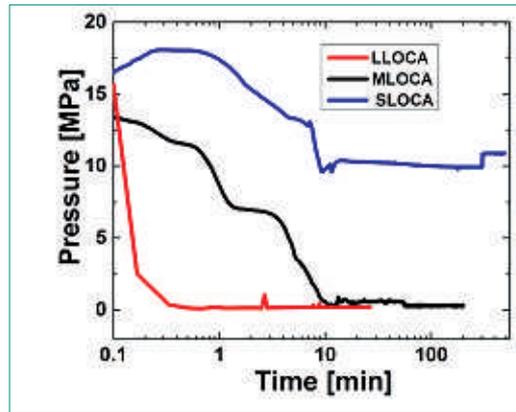


Figure 1b: Pressure histories for L-, M- and SLOCA transients.

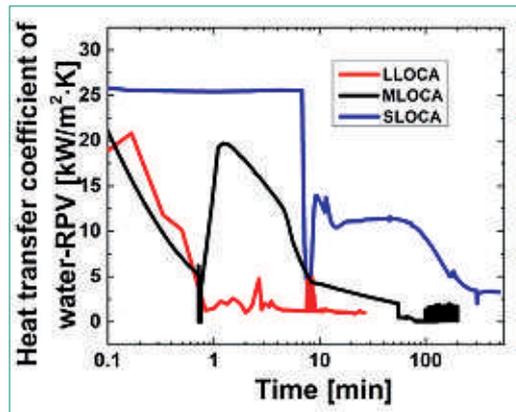


Figure 1c: Water heat transfer coefficient histories for L-, M- and SLOCA transients.

means that the crack initiation occurs in this region. However, WPS effects may prevent crack initiation. It should be pointed out that K_I for the MLOCA is higher than for the LLOCA, even though the thermal gradient of LLOCA is larger. This is due to the faster pressure drop of the LLOCA compared with that of the MLOCA.

The calculated conditional crack initiation and failure probabilities for the L-, M- and SLOCA are shown in Fig. 3. Note that the WPS effect is considered in this calculation. As expected, crack initiation and failure probabilities generally increase with the neutron fluence. The total cumulative failure frequency $\phi(F)$ under several transients is determined from the summation of the products

Figure 2:
Comparison of stress intensities for transients due to L-, M- and SLOCA.

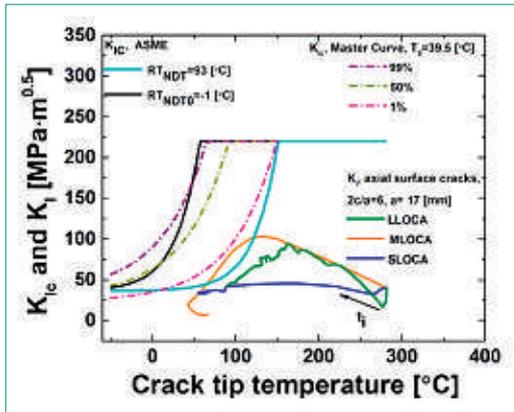


Figure 3:
Conditional crack initiation and failure probability for L-, M- and SLOCA by considering the WPS effect.

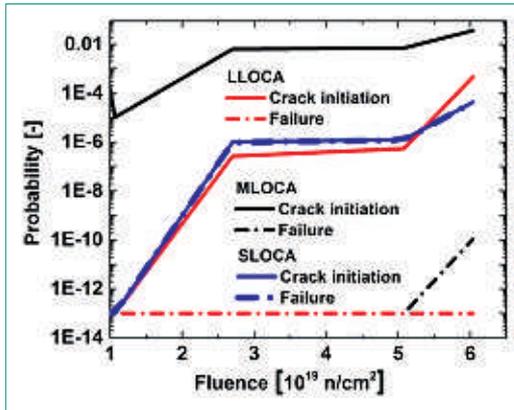
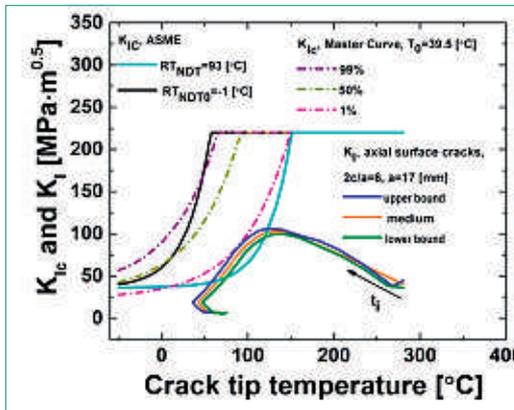


Figure 4:
Influence of loading uncertainties on stress intensities.



of the individual transient occurrence frequency and the corresponding conditional vessel failure probability, written as

$$\Phi(F) = \sum \phi(E)_i P(F|E)_i, \quad (1)$$

where $\phi(E)_i$ is the occurrence frequency of the i^{th} ($i=1, 2, 3$ in this study) transient, $P(F|E)_i$ is the conditional failure probability of vessel due to the i^{th} transient. The assumed occurrence frequency of the L-, M- and SLOCA are 3.3×10^{-6} /year, 4.5×10^{-4} /year and 4.6×10^{-3} /year, respectively. The total cumulative failure frequency is compared to the acceptance criterion (1×10^{-6} /year) to determine whether continued operation of the vessel is justified, according to RG 1.154 [9]. The calculated total failure frequency is 2.02×10^{-7} /year, which fulfills the acceptance criterion (less than 1×10^{-6} /year) for RPVs. Therefore, from a probabilistic point of view the reference RPV is regarded as safe concerning the L-, M- and SLOCA transients.

3.2. Effect of loading uncertainty on the failure probability

The effect of loading uncertainty on the failure probability is studied by considering 10% variation of the transients. The transient with 10% lower cooling water temperature, 10% higher pressure and 10% higher heat transfer coefficient is denoted as the upper bound (more severe), whereas the opposite is regarded as the lower bound (less severe). Fig. 4 shows the comparison of K_I of the upper bound, lower bound and median (corresponding to the MLOCA) with K_{Ic} . It is seen that the upper bound leads to the maximum peak K_I and to the lowest crack tip temperature, which makes the crack initiation likely.

Table 1:
Probability by considering load uncertainty of the transient, calculated with FAVOR and based on RELAP results.

		LLOCA	MLOCA	SLOCA
Initiation probability (conditional)	Upper bound	4.93×10^{-4}	3.46×10^{-2}	2.27×10^{-4}
	Medium	4.64×10^{-4}	3.65×10^{-2}	4.39×10^{-5}
	Lower bound	2.92×10^{-6}	1.53×10^{-2}	4.78×10^{-6}
Failure probability (conditional)	Upper bound	1×10^{-13}	1.33×10^{-7}	2.27×10^{-4}
	Medium	1×10^{-13}	1.089×10^{-10}	4.37×10^{-5}
	Lower bound	1×10^{-13}	2.77×10^{-9}	4.78×10^{-6}
Occurrence frequency		3.3×10^{-6} /year	4.5×10^{-4} /year	4.6×10^{-3} /year
Total failure frequency	Upper bound	1.05×10^{-6} /year		
	Medium	2.02×10^{-7} /year		
	Lower bound	2.21×10^{-8} /year		

The calculated probabilities for the upper and lower bound of the MLOCA are listed in Table 1. It is shown that the upper bound generally leads to the highest probability. By considering the loading uncertainty the total failure frequency increases by about +/- one order of magnitude. Note that the failure frequency for the upper bound exceeds the screening criterion ($>1 \times 10^{-6}$ /year) and that WPS effects are considered in this study. WPS and crack arrest effects play an important role on the probabilities [6].

3.3. Influence of plume cooling on the failure probability

The effect of plume cooling on the integrity of the RPV is studied. The temperature profile inside, outside and at the border of the plume is used where cracks are postulated in order to calculate stress intensities for 540 seconds (the most severe period) of the MLOCA. Note that the original FAVOR code had to be modified to allow reading of the RPV temperature distribution calculated by CFD and that due to the limitation of FAVOR code, it is not possible to include the three regions together in a model in one analysis. Therefore 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 results of the deterministic analysis of three axial surface crack locations are compared in Fig. 5a. K_{Ic} was calculated according to ASME (Fig. 5a) and Master Curve (Fig. 5b) methods and compared with K_I of the assumed crack. It is seen that the peak K_I of the crack inside the plume is much higher than that outside and at the border of the plume. Due to the much lower temperature inside the plume region, the peak K_I in the plume is increased by about 33% compared to that outside the plume. Thus, neglecting the effect of the cold plume in the safety assessment could be non-conservative.

The resulting probabilities for cracks inside, outside and at the border of the plume are shown in Table 2. It is shown that the probabilities inside the plume are more than 3 orders of magnitude higher than that in the border region of the plume, and more than 7 orders of magnitude higher than that outside the plume which is in agreement with the deterministic analysis.

		MLOCA
Initiation probability (conditional)	Inside plume	1.96×10^{-3}
	Outside plume	1×10^{-13}
	Border plume	5.8×10^{-7}
Failure probability (conditional)	Inside plume	4.3×10^{-5}
	Outside plume	1×10^{-13}
	Border plume	2.01×10^{-9}

Table 2: Probabilities for cracks inside, outside and at the border of the plume, calculated with FAVOR and based on CFD results.

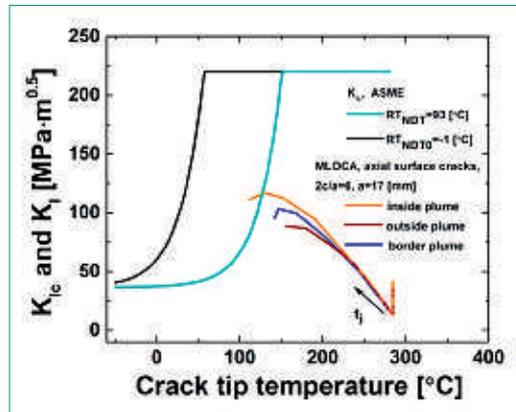


Figure 5a: Deterministic assessment of the RPV by considering plume cooling, K_{Ic} according to ASME.

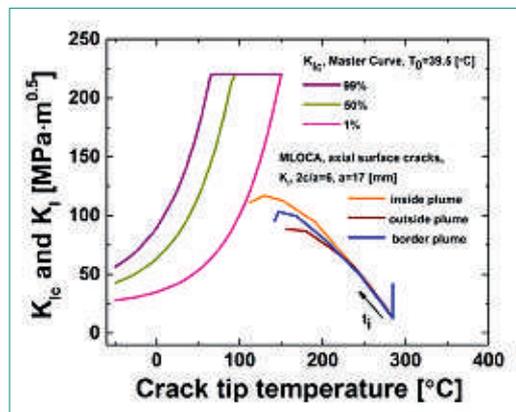


Figure 5b: Deterministic assessment of the RPV by considering plume cooling, K_{Ic} according to Master Curve.

3.4. Study of transients with RELAP5 and FLUENT

3.4.1. CFD Analysis of a MLOCA and SLOCA for a reference RPV

Computational fluid dynamics simulations are performed for the relevant part of the PTS analyses during postulated LOCAs transients, starting with the emergency water injection in the cold legs and when the mass flow rate in loop is almost in stagnant conditions. Conservative initial and boundary conditions are defined based on the RELAP5 results and are summarized in Tables 3 and 4 for a MLOCA of 70 cm² and a SLOCA of 3 cm² both in the hot leg, respectively. Three different cases are considered for the MLOCA as described in the tables. Calculations are performed using ANSYS Fluent 15.0 and following the best practice guidelines for the application of CFD in nuclear safety [10]. The

computational domain is shown in Fig. 6. Solid walls are considered in the model using conjugate heat transfer and the SST $\kappa\omega$ model is used for turbulence modeling. The results showed small differences for temperature distributions using two meshes of different sizes and adopting fully structured mesh with hexahedral elements.

A comparison of the temperature distributions between the three cases of the MLOCA is shown in Fig. 7 at a vertical line below the inlet nozzle and extends from the nozzle ring to the bottom of the downcomer. The results demonstrate local effects of the falling plume with more cooling at the inlet nozzle showing a temperature difference of 200 °C. In addition, the region around a distance of ~1 m below the inlet nozzle attains lower temperatures due to flow separation at the inlet nozzle and reattachment of the plume. The case with symmetric injection of the emergency water (CASE II) shows higher temperature than the other two cases due to the mixing and interaction between the two plumes. The results show the importance of CFD simulations for the PTS analyses to predict realistic three-dimensional distributions of the thermal loads. Fig. 8 shows the temperature history for the SLOCA case at selected locations. The temperature difference at the inlet nozzle is only

60 °C. Three-dimensional temperature distributions in the solid walls of the RPV are extracted at fixed time steps for the subsequent mechanical analyses.

3.5. Three dimensional deterministic fracture mechanics calculations

3.5.1. Finite element modeling

To simplify the fracture mechanics analysis of a cracked reference RPV with 3D FE, we performed a two-step analysis. The first step is a stress analysis for a 3D RPV model and the second step is the fracture mechanics analysis considering a sub model of the local crack affected region.

The RPV FE model contains its most important geometric and mechanical properties. The inner side of the RPV is assumed to be subjected to a PTS caused by the falling plume of emergency cooling water due to a MLOCA. The time dependent three dimensional temperature distribution in the RPV calculated in the CFD simulation, which defines the cooling effect and the thermal loads, is interpolated onto the FE mesh. To facilitate the interpolation of temperatures taken from the CFD mesh the

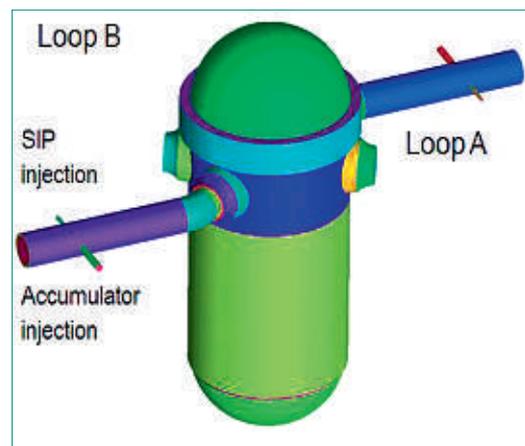
Table 3:
Initial and boundary conditions for the MLOCA

	CASE I		CASE II		CASE III	
	Loop A	Loop B	Loop A	Loop B	Loop A	Loop B
Accumulator, m · [kg/s]	0	200	200	200	0	200
SIP, m · [kg/s]	80	80	80	80	80	80
Accumulator, T[K]	283	283	283	283	283	283
SIP, T[K]	303	303	303	303	303	303
Coldleg, m · [kg/s]	0	0	0	0	0	0
Initial pressure [bar]	69			69		
Initial temperature [K]	558			558		
Void fraction [-]	0			0.5		

Table 4:
Initial and boundary conditions for the SLOCA

	Loop A	Loop B
Accumulator, m · [kg/s]	0	0
SIP, m · [kg/s]	12	12
SIP, T [K]	303	303
Cold leg, m · [kg/s]	0	0
Initial pressure [bar]	98	
Initial temperature [K]	470	
Void fraction [-]	0	

Figure 6:
Computational domain



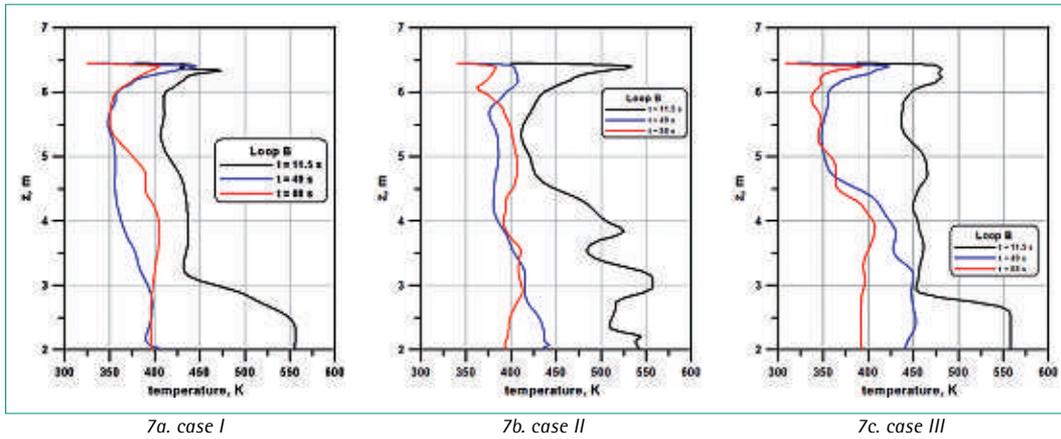


Figure 7: Temperature distributions below the inlet nozzle of loop B for the MLOCA cases

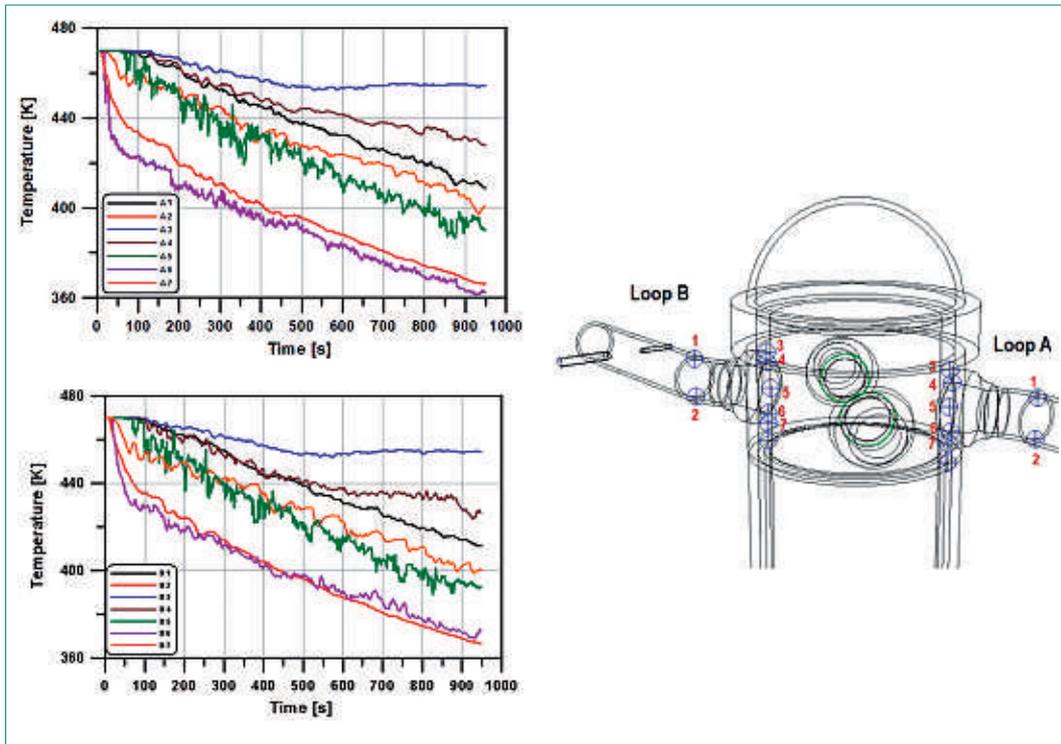


Figure 8: Temperature history at selected locations for the SLOCA case

FE-mesh is built using only quadratic hexahedron elements. The temperature projection is done by using built-in functions in ABAQUS [11] and followed by a stress analysis.

In a second step, a detailed submodel is built for two regions of the RPV, the wall region and the inlet nozzle as shown in Fig. 9. The submodels have linear hexahedron mesh which is refined where the cracks are located. The stresses and information from complete RPV model are used as boundary conditions of the submodels. To simplify the modeling of the crack geometry we have chosen the XFEM which was recently implemented in the commercial FE code ABAQUS [11].

A semi-elliptical circumferential surface crack (shallow crack) is postulated in each submodel. The crack depth is two times the nondestructive testing limit, according to the German standard KTA

3201.2 and corresponds to one tenth of the RPV wall thickness. The stress intensity factor (SIF) for the deepest point of each crack versus crack tip temperature is shown in Fig. 10. The maximum SIF is reached for the axial crack at the inlet nozzle.

Figure 9:
Submodel of the RPV (left), temperatures and von Mises stresses at $t=51$ seconds (right)

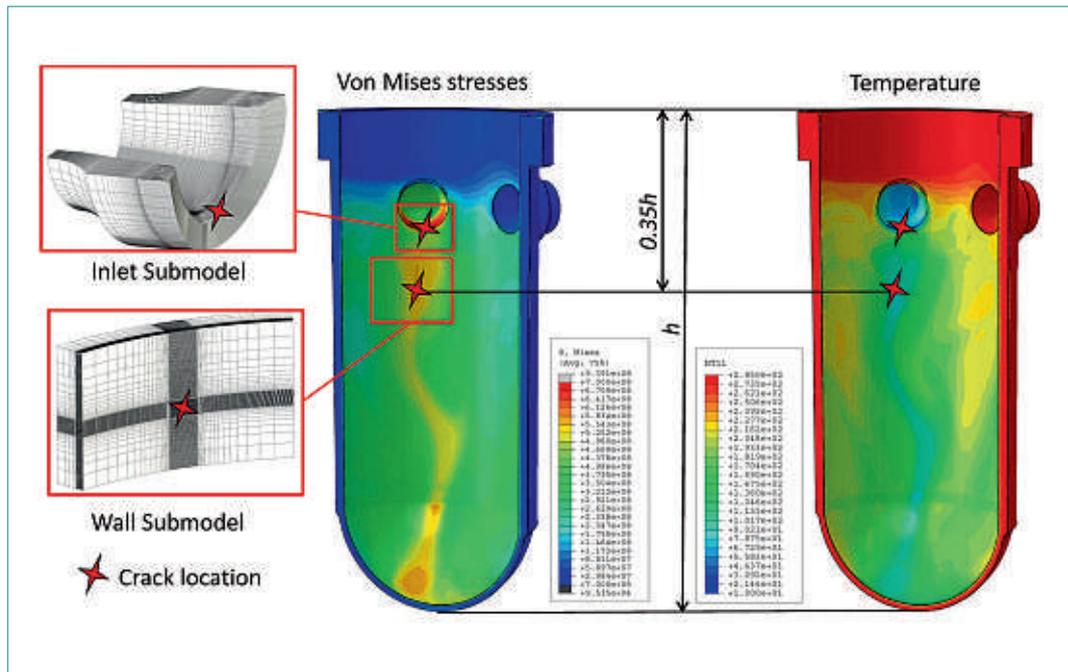
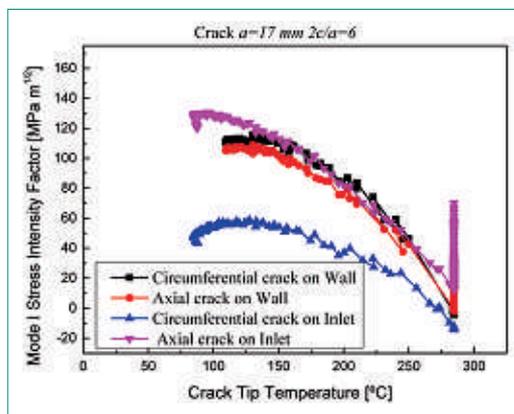


Figure 10:
Comparison between SIFs of axial and circumferential cracks postulated at the inlet nozzle and at the inner wall, in a distance of $0.35h$ below the top.



6. Assessment of 2014 and Perspectives for 2015

6.1. Assessment of 2014

The project goals for the project year 2014 are fully achieved. RELAP5 calculations for the L-, M- and SLOCA yield the mass flow needed in the CFD calculation of a reference RPV. Extensive URANS calculations for the S- and MLOCA result in the transient temperature distribution inside the walls of the RPV for 950 and 540 seconds real time, respectively. These temperatures were transferred into the 3D FEM model for the calculation of time and location dependent stress intensities at cracks postulated at various locations in the RPV.

A probabilistic PTS analysis has been performed by using the crack distribution data from two decommissioned U.S. plants. This result in more realistic and somewhat higher probabilities for crack initiation and RPV failure than in analyses in which fixed crack size of twice the NDT detection limit are assumed. Modification of FAVOR code to read the CFD results (RPV temperature distributions) is made and a probabilistic study of the RPV by considering the plume cooling (3D effects) is performed. Peak K_I of the surface cracks inside the plume are about 33% higher than outside the plume. The conditional probability inside the plume is more than seven orders of magnitude higher than outside the plume. Loading uncertainty of

4. National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project.

5. International Cooperation

In the frame of the PISA project we are represented in the International Group of Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (NUclear GENeration II & III Association) and in the European Technical Safety Organisations Network (ETSON).

+/- 10% increases the total failure frequency by about +/- one order of magnitude. The parameters of the local approach to fracture (Beremin model) were calibrated by means of FE calculations.

6.2. Perspectives for 2015

In 2015 further transients will be calculated with RELAP5, followed by CFD and FE simulations, in order to evaluate the most severe transient. Consolidation of the results from novel XFEM is foreseen. Additional cracks proposed at different locations (e.g. at the inlet nozzle) will be analyzed.

The probabilistic and deterministic analysis with FAVOR and FEM will also be extended in time.

7. Publications

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. González-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. González-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, Investigation on constraint effect of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. ASME Journal of Pressure Vessel Technology, Vol. 137 (2015) (011204-1)–(011204-7).

G. Qian, V.F. González-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, Probabilistic pressurized thermal shocks analysis for a reactor pressure vessel. Proceedings of ASME PVP (2014), 2014–28765.

G. Qian, M. Niffenegger, Methodology and warm prestressing effect for pressurized thermal shock analysis in nuclear power plant, Proceedings of 2014 International Symposium on Structural Integrity, 49–58.

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, Vol. 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 Vol. 275 (2014) 336–343.

8. Conferences and Seminars

ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference -PVP2014.20–24 July, Anaheim, California, USA, Probabilistic pressurized thermal shocks analysis for a reactor pressure vessel, G. Qian and M. Niffenegger.

20th European Conference on Fracture (ECF20), June 30–July 4, Trondheim, Norway, Constraint effects for a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock, G. Qian, V. Gonzalez, M. Niffenegger.

2014 International Symposium on Structural Integrity (invited keynote talk), August 20–24, 2014, Lanzhou, China, Methodology and warm prestressing effect for pressurized thermal shock analysis in nuclear power plant, G. Qian and M. Niffenegger.

XXXI encuentro del grupo español de fractura, GEF-2014. 2–4 April 2014. San Lorenzo de el Escorial. Spain. XFEM integrity analysis of quasi laminar flaws in a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks. VF González Albuixech, G. Qian, M. Niffenegger.

9. References

- [1] M. Niffenegger, H.P. Seifert, G. Qian, Projektantrag PISA-II zu Handen des ENSI, AN-46-12-01, 12.3.2012.
- [2] ENSI Research Report 2010.
- [3] ENSI Research Report 2011.
- [4] ENSI Research Report 2012.
- [5] ENSI Research Report 2013.
- [6] P.T. Williams, T.L. Dickson, S. Yin, 2004. Fracture analysis of vessels-Oak Ridge FAVOR, v 04.1, computer code: theory and implementation of algorithms, methods, and correlations. NUREG/CR -6854.

- [7] 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.
- [8] *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.*
- [9] U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1987. Regulatory Guide 1.154, Format and content of plantspecific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactors.
- [10] J. Mahaffy et al. «Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactors Safety Applications», NES/CSNI/R (2007)5.
- [11] ABAQUS Documentation, Dassault Systèmes, Providence, RI, USA. 2014.

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, 44787 Bochum
Tel., E-Mail, Internetadresse	+49-234-961300, spi@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer des Projekts	Januar 2012 bis Dezember 2014

ZUSAMMENFASSUNG

Das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre» (Finnland) organisiert und hat eine planmässige Laufzeit von 2012 bis 2014 (zum Laufzeitende 2014 siehe Abschnitt «Bewertung 2014 und Ausblick 2015»); 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 beiden Vorjahre bereits vorgestellt, daher konzentriert sich der vorliegende Bericht auf die im Jahr 2014 durchgeführten Versuche und ihre rechnerischen Simulationen, ohne dass Modellierungen und Berechnungsverfahren noch einmal vorgestellt werden. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Basler & Hofmann (B&H), Principia und Stangenberg und Partner (SPI) an diesem Projekt.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2014 neun Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar zwei Versuche zum Studium des Durchstanzverhaltens in Form von Hartgeschoss-Penetration/Perforation (Punching tests, P-Series), sechs Versuche zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series) und ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching tests, X-Series).

Im vorliegenden Bericht werden die 2014 durchgeführten Versuche X4 zum kombinierten Biege-/Durchstanzverhalten sowie V0 und V1 zur Erschütterungsweiterleitung von nicht-linear beanspruchten Stahlbetonstrukturen sowie die zugehörigen rechnerischen Simulationen vorgestellt.

Projektziele

Das Ziel dieses Projektes ist es, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Mit dem Projekt IMPACT wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven.

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

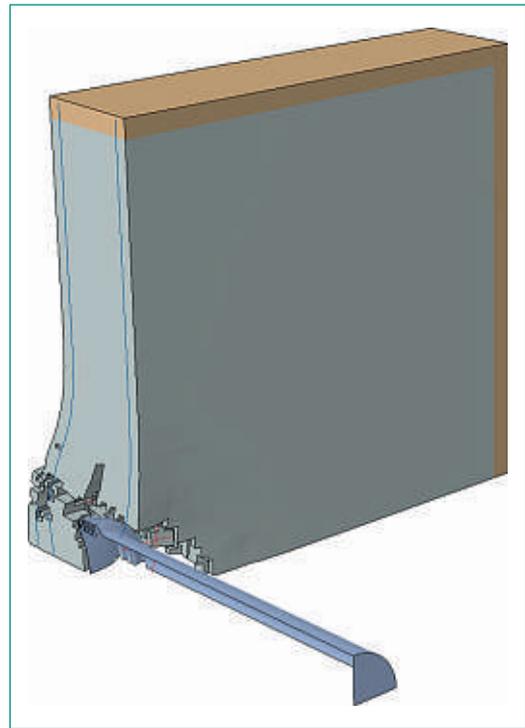


Abbildung 1: Eindringen des Projektil bei Test X4 aus Abaqus-Vorberechnung für 165 m/s.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Versuchseinrichtung und Durchführung des Tests X4

Die Versuche werden im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Nachdem der Versuch X3 zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanztragverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall mit Aufprallgeschwindigkeit 142,7 m/s bereits Beanspruchungen der Stahlbetonplatte bis in den Grenzbereich der Tragfähigkeit ergeben hatte, vgl. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013, war es der Wunsch der Mehrzahl der Teilnehmer am Projekt IMPACT III, die Grenze zum Durchstanzversagen im Folgeversuch X4 noch weiter auszuloten.

Aufgrund von blinden Vorberechnungen mit dem Programm Abaqus ergab sich als Grenzggeschwindigkeit zum Durchstanzen etwa 165 m/s bei einem voraussichtlichen Versagen bei 170 m/s; vgl. Darstellung des maximalen Eindringweges des Projektils in die Stahlbetonplatte in Abbildung 1. Der Versuch X4 erfolgte nach einer Abstimmung zwischen den Teilnehmern am Benchmarkprojekt sodann mit sonst gleichen geplanten Randbedingungen wie beim Versuch X3 und mit der geplanten Aufprallgeschwindigkeit 165 m/s als Zielvorgabe. Tatsächlich wurden im Versuch die in Tabelle 1 im Vergleich der Versuchsparameter angegebenen



Abbildung 2: Rückansicht der Platte nach Test X4

Materialkennwerten der Versuche X3 und X4 und die Aufprallgeschwindigkeit 168,5 m/s erreicht. Der Versuch X4 mit kombiniertem Verhalten infolge Biegung und Durchstanzen fand am 26.11.2014, also kurz vor dem Workshop in Finnland, statt. Es ergab sich – nicht ganz unerwartet – eine vollständige Perforation der Platte mit einer Restgeschwindigkeit des Projektils von 25 m/s. Abbildung 2 zeigt eine rückwärtige Ansicht der getroffenen Stahlbetonplatte nach dem Versuch X4.

	Test X3	Test X4
Beton		
Druckfestigkeit f_c [MPa]	46.6	41.7
Zugfestigkeit f_{ct} [MPa]	3.09	2.26
E-Modul E_c [MPa]	27,989	24,362
Bewehrungsstahl (Biegebewehrung / Bügel)		
Streckgrenze R_{eH} [MPa]	559/629	537.3/-
Zugfestigkeit R_m [MPa]	644.3/702	639.2/-
Gleichmaßdehnung A_{gt} [%]	11.2/5.83	18.5/-
Biegebewehrung (\varnothing 10, $s = 90$ mm e.w.e.f.) [cm^2/m]	8.73	8.73
Schubbewehrung (geschlossene Bügel \varnothing 6 mm) [cm^2/m^2]	17.45	17.45
Projektil		
Masse [kg]	50	50
Wanddicke [mm]	6.35	6.35
Aufprallgeschwindigkeit [m/s]	142.7	168.5

Tabelle 1
IMPACT III, Daten der
Versuche X3 und X4

Rechnerische Simulation des Tests X4

Die Simulation des Tests X4 mit dem Programm Abaqus [1] erfolgte durch Principia. Durch diese Berechnung wurde eine Perforation der Stahlbetonplatte zutreffend vorausgesagt, vgl. Abbildung 3. Die Restgeschwindigkeit des Projektils von 25 m/s nach Durchschlagen der Stahlbetonwand stimmte fast genau mit der Abaqus-Prognose von 22 m/s überein, vgl. Abbildung 4. Die Simulation des Tests X4 mit dem Programm SOFISTiK [2] erfolgte durch SPI. Des Weiteren erfolgten Analysen von B&H mit dem Programm LS-DYNA, vgl. Modellierung in Abbildung 5. Mit den rechnerischen Simulationen mit SOFISTiK und LS-DYNA wurde die Perforation der Platte nicht korrekt vorausgesagt; dies war im Falle von SOFISTiK auch nicht zu erwarten, da in diesem Programm die Querkraftverformungen der Schalen-/Plattenelemente lediglich näherungsweise enthalten sind (vgl. Erfahrungs- und Forschungsberichte der Vorjahre) und die Eignung des Programms auf Fälle ohne Durchstanzversagen begrenzt ist.

Von den weiteren Ergebnissen der rechnerischen Simulationen werden nachfolgend Verschiebungen, Auflagerkräfte, Betondehnungen und Stahldehnungen dargestellt. Die Lage der Messgeber für Verschiebungen ist in Abbildung 6, ausgewählte Verschiebungen sind in Abbildung 7 angegeben. Es zeigt sich, dass die Simulation mit Abaqus die Messwerte gut wiedergeben konnte, während in der Simulation mit SOFISTiK höhere Rechenwerte als gemessen auftraten; dies hängt damit zusammen, dass die Simulation mit SOFISTiK wie oben erwähnt das Durchstanzen der Platte nicht realis-

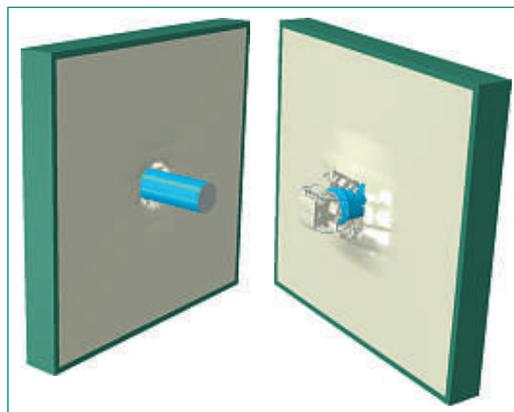


Abbildung 3:
Vorderansicht (links)
und Rückansicht
(rechts) aus Abaqus-
Berechnung zu Test X4.

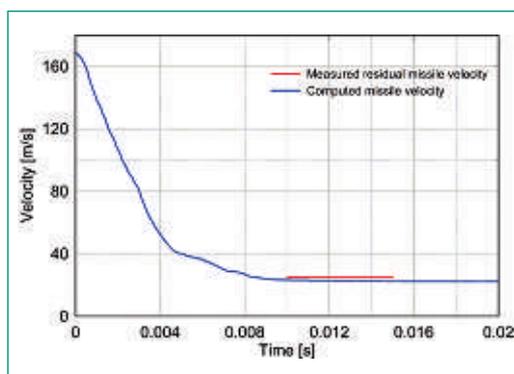


Abbildung 4:
Geschwindigkeit des
Projektils bei Test X4
aus Abaqus-Berechnung.

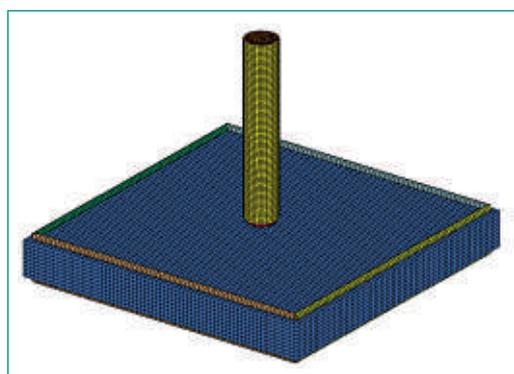


Abbildung 5:
LS-DYNA Berechnungs-
modell für Test X4

Abbildung 6:
Verschiebungsmessgeber bei Test X4
(* Plattenvorderseite)

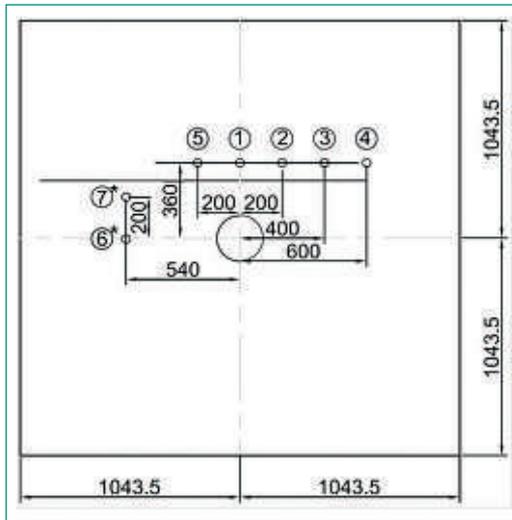


Abbildung 7:
Test X4, berechnete
und gemessene
Verschiebungen

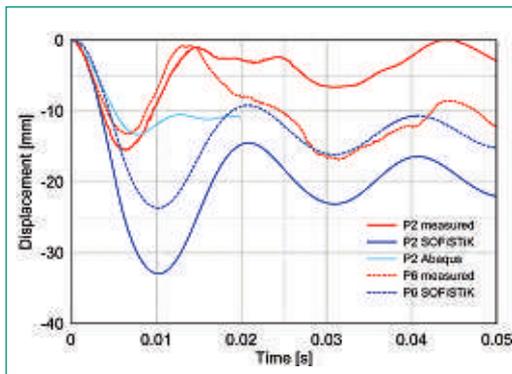
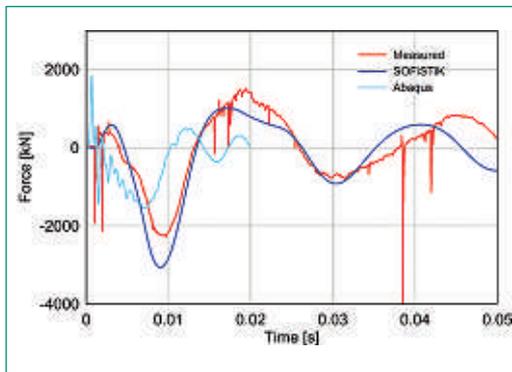


Abbildung 8:
Test X4, berechnete
und gemessene
Auflagerkräfte



tisch wiedergeben kann, weil die Zeitdauer der Kraftübertragung vom Durchstanzbereich auf die umgebende Platte überschätzt wird.

Abbildung 8 zeigt die Summe der Auflagerkräfte; hier ergab die SOFiSTiK-Berechnung, die im Gegensatz zu Abaqus auch den Stahlrahmen im Modell enthält, die bessere Übereinstimmung mit den Messwerten.

Die Lage der Dehnungsmessgeber sowie ausgewählte Betondehnungen und Stahldehnungen sind in den Abbildungen 9 bis 13 dargestellt. Wie bei den Verschiebungen ergaben die Simulationen mit Abaqus auch bei den Dehnungen bessere Übereinstimmungen mit den Messwerten als die Simulationen mit SOFiSTiK, in denen die Deh-

nungen zu gross ermittelt werden. Bei den Bügeldehnungen S2, vgl. Abbildung 13, scheint der Messgeber bei ca. 3,5 ms ausgefallen zu sein. Die Messwerte der Bügeldehnung S2 bis zu diesem Zeitpunkt erreichen mit ca. 4% eine ähnliche Größenordnung wie der Rechenwert mit ca. 5%.

Versuchseinrichtung und Durchführung des Tests V0

Der Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V0 ist von VTT allein konzipiert worden und diente als Vorversuch zur Bestimmung des zu erwartenden Erschütterungsniveaus an der hinteren Wand des Versuchskörpers (Rückwand) und zum Austesten der Messtechnik der Beschleunigungen, die in den bisherigen Versuchen nicht aufgezeichnet worden waren. Die Struktur des Versuchskörpers V0 besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer frei auskragenden Rückwand. Die Vorderwand ist in dem Rahmen abgestützt, der auch für die Versuche der anderen Testserien verwendet wurde. Abbildung 14 zeigt eine schematische Skizze des Versuchsaufbaus zum Test V0. Der Versuchskörper V0 wurde dreimal hintereinander mit den Geschwindigkeiten 111,2 m/s, 113,6 m/s und 116,8 m/s beschossen (Versuche V0A, V0B und V0C).

Rechnerische Simulation des Tests V0

Die rechnerische Simulation der drei Versuche im Rahmen des Tests V0 erfolgte mit dem Programm SOFiSTiK, vgl. Darstellung des FE-Modells in Abbildung 15. Gemessen wurden Verschiebungen und Beschleunigungen der vom Projektil getroffenen Vorderwand, der Mitte der Bodenplatte sowie der Rückwand, vgl. Lage der Messgeber in Abbildung 16, sowie die Auflagerkräfte. Die Abbildungen 17 bis 20 zeigen ausgewählte gemessene und berechnete Verschiebungen sowie Auflagerkräfte, jeweils für einen der drei aufeinander folgenden Beschussversuche. Abbildung 21 zeigt die für alle drei Versuche ermittelten Beschleunigungs-Antwortspektren an OK Rückwand als Mass für die induzierten Erschütterungen. Die Übereinstimmung der rechnerischen Simulationen mit den Messwerten ist insgesamt befriedigend.

Versuchseinrichtung und Durchführung des Tests V1

Der Erschütterungs-Weiterleitungs-Test V1 ist der eigentliche erste planmässige Test der V-Series. Wie bei Test V0 wurden kurz hintereinander die drei Tests V1A, V1B und V1C am selben Versuchs-

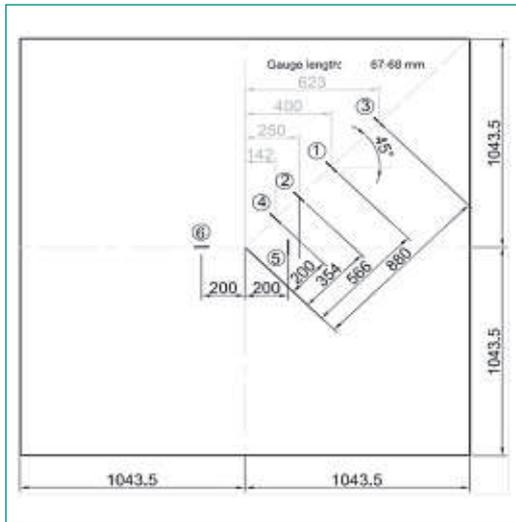


Abbildung 9:
Test X4, Messgeber für Betondehnungen (Plattenvorderseite)

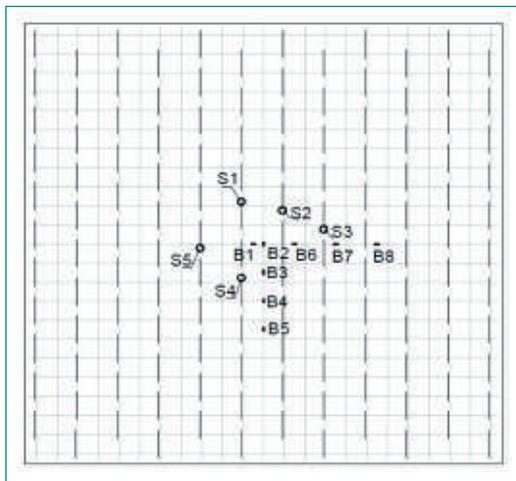


Abbildung 11:
Test X4, Messgeber für Stahldehnungen.
B = Biegebewehrung (Plattentrückseite), S = Bügel

körper durchgeführt; die Geschwindigkeiten waren mit 113,7 m/s, 114,9 m/s und 114,7 m/s nahezu gleich. Die im Foto in Abbildung 22 und schematisch in Abbildung 23 dargestellte Struktur besteht aus einer Vorderwand (Anprallwand), einer verbindenden Bodenplatte und einer Rückwand; seitlich sind Dreieckswände zur Stabilisierung angeordnet. Die Struktur ist horizontal an beiden Enden der Bodenplatte zur Verhinderung eines Gleitens und vertikal an der Oberseite der Vorderwand zur Verhinderung eines Abhebens abgestützt, vgl. Abbildung 24. Die vertikale Lagerung erfolgt auf Elastomerstreifen unter Vorder- und Rückwand. Die Bewehrung des Testkörpers ist so bemessen, dass nichtlineares Werkstoffverhalten auf den unmittelbar dem Anprall ausgesetzten Bereich der Vorderwand beschränkt bleibt und die übrigen Bauteile reversibles Verhalten aufweisen. Es ist eine Betongüte C40/50 und ein Bewehrungs-

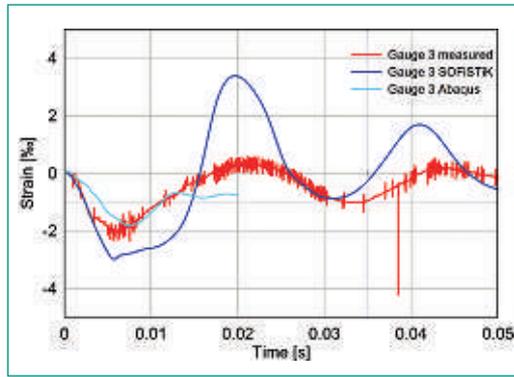


Abbildung 10:
Test X4, berechnete und gemessene Betondehnungen

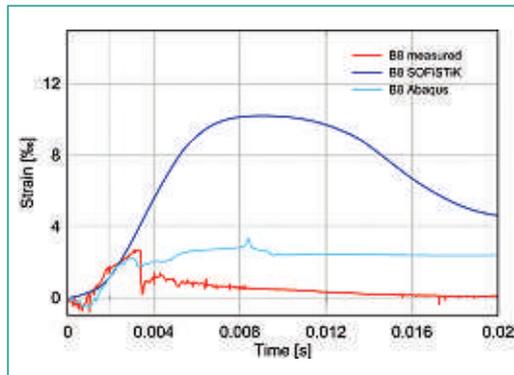


Abbildung 12:
Test X4, berechnete und gemessene Stahldehnungen

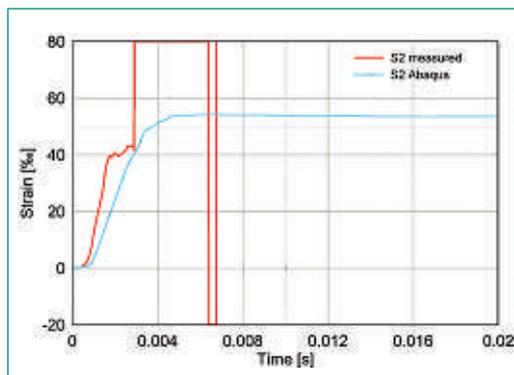


Abbildung 13:
Test X4, berechnete und gemessene Stahldehnungen

stahl S500 verwendet worden; die Grundbewehrung betrug $\varnothing 6$ mm c/c 50 mm mit Zulagen in den Eckbereichen, Bügel waren lediglich im Bereich der Lasteinleitung erforderlich.

Rechnerische Simulation des Tests V1

Die dynamischen Analysen erfolgten mit dem Programm SOFiSTiK, wobei die Betonstruktur auf Schalenelemente und die Lagerungen auf Federelemente abgebildet wurden, vgl. Abbildung 25, die das FE Modell und die Lage der Verschiebungs- und Beschleunigungsgeber zeigt.

Um die Unsicherheiten auf der Lastseite gering zu halten, war vom ENSI vorgeschlagen worden, für V1 das bereits beim Biegeversuch B1 eingesetzte Projektil mit der dortigen Anprallgeschwindigkeit 110 m/s zu verwenden. Aus den Analysen zum Test B1, der auch beim Projekt IRIS als Referenzfall diente, ist bekannt, dass die hierfür verwendeten

Abbildung 14 (links):
Test V0, schematische
Darstellung des
Versuchsaufbaus

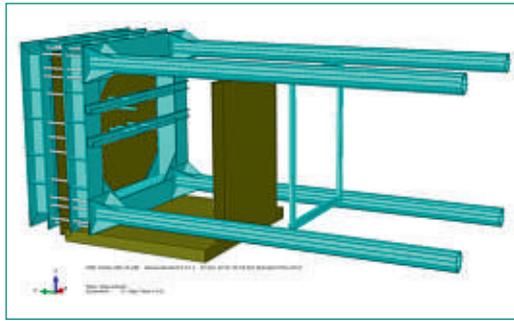


Abbildung 15
(rechts):
FE Modell für Test V0
(SOFiStiK)

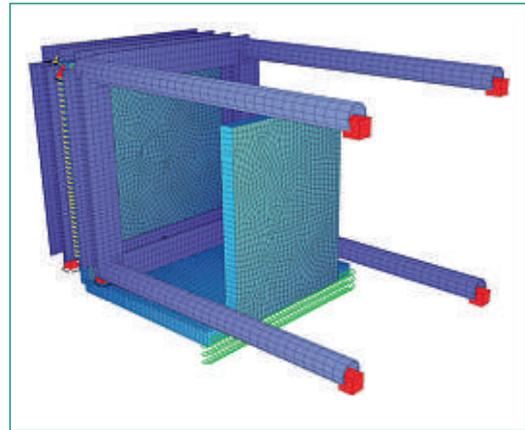


Abbildung 16 (links):
Test V0, Messgeber
für Verschiebungen
(orange) und
Beschleunigungen
(grün)

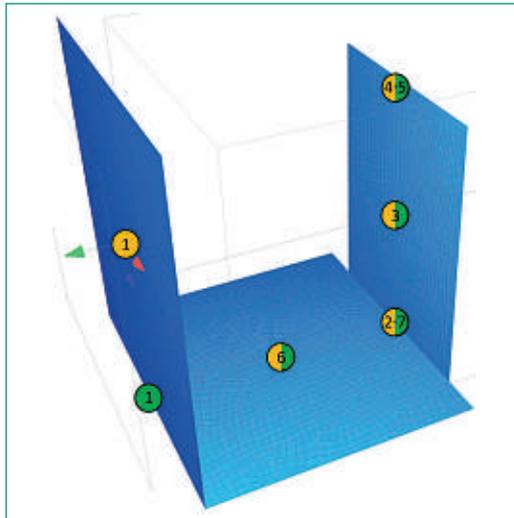


Abbildung 17
(rechts):
Test V0, gemessene und
berechnete horizontale
Verschiebungen in
Mitte Vorderwand

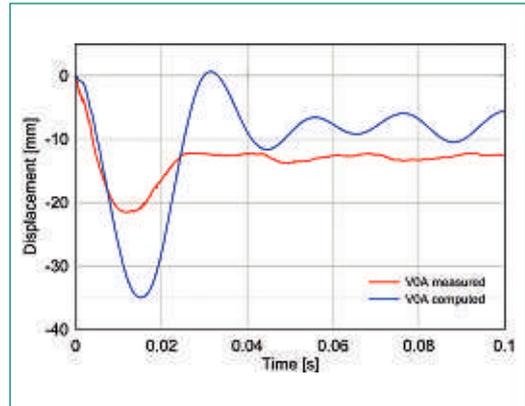


Abbildung 18 (links):
Test V0, gemessene und
berechnete horizontale
Verschiebungen in
Mitte Rückwand

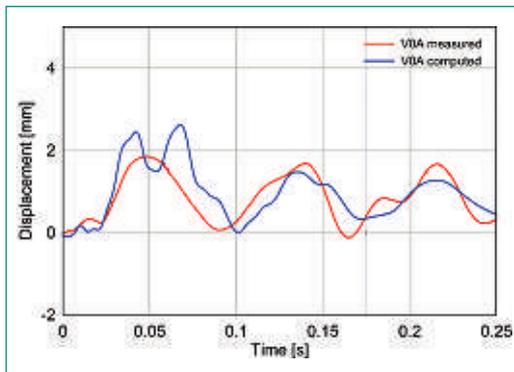


Abbildung 19
(rechts):
Test V0, gemessene und
berechnete horizontale
Verschiebungen an OK
Rückwand

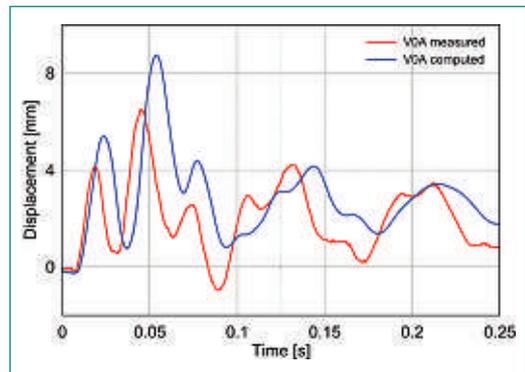


Abbildung 20 (links):
Test V0, gemessene und
berechnete
Auflagerkräfte

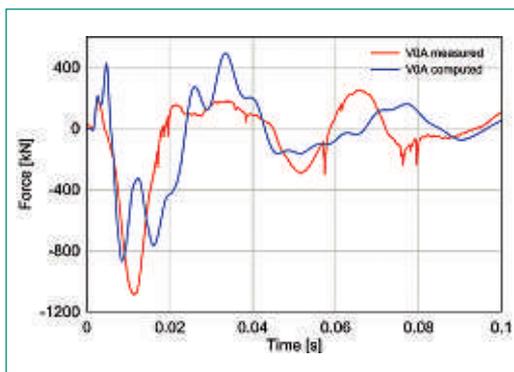
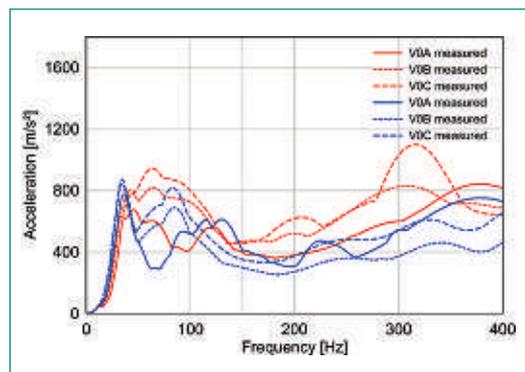


Abbildung 21
(rechts):
Test V0, gemessene und
berechnete horizontale
Beschleunigungs-
antwortspektren
 $D = 5\%$ an OK
Rückwand



Lastfunktionen (vgl. Darstellung im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013) zu sehr guten Übereinstimmungen Messung/Rechnung führten. Zur Simulation der im Versuch erreichten Geschwindigkeiten wurde die Last aus Test B1 um 3% erhöht. Als ausgewählte Berechnungsergebnisse werden

horizontale und vertikale Verschiebungen an Vorder- und Rückwand (Abbildungen 26 bis 28), Dehnungen in der Mitte der getroffenen Stahlbetonplatte (Abbildung 29), horizontale Auflagerkräfte (Abbildung 30), Beschleunigungen an Mitte Rückwand (Abbildung 31) sowie Beschleunigungs-Ant-

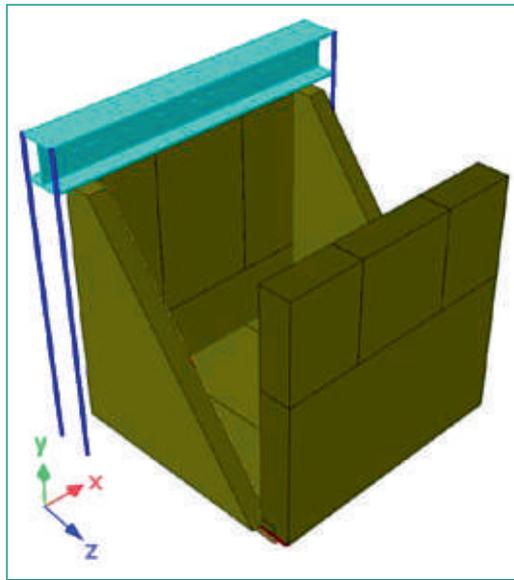


Abbildung 22 (links):
Ansicht des Versuchskörpers für Test V1

Abbildung 23
(rechts):
Schematische Ansicht des Testkörpers

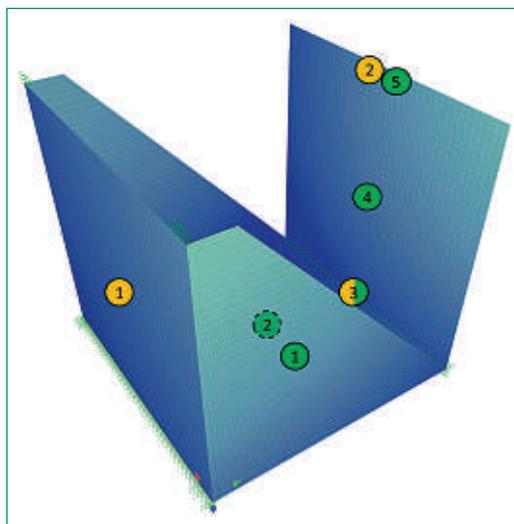
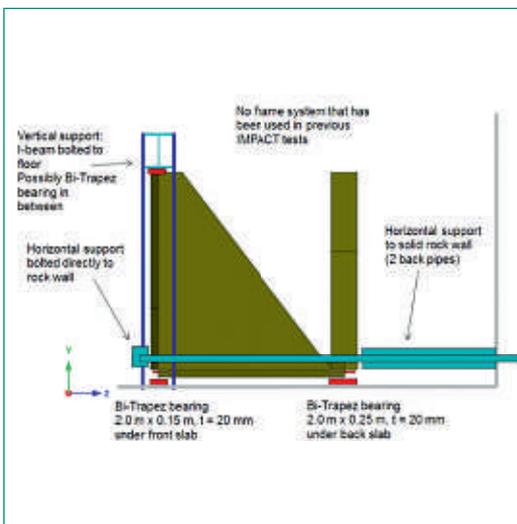


Abbildung 24 (links):
Lagerbedingungen für Test V1

Abbildung 25
(rechts):
Test V1, Messgeber für Verschiebungen (orange) und Beschleunigungen (grün); Messgeber 2 liegt in Bodenplattenmitte

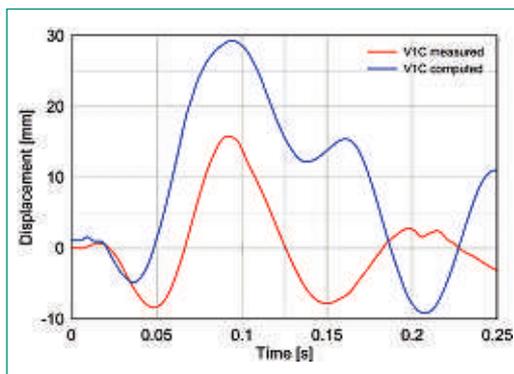
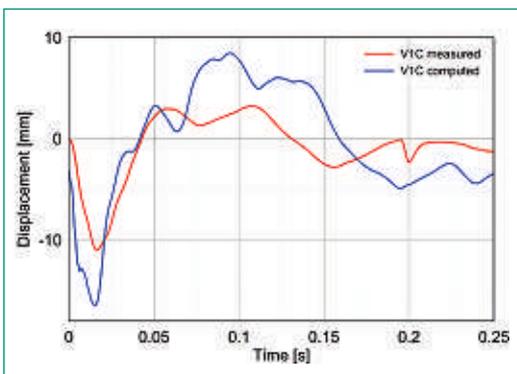


Abbildung 26 (links):
Test V1, gemessene und berechnete horizontale Verschiebungen in Mitte Vorderwand

Abbildung 27
(rechts):
Test V1, gemessene und berechnete horizontale Verschiebungen an OK Rückwand

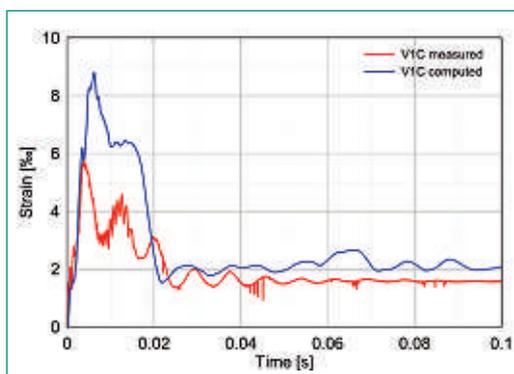
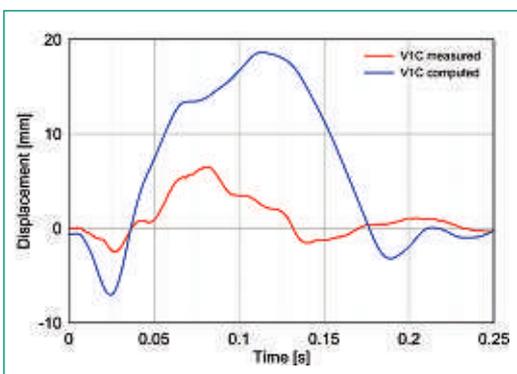


Abbildung 28 (links):
Test V1, gemessene und berechnete vertikale Verschiebungen an UK Rückwand

Abbildung 29
(rechts):
Test V1, gemessene und berechnete Beton-
dehnungen

Abbildung 30 (links):

Test V1, gemessene und berechnete Auflagerkräfte

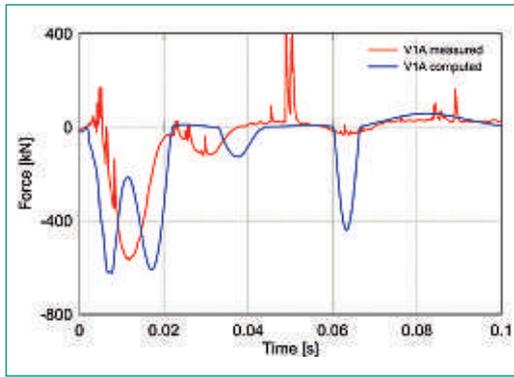


Abbildung 31 (rechts):

Test V1, gemessene und berechnete horizontale Beschleunigungen an Mitte Rückwand

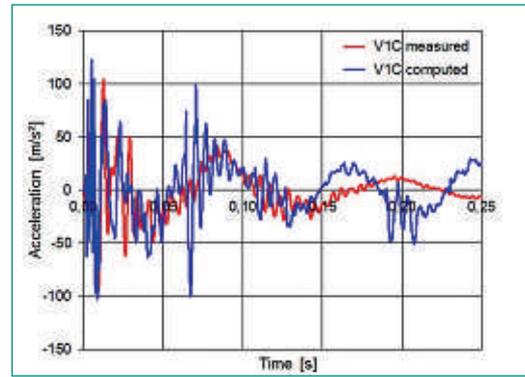


Abbildung 32 (links):

Test V1, gemessene und berechnete vertikale Beschleunigungsantwortspektren $D = 5\%$ an UK Rückwand

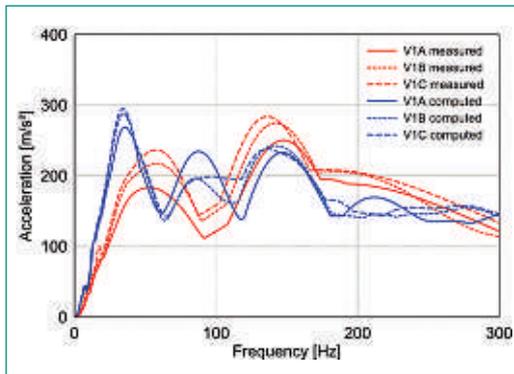


Abbildung 33 (rechts):

Test V1, gemessene und berechnete horizontale Beschleunigungsantwortspektren $D = 5\%$ in Mitte Rückwand

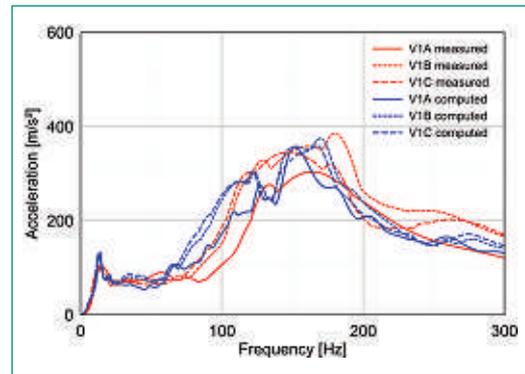
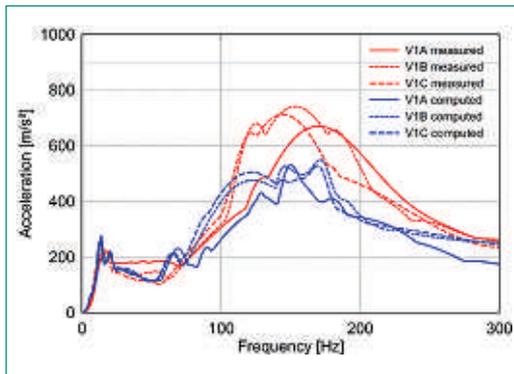


Abbildung 34:

Test V1, gemessene und berechnete horizontale Beschleunigungsantwortspektren $D = 5\%$ an OK Rückwand



wortspektren an Unterkante, Mitte und Oberkante der Rückwand (Abbildungen 32 bis 34) angegeben. Die gemessenen Beschleunigungen und die daraus errechneten Antwortspektren resultieren aus den von VTT vorgenommenen 250-Hz-Filterungen; die Rohdaten der gemessenen Beschleunigungen enthalten höhere und hochfrequenterer Anteile als z. B. in Abbildung 31 dargestellt.

Die für die Versuche V1 berechneten Verschiebungen, insbesondere die vertikalen Verschiebungen der Rückwand, erreichen höhere Amplituden als die gemessenen Verschiebungen. Der Grund hierfür ist offenbar die zu gering angesetzte Steifigkeit der die Elastomerlager repräsentierenden Federelemente, was aus den Abbildungen 28 und auch 32 zu erkennen ist. Nachträglich durchgeführte Parameteranalysen deuten darauf hin, dass aufgrund von Reibung an den horizontalen Lagern zusätzliche Vertikalkräfte aufgenommen werden, die die vertikalen Verschiebungen deutlich verringern. Hingegen stimmen die horizontalen Antwortspektren an der Rückwand des Systems sowohl bezüglich der Amplituden als auch bezüglich des Frequenzgehalts recht gut mit den aus den gemessenen Beschleunigungen errechneten Antwortspektren überein.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler&Hofmann AG (Zürich) im Team ENSI beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Im IMPACT-Projekt arbeiten 10 Teams aus 7 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, UK, USA, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland, Kanada, UK, USA, Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden direkt vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät. Im Team ENSI sind Stangenberg und Partner (Bochum) und Principia (Madrid) beteiligt.

Bewertung 2014 und Ausblick 2015

Die vom Team ENSI 2014 geleisteten Arbeiten führten zu sehr zufriedenstellenden Resultaten. Der ursprünglich für den Sommer 2013 geplante und dann auf 2014 verschobene neue Versuchsaufbau in einer neuen Halle, der Versuche mit Betonplatten 3,5 x 3,5 m und Projektilen bis 100 kg Masse und bis 200 m/s Geschwindigkeit erlauben soll, wurde seitens VTT entgegen dem Wunsch des ENSI weiter in die Zukunft verschoben und soll nun erst im Folgeprojekt IMPACT IV realisiert werden. Das Projekt IMPACT III konnte nicht wie geplant bis Ende 2014 abgeschlossen werden; ein Termin für den Abschluss ist derzeit nicht absehbar.

Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, and R. Zinn (2013):* Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA
- *R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodriguez, L. Lacoma, F. Martinez and 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.

Referenzen

- [1] *SIMULIA (2013)* «Abaqus Analysis User's Manual», Version 6.13, Dassault Systèmes Simulia Corp., Rhode Island, USA
- [2] *SOFISTIK AG (2014):* SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim

Earthquake Strong Motion Research

Author and Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, B. Edwards, V. Poggi, D. Roten, R. Grolimund, M. Spada, B. Schechinger, T. Tormann, J. Woessner
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet	+41-44-633 3857, d.faeh@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2010 to June 2014

ABSTRACT

The goal of project «Earthquake Strong Motion Research» was to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The project was split into five sub-tasks. Subproject 1 was focused on the investigation and improvement of ground-motion attenuation models and earthquake source scaling for Switzerland. A variety of new products, methods and models have been developed and published. Highlights of the subproject include the development of methods for automatic site amplification determination; Swiss specific ground-motion prediction models; the investigation of earthquake sources and their 3D crustal distribution; and development of models for amplification, attenuation and vertical-to-horizontal ratio for sites with known velocity profiles. Within subproject 2, we improved the tools for deterministic predictions of ground motion, especially with respect to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils. Records of strong ground motion that are clearly characterised by nonlinear soil behaviour were studied and reproduced using advanced constitutive soil models. Within subproject 3 the earthquake catalogue for the period between 1878 and 1900 was systematically reassessed through historical-critical re-

integration of the Annual Reports of the Swiss Seismological Commission. This includes the reconstruction of macroseismic fields from the assessment of local intensities for events with an assumed intensity of V and stronger. In addition, a common database for the compilation of paleo-seismological findings from various research fields was established, and the interdisciplinary reassessment of the period 1964–1974 was finalized. In subproject 4, we present new methodologies to characterize seismogenic source zones in Switzerland, advancing towards more realistic and physically constrained models. For instance, one methodology combined controlled-source seismology and receiver functions to define Moho topography. A general decrease of the *b*-value with depth was observed, which has implications for seismic hazard. We also investigate the resolution capability of 3D seismic data for fault detection and its influence on seismic hazard estimates. Finally, subproject 5 was related to geological disposal repositories with a focus on the possible impacts of strong earthquakes on the repository itself and the infrastructure during the operating phase. We developed an initial conceptual framework to assess the hazard posed by induced earthquakes.

Project goals

The project is split into five subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The sub-projects are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Modelling wave propagation in complex, non-linear media;
3. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1974;
4. Improved seismotectonic zonation for Switzerland;
5. Earthquake scenarios for deep geological disposal.

Subproject 1 has focused on the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source-scaling models for Switzerland. The complete understanding in terms of physical parameterization of such models is crucial in order to decouple different effects and build robust predictive models that scale appropriately to large magnitudes. The goal of this subproject was therefore to improve our understanding of existing approaches for ground motion prediction, such as global ground-motion prediction equations (GMPEs) and stochastic simulation models, in addition to developing new approaches and models for the purpose of strong ground motion prediction in Switzerland.

The scope of subproject 2 was to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils. Records of strong ground motion that are clearly characterised by nonlinear soil behaviour were studied and reproduced using advanced constitutive soil models. An important aspect of this subproject was the calibration of dynamic soil properties from standard geotechnical tests, because deterministic prediction models require many parameters, which are difficult to define. A further aim was to study the propagation of body and surface waves in nonlinear materials by performing numerical simulations in three-dimensions.

As instrumental measurements only provide reliable data from seismic activity in Switzerland since 1975, the assessment of seismic hazard chiefly relies on historical records of earthquakes. Subproject 3 therefore targeted the historical-critical improvement of the database of event classes that have not yet been analysed in-depth in the framework of preceding revisions of the earthquake

catalogue of Switzerland. A special focus is on the reassessment of intermediate-size earthquakes in the pre- and early-instrumental period of systematic earthquake observation (1878–1974). This includes the analysis of the historical context of the data production to ensure its accurate interpretation.

In Subproject 4, we move towards a more realistic characterization of the seismogenic source zones for probabilistic seismic hazard studies. This was achieved by focussing on a more accurate structural representation with the link between stress, strength and the average earthquake size. Finally, subproject 5 is related to the definition of possible earthquake impacts on deep geological disposals, the analysis of observations in underground structures, and the issue of induced seismicity.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 has focussed on improving ground-motion prediction in Switzerland. We have developed a number of products to achieve this aim, and published several articles that improve the understanding of ground-motion in Switzerland. One of the central components of this work has been the development of a stochastic ground-motion simulation model tailored to Swiss seismicity (Edwards & Fäh, 2013a). This model expanded the model developed within the PEGASOS Refinement Project to cover both the Swiss Alps and Swiss Foreland. The model took into account previous studies on Swiss seismicity and ground-motion modelling, such as the definition of a rock reference velocity profile [1] and crustal and near surface attenuation ([2]; Poggi et al., 2013). A report commissioned by ENSI was produced summarising GMPEs and their use in Switzerland (Edwards & Fäh, 2014).

Cauzzi et al. (2014) have recently parameterized the Swiss ground-motion simulation model, such that predictions at various response spectral ordinates can be efficiently generated using only magnitude and source-site distance measures. This has facilitated integration into other products at the Swiss Seismological Service (SED) such as Shake-

Maps and the forthcoming updated national seismic hazard maps. Other related products include the determination of site amplification in Switzerland based on systematic analysis of recorded ground-motions relative to the Swiss simulation model (Edwards et al., 2013). The resulting empirical amplification functions for all of the Swiss real-time seismological stations are incorporated into the SED database and displayed online. The amplification functions have already been used by Michel et al. (2014) to improve the site characterization procedure of newly installed stations within the Swiss Strong-Motion Network and is presently applied for new NAGRA and Mont Terri monitoring stations. A sensitivity analysis was carried out to verify the robustness of the amplification predictions. For that, a synthetic database of seismic stations was produced, including 1D velocity profiles, attenuation models, and corresponding computed SH-wave amplification functions. Synthetic spectra were then produced for a broad range of magnitude/distance combinations. The analysis highlighted the improvements achieved with the updated approaches (Figure 1).

Uncertainty in ground-motion prediction for large events in Switzerland is high due to a lack of data for large earthquakes. We have therefore made numerous tests to calibrate and quantify uncertainty. For the original ground-motion model, macroseismic data, along with intensity to ground-motion conversion equations, were used to calibrate the large-magnitude predictions for Switzerland. Further analysis by Cauzzi et al. (2014) has looked into the issue of calibration in the Alpine and Foreland region specifically, and on the issue of the depth dependence of stress-drop (Goertz-

Allmann & Edwards, 2014). The result is a proposed weighting scheme for Alpine and Foreland shallow and deep events which will be incorporated into the current renewal of seismic hazard in Switzerland. Analysis of data from large earthquakes in Europe and the Middle East also provided insights into the stress-parameter suitable for the larger events (Edwards & Fäh 2013b), while comparison with Japanese data has shown that the simulation model used for Switzerland is as good as existing GMPEs at predicting response ordinates for magnitudes up to 7.6.

At the local level, different parametric models for site-specific ground motion have been developed. Firstly, a functional relation to compute vertical-to-horizontal ratio of 5% damped response spectra was calibrated for rock sites (Edwards et al., 2011), based on the calculation of the quarter-wavelength average velocity at the site. The method was subsequently extended to also account for resonance phenomena in soft sediment sites (Poggi et al., 2012a). In a similar manner, two parametric models for near-surface attenuation (κ) (Poggi et al., 2013) and anelastic site-specific amplification were developed (Poggi et al., 2012b), based on quarter-wavelength concepts and calibrated against empirical amplification functions.

In order to improve the level of detail in assessing geophysical site parameters required for the proper estimation of ground motion at the surface, such as the quarter wavelength parameters, new site-characterization techniques were developed. A novel active seismic approach to analyse surface waves was established, based on the continuous wavelet transform (Poggi et al., 2012c). The method is useful with continuous recordings and

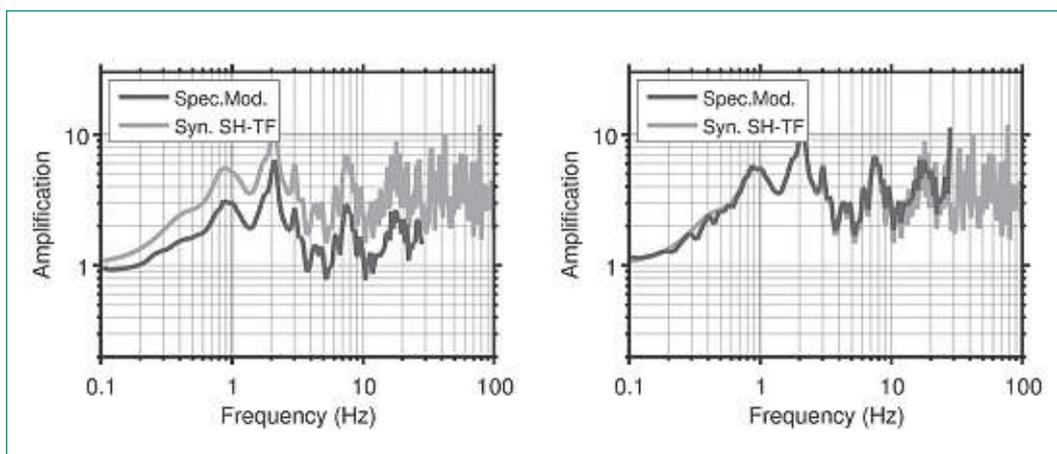
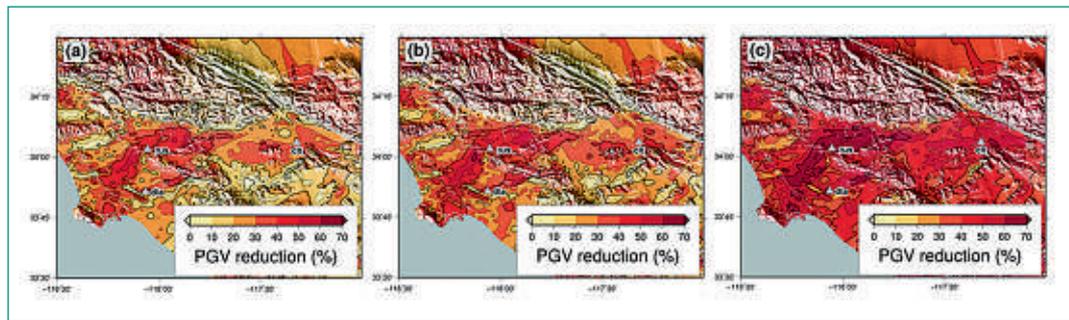


Figure 1: Comparison of input (Syn. SH-TF) and recovered (Spec. Mod.) site amplification. Left: Approach (classical) detailed in Edwards et al. (2013), with mismatch between the input and recovered explained by the crustal amplification. Right: newly developed (iterative) approach, which takes advantage of input amplification estimations (e.g., quarter wavelength based) and removes the need for a crustal amplification.

Figure 2:
Reduction in horizontal peak ground velocities (%) obtained with three cohesion models (a), (b), and (c) (Roten et al., 2014a) with respect to the viscoelastic solution.



therefore is complementary to passive seismic acquisition and the processing of ambient vibrations. We have also developed a method to assess resonance characteristics of 2D structures using eigen-decomposition of ambient vibrations recordings (Poggi et al., 2014; Ermert et al., 2014). The method allows us to map regions where large amplifications due to 2D/3D resonances are expected.

In addition to the locally calibrated, region specific ground-motion prediction equation (GMPE), we have developed a conversion scheme of existing GMPEs valid for other regions of the world to Swiss conditions (Edwards et al., 2014a). The conversions account for epistemic uncertainty by including a range of conversion schemes and calibration approaches. One of the most critical parts of this so-called host to target conversion is the near-surface attenuation, defined by the kappa parameter. We have investigated the sources of the significant uncertainty in this parameter by using a number of different analysis approaches (Edwards et al., 2014b).

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media

Research in subproject 2 focused on both nonlinear behaviour of soft soils near the surface and nonlinearity in the fault zone at depth. To improve our understanding of nonlinear response near the surface we studied records of strong ground motion that are clearly characterised by cyclic mobility (i.e., effects of pore-water pressure generation that may ultimately lead to soil liquefaction). We selected sites where accelerations were recorded both at the surface and in a borehole, including the Wildlife Liquefaction Array, the vertical arrays at Kushiro Port and Onahama Port, and the KiK-net site FKSH14. A methodology was developed to invert strong ground-motions rec-

orded on such vertical arrays directly for the dilatancy parameters in the lai et al. [3] cyclic mobility model. Synthetic acceleration time series, obtained by simulating the response of the liquefiable soils with the 1-D finite difference code NOAH [4], were shown to accurately describe the time and frequency evolution of the observations at these sites. Liquefaction resistances derived from strong motions tend to be higher than predictions from field and laboratory tests, and indicate that cyclic mobility effects may occur on soils with a high liquefaction resistance during strong and prolonged shaking [Roten et al., 2013, 2014b].

These case studies illustrate how cyclic mobility may lead to accelerations exceeding 1g on soils that respond distinctively nonlinearly to the shaking, and how advanced constitutive soil models are able to capture this phenomenon. Because the definition of dilatancy parameters in such models remains a challenge, we have developed a method that simplifies the calibration of the lai et al. [3] cyclic mobility model from laboratory tests [Roten et al., 2011]. A similar method has been derived that allows calibration of dilatancy parameters in the lai et al. [3] model from results of cone penetration testing. This approach has been used to characterize the soil properties at the location of two strong motion stations in Switzerland, located on the sediments of Lake Lucerne and Lake Neuenburg. In the framework of subproject 2 nonlinear material behaviour based on Drucker-Prager plasticity was implemented in a 3D finite difference code that simulates spontaneous rupture and wave propagation. By participating in benchmark TPV27 of the SCEC/USGS dynamic rupture code verification project [5] we have successfully verified our implementation of plasticity against a series of independent finite difference and finite element codes.

We have also simulated the ShakeOut earthquake scenario (widely used for drills, assuming an M7.8

earthquake on the southern San Andreas Fault) for a medium governed by Drucker-Prager plasticity. These simulations have shown that plasticity in the fault zone, and, to a lesser extent, nonlinear behaviour in shallow sediments, could reduce the earlier predictions of large long-period ground motions in the Los Angeles basin by 30–70% [Roten et al., 2014a] (Figure 2). These results suggest that the role of plasticity in the saturation of ground motions is not limited to extreme events, such as the maximum physically possible earthquake assumed for Yucca Mountain [6], but remains significant for earthquake scenarios that are considered very plausible.

3. Revision of the Swiss earthquake catalogue 1878–1974

An interdisciplinary study on the period 1964–1974 was completed (Grolimund et al., 2014a). This study addresses the scope and completeness of the relatively scarce documentary data from this period with respect to the administrative, cultural and technological changes at the SED. The results were set into a broader context on risk culture at the SED (Grolimund & Fäh, 2014c). These studies not only provided insights into the reliability of data produced in this period and on the history of the SED and its technological development, but also into the general source material situation in the SED's archives.

The identification and evaluation of relevant historical sources for Switzerland brought to light a considerable potential for improvement of the Swiss earthquake catalogue with respect to its completeness and certainty of events. Due to the loss of a large number of primary sources in the 1950s, the historical Annual Reports of the Swiss Seismological Commission (SEC) are, for most events, our only direct access to the macroseismic

investigations performed in Switzerland between 1880 and about 1960. Our analysis showed that the large wealth of information is only partly and inaccurately integrated in the current version of the Earthquake Catalogue of Switzerland (ECOS-09). For the period of 1880–1900 the database of Earthquake Catalogue of Switzerland ECOS was updated on the basis of the information contained in the Annual Reports of the SEC (Figure 3). The earthquake list was completed with a considerable number of hitherto unknown (generally small) events. Dating errors and duplications were corrected and, in many cases, the appraisal of certainty was adjusted according to historical-critical standards. The descriptive macroseismic information documented in the Annual Reports was systematically integrated into the database for events with an assumed potential epicentral intensity of V (EMS-98) and stronger. Based on this dataset, following the procedures established in the compilation of ECOS-09, individual intensity data points were assessed. In addition the historical context of the production of earthquake information was investigated in order to ensure its correct interpretation. The potential biases and fragmentations of the data resulting from the cultural, theoretical and methodological background of the networks and actors involved could be correlated with specific patterns emerging from the analysis of the macroseismic fields (Grolimund & Fäh, 2014b).

A number of paleo-seismological studies carried out in the last few decades in Swiss lakes revealed evidence for potentially seismically triggered mass deposits. So far, the findings have not been systematically collected and combined with data from studies carried out in other scientific disciplines (archeology, speleology, ancient history etc.). In cooperation with the sediment dynamics group at ETH we developed a database which enables the integration of the available data from various origins in a common framework. Finally, a study com-

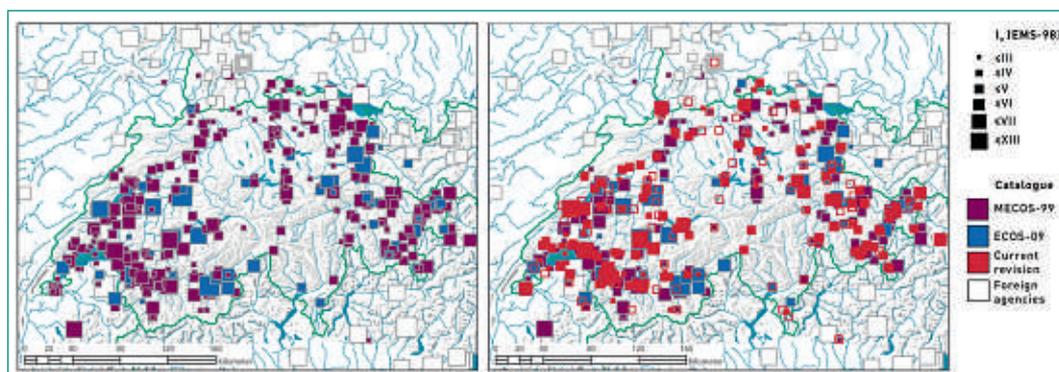


Figure 3: Event maps 1880–1900 pre-revision status and revised status of the event list. The symbol relates to the epicentral intensity (I_e) in EMS-98 and the catalogue version on which the last modification is based on. Unfilled squares represent new events of unknown I_e .

paring sedimentological «archives» with archeological and historical accounts is currently under revision (Grolimund et al., 2014d).

4. Improved seismotectonic zonation for Switzerland

The overall objective of our research was to move beyond the state of the art defined in the PEGASOS and PRP 'source' (SP1) groups by adding physical-rheological constraints to existing statistical and subjective zonation approaches. This should lead to more realistic characterizations of the seismogenic source zones for probabilistic seismic hazard studies and allow for a more accurate structural representation, linked to realistic representations of stress, strength and the average and maximum possible earthquake size.

The definition and characterization of relevant seismic sources are critical steps in probabilistic seismic hazard assessment (PSHA). This is particularly challenging in low-seismicity regions because observation periods are relatively short, seismicity is often diffuse, and active faults are difficult to identify. In such regions, seismogenic sources are typically represented as areal sources: zones with equal seismic potential. However, observed seismicity is never truly uniformly distributed but clusters at all scales. In Spada et al. (2011), we developed and applied a fractal scaling approach to explore a more realistic characterization of the seismicity distribution within each source zone. For a hypothetical square source zone, we computed hazard curves and hazard maps resulting from simulations of uniformly distributed seismicity, and we compared these with those resulting from simulations of clustered seismicity. We found that the assumption of uniform distribution of events leads to a systematically higher estimate of hazard within the source zone. This overestimation increases for lower probability levels. Of equal importance is the fact that the assumed uniform distribution underestimates the uncertainty of the hazard by up to a factor of three. We applied the fractal scaling approach to the seismicity of Switzerland and measured the fractal dimension of instrumental seismicity for the past 30 years. Using this value for synthetic catalogues we then built a fractal seismic zonation and hazard model. We found that, in general, the assumption of uniform distribution of events overestimates the mean hazard in Switzerland by 3% to 20%, and the uncertainty distribution estima-

tion is 50% to 100% narrower than in fractal distribution, depending on the location and the probability level of interest.

The second goal of our research was to contribute to the development of a high-quality 3D crustal velocity and physical properties model. As a first step, we derived a well-defined model of the crustal/mantle boundary topography, known as the Moho. Below the Moho, the lithosphere is too ductile to allow for brittle failure (i.e., earthquakes), so an improved knowledge of the Moho is an important constraint for seismic hazard assessment. The results were published by Spada et al. (2013a), and are now used as an input parameter in the new Swiss hazard model.

In a third study, we explored the hypothesis that the relative size distribution of earthquakes or *b*-value, a key parameter in any PSHA, is inversely proportional to applied shear stress. We tested in Spada et al. (2013b) this hypothesis for seven different continental areas around the world: Northern and Southern California, the Swiss Foreland, Italy, Japan, Turkey and Greece, each derived from regional earthquake catalogues. We document for the first time a monotonic *b*-value decrease between 5–15 km depth. The decrease reverses approximately at the depth of the brittle-ductile transition zone. We translate the observed *b*-depth gradients into *b*-differential stress gradients and found clear evidence that *b*-values are indeed negatively correlated with applied shear stress. Spatial mapping of *b*-values thus has the potential to act as an indicative stress-meter in the earth crust. The stress drop of earthquakes in Switzerland, as determined by Goertz-Allmann and Edwards (2014), may increase with depth, suggesting stress drop and *b*-values may also be correlated. These findings are integrated in the upcoming release of the new national seismic hazard model.

We also developed, calibrated and implemented a first order time-dependent model for Switzerland; building upon the Short Term Earthquake Model (STEP) developed at ETH. The model is available on the SED Intranet, updated regularly after significant earthquakes. In another study, we have developed a smooth stochastic earthquake rate model for Switzerland as an alternative to the existing areal source models. The model applies techniques developed by Hiemer et al. [7,8] for California and Europe to Switzerland. The spatial component of the model is based on the kernel density estimation technique, which we applied to both past earthquake locations and slip rates on mapped

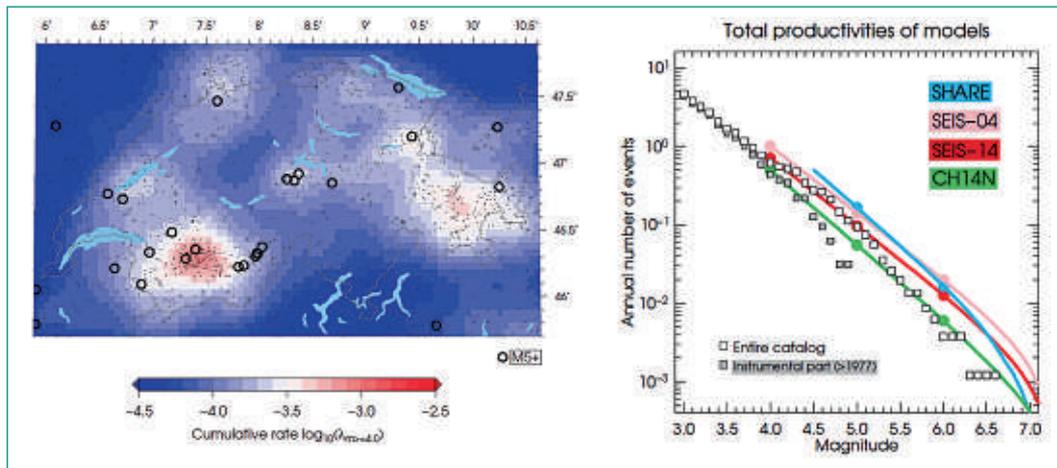


Figure 4: Left: Map of Switzerland, colour code is the forecasted annual rate of earthquakes with magnitudes greater or equal to 4.5 in each grid cell using the newly constructed smooth seismicity model. Right: Cumulative annual numbers of events observed (black squares) and forecasted by four source models as part of the new Swiss Hazard Model.

crustal faults. Accordingly, our forecasts rely on the assumption that the occurrence of past seismicity is a good proxy to forecast occurrence of future seismicity, and that future large-magnitude events are more likely to occur in the vicinity of known faults. We computed earthquake rates by estimating the a- and b-value of a truncated Gutenberg-Richter magnitude distribution for the entire study area based on a maximum likelihood approach that considers the spatial and temporal completeness history of the seismic catalogue. Thus the final annual rate of our forecast is purely driven by catalogue data, whereas its spatial component incorporates contributions from both earthquake and fault moment-rate densities. Retrospective and pseudo-prospective testing shows that the new model performs significantly better than the traditional areal source model for Europe. The model applied to Switzerland is shown in Figure 4. The work will form a part of the new Swiss national seismic hazard model to be released in early 2015. We investigated the fault detection probability in 3D seismic data and the implications for seismic hazard assessment. Information about the existence or absence of faults imaged through 3D seismic surveys should have consequences for the seismic hazard estimation at a site. However, even the most sophisticated site-specific studies conducted in Switzerland (PEGASOS and PRP) do not consider this information, because no established path exists to use it within the constraints of a PSHA. We have developed a probabilistic approach that uses subsurface knowledge from seismic reflection imaging to reduce the uncertainty in seismic hazard estimates. We define a fault detection probability (FDP), which depends on the resolution of the imaging applied as a function of depth, lithology, faulting style, fault orientation etc. The FDP can be

used to limit the maximum possible earthquake in a probabilistic sense and again as a function of a range of parameters.

5. Earthquake scenarios for deep geological disposal

This task focused on the definition of possible earthquake impacts on deep geological disposal, the analysis of observations in underground structures, and the problem of induced seismicity. In this context the SED participated in the technical meeting on «Earthquake impact on fracturing and groundwater flows – Considerations for the long-term safety of geological disposals» organized by IRSN in Paris in 2012, and supported ENSI to prepare a summary of possible earthquake impacts on deep geological disposals.

Using synergies with ongoing and independently funded research related to deep geothermal energy we have made substantial progress on setting up a framework to model earthquakes induced near deep geological repositories. Because a fully coupled thermo-, hydro-, and geomechanical computational framework to assess induced earthquakes in a probabilistic sense is currently both unconstrained and computationally expensive, we have developed and partially calibrated a so-called «hybrid» approach (Goertz-Allmann and Wiemer, 2013; Gischig and Wiemer, 2013). In this approach, first order physical constraints such as pore pressure variation and strain are modelled explicitly, while geomechanical coupling is achieved through a calibrated model of stochastic seed faults. Their size-distribution and failure is distributed assuming an inverse relationship between applied shear stresses and size-dis-

tribution. This allows first order predictions on the likelihood of felt earthquakes as a function of depth, faulting regime, cohesion or coefficient of friction to be made. It also represents a conceptual framework in which to build improved seismogenic source models (subproject 4). Using the work by Mignan et al. (2015), and the GMPE related efforts discussed in subproject 1, we are also able to convert forecasted, time dependent earthquake rates into hazard, specifically calibrated for induced and very shallow events.

National Cooperation

Collaboration with the Institute of Geotechnical Engineering at ETHZ was essential for calibration of nonlinear material properties. A working group for paleo-seismology with members of the Sediment Dynamics Group of the Geological Institute at ETH was established in order to collect findings related to paleo-earthquakes. In connection with questions relevant to the history of science, knowledge and environment, we collaborated with the chair for the history of technology at the D-GESS department at ETHZ and with the ETHZ University Archives. Finally, the SED started a co-operation with Engineering Geology to discuss issues related to deep geological disposals.

International Cooperation

Successful cooperation was established with the University Joseph Fourier in Grenoble and with the University of Potsdam resulting in common research activities for the development of improved GMPEs. We coordinated with IFSTAR (Paris) the work on the calibration of nonlinear soil properties from strong motion records. The implementation of Drucker-Prager plasticity in AWP-ODC was done in collaboration with San Diego State University and the San Diego Supercomputing Center. For the verification of the method against other codes we collaborate with the United States Geological Survey (USGS) and the Southern California Earthquake Center (SCEC). We cooperated with European groups working on historical earthquakes and contributed to workshops in France and Germany. Work on induced seismicity and probabilistic fault imaging was embedded in the framework of the EU Projects GEISER and IMAGE. Work on short term forecasting was conducted in collaboration

with the EU project REAKT, where time-dependent forecast models are being evaluated independently.

Assessment of the project

The project «Earthquake Strong Motion Research (2010–2014)» was successfully concluded, having addressed a diverse range of topics in seismic hazard and engineering seismology. The numerous studies undertaken within the framework of the project have led to the production of a variety of publications, products and reports. These studies included specific problems intrinsic to seismic hazard assessment for long return periods, which are required for today's nuclear facilities and for the long-term safety of geological disposals. Diverse internal, national and international collaborations have been developed and continue to provide benefits beyond the end of the project. 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 questions and directions for future research.

Publications in the project 2010–2014

- *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, *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggu404.
- *Edwards, B & Fäh, D (2014)*. Ground motion prediction equations. Retrieved November 12, 2014, from <http://e-collection.library.ethz.ch/view/eth:14476>, doi: 10.3929/ethz-a-010232326.
- *Edwards, B., Cauzzi, C., L. Danciu, D. Fäh, S. Wiemer (2014a)*. Assessment, Weighting and Adjustment of Ground Motion Prediction Equations for the 2015 Swiss Seismic Hazard Maps. In preparation.
- *Edwards, B., O. Ktenidou, C. Van Houtte, F. Cotton, D. Fäh and N. Abrahamson (2014b)*. Epistemic Uncertainty and Limitations of the Kappa0 model for Near-surface Attenuation at Hard Rock Sites. Submitted to *Geophysical Journal International*.

- *Edwards, B. and D. Fäh (2013a)*. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland, Bulletin of the Seismological Society of America 103, 78–98, doi: 10.1785/0120110331.
- *Edwards, B. and D. Fäh (2013b)*. Measurements of stress parameter and site attenuation from recordings of moderate to large earthquakes in Europe and the Middle East, Geophysical Journal International 194, 1190–1202, doi: 10.1093/gji/ggt158.
- *Edwards, B., Michel, C., Poggi V. and Fäh, D., (2013)*. Determination of Site Amplification from Regional Seismicity: Application to the Swiss National Seismic Networks. Seism. Res. Lett., Volume 84, Issue 4, 611–621.
- *Edwards, B., Poggi, V. and D. Fäh, (2011)*. A predictive equation for the vertical to horizontal ratio of ground-motion at rock sites based on shear wave velocity profiles: application to Japan and Switzerland. Bull. Seim. Soc. Am., Volume 101, Issue 6, 1998–3019.
- *Ermert, L., Poggi, V., Burjanek, J. and Fäh, D., (2014)*. Fundamental and higher 2-D resonance modes of an Alpine valley. Geophys. J. Int., Volume 198, Issue 2, 795–811.
- *Gischig, V., and S. Wiemer (2013)*. A stochastic model for induced seismicity based on non-linear pressure diffusio, Geophys. J. Int., 194, 1229–1249, DOI: 10.1093/gji/ggt164.
- *Goertz-Allmann, B.P. and B. Edwards (2014)*. Constraints on crustal attenuation and three-dimensional spatial distribution of stress drop in Switzerland, Geophysical Journal International, doi: 10.1093/gji/ggt384.
- *Goertz-Allmann, B. P., and S. Wiemer (2013)*, Geomechanical modeling of induced seismicity source parameters and implications for seismic hazard assessment, Geophysics, 78(1), 25–39.
- *Grolimund, R., S. Sellami, N. Deichmann and D. Fäh (2014a)*. Earthquakes in Switzerland and Surroundings 1964–1974. An Interdisciplinary Approach to a «Dark Age» of Earthquake Documentation, Swiss Seismological Service, ETH-Zurich, doi:10.3929/ethz-a-010222529.
- *Grolimund, R., and D. Fäh (2014b)*, Earthquake Observation and Documentation by the Swiss Earthquake Commission 1880–1900. Preliminary results of the historical-critical revision of the Earthquake Catalogue of Switzerland in the pre-instrumental period of systematic earthquake observation, Internal report Swiss Seismological Service ETH Zurich.
- *Grolimund, R., und D. Fäh (2014c)*, Seismografen der Risikokultur. Ein Jahrhundert der systematischen Erdbebenüberwachung in der Schweiz, editiert durch D. Krämer, T. Asmussen, und S. Condorelli, Traverse – Zeitschrift für Geschichte – Revue d'histoire, 2014(3), 83–93.
- *Grolimund, R., M. Strasser, and D. Fäh (2014d)*, What can we learn about large Alpine Paleoearthquakes by comparing Natural and Historical Archives?, Swiss Journal of Geosciences, submitted, under revision.
- *Grolimund, Remo (2014e)*, Review: Coen, Deborah R., The Earthquake Observers. Disaster Science from Lisbon to Richter, Schweizerische Zeitschrift für Geschichte, 64(1), 182–183.
- *Grolimund, R. & D. Fäh (2013)*. History matters: bref aperçu de la sismologie historique en Suisse. In: Gazette des Archives 103(2), Paris.
- *Michel C., Edwards B., Poggi, V., Burjanek J., Roten D., Cauzzi C. and Fäh D., (2014)*, Assessment of site effects in Alpine regions through systematic site characterization of seismic stations. Bull. Seism. Soc. Am., Volume 104, Issue 6, in press.
- *Mignan, A., D. Landwing, B. Mena and S. Wiemer (2015)*, Induced seismicity risk assessment for the 2006 Basel, Switzerland, Enhanced Geothermal System project: Role of parameter uncertainty on risk mitigation, Geothermics, 53, 133–146.
- *Poggi, V., Ermert, L., Burjanek, J., Michel, C. and Fäh, D., (2014)*. Modal analysis of 2-D sedimentary basin from frequency domain decomposition of ambient vibration array recordings. Geophys. J. Int., In press.
- *Poggi, V., Edwards, B. and Fäh, D., (2013)*. Reference S-wave velocity profile and attenuation models for ground-motion prediction equations: application to Japan, Bull. Seim. Soc. Am., Volume 103, Issue 5, 2645–2656.
- *Poggi, V., Edwards, B. and Fäh, D., (2012a)*. Characterizing the vertical to horizontal ratio of ground-motion at soft sediment sites. Bull. Seim. Soc. Am., Volume 102, Issue 6, 2741–2756.
- *Poggi, V., B. Edwards and D. Fäh (2012b)*. The quarter-wavelength average velocity: a review of some past and recent application developments. 15th Conference on Earthquake Engineering (WCEE), 24–28 September 2012, Lisbon, Portugal.
- *Poggi, V., Fäh, D. and D. Giardini, (2012c)*. T-f-k analysis of surface waves using the continuous wavelet transform. Pure and Applied Geophysics. Volume 170, Issue 3 , 319–335.

- *Roten, D., Olsen, K.B., Day, S.M., and Fäh, D. (2014a).* Expected seismic shaking in Los Angeles reduced by San Andreas fault zone plasticity, *Geophys. Res. Lett.*, 41, 2769–2777, doi: 10.1002/2014GL059411.
- *Roten, D., Fäh, D., and Bonilla, L.F. (2014b).* Quantification of cyclic mobility parameters in liquefiable soils from inversion of vertical array records, *Bull. Seism. Soc. Am.*, 104 (6), doi: 10.1785/0120130329
- *Spada, M., S. Wiemer, and E. Kissling (2011),* Quantifying a Potential Bias in Probabilistic Seismic Hazard Assessment: Seismotectonic Zonation with Fractal Properties, *B Seismol Soc Am*, 101(6), 2694–2711.
- *Roten, D., D. Fäh & F. Bonilla (2013).* High-frequency ground motion amplification during the 2011 Tohoku earthquake explained by soil dilatancy, *Geophys. J. Int.*, 193 (2), 898–904, doi: 10.193/gji/ggt001.
- *Roten, D., Fäh, D. & Laue, J., (2011).* Application of a neighborhood algorithm for parameter identification in a cyclic mobility model. Proceedings of the 4th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Ground Motion, Santa Barbara, California.
- *Spada, M., E. Kissling, I. Bianci, and S. Wiemer (2013a).* Combining Controlled-Source Seismology and Receiver Function information to derive a 3D crustal model for Italy, *Geophys. J. Int.*, 194, 2, 1050–1068, DOI: 10.1093/gji/ggt148.
- *Spada, M., T. Tormann, S. Wiemer, and B. Enescu (2013b).* Generic dependence of the frequency-size distribution of earthquakes on depth and its relation to the strength profile of the crust, *Geophys. Res. Lett.* DOI: 10.1029/2012GL054198.
- [4] *Bonilla L.F., Archuleta R.J., Lavallee D., 2005.* Hysteretic and Dilatant behavior of cohesionless soils and their effects on nonlinear site response: field data observations and modeling, *Bull. seism. Soc. Am.*, 95(6), 2373–2395.
- [5] *Harris et al.: The SCEC/USGS Dynamic Earthquake Rupture Code Verification Exercise,* *Seism. Res. Lett.*, 80 (1), 119–126, 2009.
- [6] *Andrews, D.J., Hanks, T. C. & Whitney, J. W.: Physical Limits on Ground Motion at Yucca Mountain,* *Bull. Seism. Soc. Am.*, 97(6), 1771–1792, 2007.
- [7] *Hiemer, S., Jackson, D. D., Wang, Q., Kagan, Y. Y., Woessner, J., Zechar, J. D., & Wiemer, S.: A Stochastic Forecast of California Earthquakes Based on Fault Slip and Smoothed Seismicity. Bulletin of the Seismological Society of America,* 103(2A), 799–810, 2013b.
- [8] *Hiemer, S., J. Woessner, R. Basili, R., L. Danciu, D. Giardini, D. & Wiemer, S.: A smoothed stochastic earthquake rate model considering seismicity and fault moment release for Europe,* *Geophys. J. Int.*, 198, 1159–1172, 2014.

References

- [1] *Poggi, V., Edwards, B. and Fäh, D. (2011).* Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification. *Bull. Seim. Soc. Am.*, Volume 101, Issue 1, 258–274.
- [2] *Edwards, B., D. Fäh and D. Giardini (2011).* Attenuation of seismic shear wave energy in Switzerland, *Geophys. J. Int.* 185, 967–984.
- [3] *Iai, S., Matsunaga, Y., & Kameoka, T.: Strain space plasticity model for cyclic mobility,* Report of the Port and Harbour Research Institute, 29, 27–56, 1990.

Projekt SMART 2013

Erdbebenberechnung von Stahlbetonbauwerken von Kernkraftwerken

Autor und Koautoren	I. Sevdali ¹⁾ , Y. Mondet ¹⁾ , M. Billmaier ¹⁾ , R. Zinn ²⁾ , C. van Exel ²⁾ , M. Borgerhoff ²⁾ , 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 13 63, yves.mondet@baslerhofmann.ch 2) +49 (0)234 96 13 00, zinn@stangenberg.de
Dauer des Projekts	März 2013 bis November 2014

ZUSAMMENFASSUNG

Die Erdbebenspezialisten des ENSI, Sektion BATE, haben im Jahr 2014, in Zusammenarbeit mit den Prüfsingenieuren von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI), am internationalen Forschungsprojekt SMART 2013 teilgenommen (siehe [3], [4]). Ziel des Projekts ist, das nichtlineare Verhalten eines Kernkraftwerk-Typischen Stahlbetongebäudes unter hoher Erdbebeneinwirkung zu untersuchen und die Methoden bzw. Annahmen zu evaluieren, die für die Simulation dieses Verhaltens verwendet werden. Das Projekt wurde von der CEA (Commissariat à l'Energie Atomique) mit der Unterstützung der EDF (Electricité de France) und der IAEA (International Atomic Energy Agency) organisiert und ist ein Folgeprojekt von SMART 2008 (siehe ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011). Nachdem das Forschungsprojekt SMART 2013 im Jahr 2011 begonnen hat, sind in einem Zeitraum von zwei Jahren eine Reihe von Rütteltisch-Versuchen an einem Gebäudemodell im CEA Forschungszentrum in Saclay bei Paris durchgeführt worden. Die Daten zu dem Aufbau, der Geometrie und den Materialien dieser Experimente wurden dann den 36 internationalen Teams, die am SMART 2013 Projekt teilnehmen, zur Verfügung gestellt, damit sie mit dem Rechenprogramm ihrer Wahl ein entsprechendes

numerisches Modell des Experiments erstellen können. Von Seite des ENSI wurden zwei numerische Modelle mit zwei unterschiedlichen Computer-Programmen entwickelt: mit der Software SAP2000 durch Basler & Hofmann und mit der Software SOFiSTiK durch Stangenberg und Partner.

Das Benchmark-Projekt SMART 2013 wurde in vier Phasen gegliedert. In der Phase 1 wurden an den numerischen Modellen lokale Tests durchgeführt, um das nichtlineare Element- und Materialverhalten zu untersuchen. In der Phase 2 wurden die numerischen Modelle im elastischen Bereich, mittels der zur Verfügung gestellten Messungen aus Rütteltisch-Versuchen bei schwacher Anregung, kalibriert. In der Phase 3, dem eigentlichen Benchmark-Projekt, wurden die kalibrierten numerischen Berechnungsmodelle verwendet, um «blinde» Vorausberechnungen bei starker Erdbebenanregung durchzuführen. Die Phase 4, schliesslich, umfasste eine Studie zur Verletzbarkeit der Berechnungsmodelle und die Ermittlung der entsprechenden Verletzbarkeitskurven. Das ENSI Team hat die Bearbeitung der ersten zwei Phasen des SMART 2013 Projekts im Jahr 2013 abgeschlossen (siehe dazu ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013) und konnte sich im Jahr 2014 intensiv mit den letzten zwei Phasen beschäftigen.

In den Phasen 2 und 3 hat die Auswertung der numerisch berechneten Verschiebungen bzw. Beschleunigungen aus den Computer-Simulationen des ENSI Teams ergeben, dass die numerischen Ergebnisse, sowohl für die Testläufe mit schwacher als auch für die Testläufe mit starker Erdbebenanregung, in relativ guter Übereinstimmung mit den gemessenen Versuchsergebnissen sind. Aus der Auswertung und dem Vergleich der Ergebnisse, einerseits zwischen den numerischen Modellen selber und andererseits mit den Testergebnissen, konnten wertvolle Er-

kenntnisse für die Erdbebenberechnung und die Modellierung von Stahlbetonstrukturen bei Beanspruchungen im nichtlinearen Bereich gewonnen werden. Am Final Workshop im November 2014 in Paris hatten das ENSI Team und die anderen internationalen Teams die Gelegenheit gehabt, ihre Arbeit zu präsentieren, interessante Diskussionen zu führen und von einem wichtigen gegenseitigen Erfahrungs- und Wissensaustausch zu profitieren (siehe [1], [2] und [5]).

Projektziele

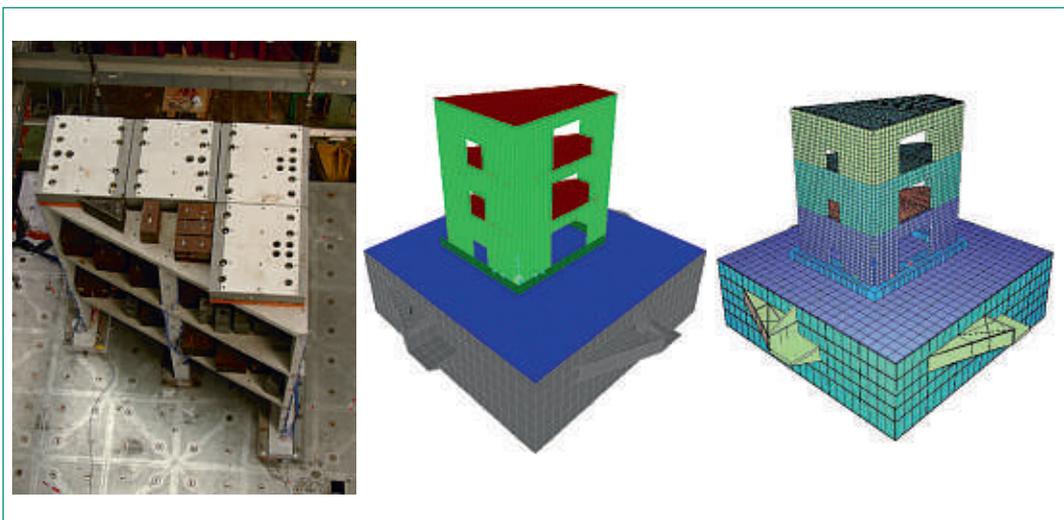
Das Ziel des Forschungsprojekts *SMART 2013* ist das nichtlineare Verhalten eines Kernkraftwerk-Typischen Stahlbetongebäudes unter hoher Erdbebeneinwirkung zu untersuchen und die Methoden bzw. Annahmen zu evaluieren, die für die Simulation dieses Verhaltens verwendet werden. Es ist ein Folgeprojekt von *SMART 2008* und wird von der CEA (*Commissariat à l'Energie Atomique*) mit Hilfe der EDF (*Electricité de France*) und der IAEA (*International Atomic Energy Agency*) organisiert. Im Vordergrund des Projekts stehen Rütteltisch-Versuche mit Erdbebeneinwirkung steigender Intensität (siehe [3], [4]), die von 2011 bis 2013 an einem Gebäudemodell im CEA Forschungszentrum in Saclay bei Paris durchgeführt worden sind. Am Benchmark *SMART 2013* haben 36 internationale Teams aus Europa, Asien und Amerika teilgenommen. Das ENSI, Sektion BATE, in Zusammenarbeit mit den Prüfengeuren von Basler & Hofmann (B&H)

und Stangenberg und Partner (SPI), hat sich daran mit einem kompetenten Team beteiligt.

Zu Beginn des Projekts wurden den Teilnehmern Informationen über den Aufbau, die Geometrie, die Materialien des Experiments usw. zur Verfügung gestellt. Aufgrund dieser Informationen konnten die unterschiedlichen Teams mit dem Rechenprogramm ihrer Wahl das entsprechende Berechnungsmodell entwickeln und es für die Bearbeitung der vier Phasen des Forschungsprojekts *SMART 2013* gebrauchen. Das ENSI Team hat am Projekt mit zwei unterschiedlichen Computer-Programmen gearbeitet; B&H hat die Software *SAP2000* und SPI die Software *SOFiSTiK* verwendet (siehe Abb. 1). Der Fokus des ENSI Teams lag nicht darauf, die bestmöglichen Ergebnisse zu bekommen, sondern die typischerweise bei den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke verwendeten Berechnungsmethoden zu testen und deren Einschränkungen zu eruieren. Aus diesem Grund haben das ENSI und B&H das Rechenprogramm *SAP2000* für die Durch-

Abb. 1:

(von rechts nach links)
CEA Gebäudemodell,
SAP2000 Berechnungsmodell
und SOFiSTiK
Berechnungsmodell,
Quelle: CEA, B&H, SPI.



führung der numerischen Berechnungen ausgewählt, welches häufiger von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke für Erdbebenberechnungen verwendet wird.

Das *ENSI* Team hat die ersten zwei Phasen des Forschungsprojekts *SMART 2013* grösstenteils in 2013 bearbeitet. Die für das Jahr 2013 angesetzten Projektziele wurden erfolgreich erfüllt und im *ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013* dokumentiert. Für das Jahr 2014 wurden daher neue Projektziele angesetzt; diese umfassten die Bearbeitung der Phasen 3 und 4 des *SMART 2013* Projekts. Dabei handelte es sich in der Phase 3 um die Durchführung von nichtlinearen Vorausrechnungen unter hoher Erdbebeneinwirkung und in der Phase 4 um die Ermittlung von Verletzbarkeitskurven aus linearen und nichtlinearen Berechnungsmodellen. Zusätzliche nichtlineare Berechnungen und Untersuchungen wurden durchgeführt, um die Ergebnisse zu optimieren und die falschen Annahmen bzw. die Einschränkungen der angewendeten Methoden zu eruieren. Das *ENSI* Team hat die durchgeführten Arbeiten und ermittelten Ergebnisse, sowie die gewonnenen Erkenntnisse und Erfahrungen aus allen Projektphasen, dokumentiert und im November 2014 im internationalen *SMART 2013* Workshop präsentiert (siehe [1], [2]).

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Der Schwerpunkt in diesem Kapitel liegt in der Beschreibung der im Jahr 2014 durchgeführten Arbeiten und erreichten Ergebnisse der Phasen 3 und 4. Da die in den Phasen 1 und 2 des Forschungsprojekts *SMART 2013* durchgeführten Arbeiten und Resultate bereits im *ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013* enthalten sind, sie aber für das Verständnis der Arbeit der Phasen 3 und 4 hilfreich sind, werden die wichtigsten Erkenntnisse aus den ersten zwei Phasen vorgängig kurz zusammengefasst.

Phasen 1 und 2: Zusammenfassung der wichtigsten Erkenntnisse

In der ersten Phase des Benchmark *SMART 2013* Projekts wurden die numerischen Berechnungsmodelle aus Stahlbetongebäudemodell und Rütteltisch entwickelt und die Effizienz der angewendeten Modellierungs- und Berechnungsmethoden mit sogenannten lokalen Tests überprüft. Die Ergebnisse aus der Phase 1 haben gezeigt, dass die

vom *ENSI* Team entwickelten Berechnungsmodelle, d.h. das *SAP2000* Modell von *B&H* und das *SOFISTiK* Modell von *SPI*, die wichtigsten Hauptphänomene berücksichtigen und das nichtlineare Materialverhalten vom Stahlbeton relativ gut abbilden können. Es ist dabei zu erwähnen, dass die Resultate der lokalen Tests deutlich von den getroffenen Annahmen in der Materialmodellierung (Materialgesetze) und den angewendeten Rechenprogrammen beeinflusst werden, was zu starker Streuung der Ergebnisse der 36 Teams führte. Die massgebenden Eigenfrequenzen, die vom *ENSI* Team mit den numerischen Modellen berechnet wurden, entsprechen ungefähr den Eigenfrequenzen, die von der *CEA* am Gebäudemodell gemessen wurden. Jedoch sind die zweite und dritte Eigenfrequenz in den Berechnungsmodellen etwas grösser als die gemessenen Werte. Dieser Umstand zeigt sich bei den Berechnungen aller Teams, was darauf schliessen lässt, dass die Berechnungsmodelle nicht alle relevanten Elemente der Wirklichkeit abbilden. So werden z.B. die hydraulischen Zylinder des Rütteltisches mit ihrer potentiellen Nachgiebigkeit inklusive des Reaktionskörpers in den Berechnungsmodellen aus Gebäudemodell und Rütteltisch nicht modelliert.

In der Phase 2 des Forschungsprojekts *SMART 2013* wurde von den Teilnehmern verlangt, eine Kalibrierung ihrer Berechnungsmodelle im elastischen Bereich vorzunehmen. Zu diesem Zweck hatte die *CEA* schon im Voraus Rütteltisch-Versuche bei schwacher Erdbebenanregung durchgeführt und die resultierenden Verschiebungen und Beschleunigungen der Decken und der Wände *W1*, *W2*, *W3* und *W4* (siehe Abb. 2) des Gebäudemodells gemessen. Die gemessenen Testdaten für die Punkte *A*, *B*, *C*, *D* und *E* (siehe Abb. 2) auf der untersten, mittleren und obersten Decke des Gebäudemodells wurden den Teilnehmern zur Verfü-

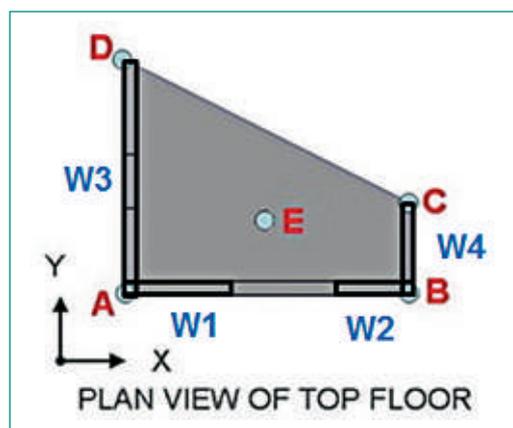


Abb. 2: Position der Wände *W1*, *W2*, *W3* und *W4* und der Messpunkte *A*, *B*, *C*, *D* und *E* im Grundriss der Decken des Gebäudemodells, Quelle: *ENSI*, *B&H*.

gung gestellt, damit jedes Team seine Resultate aus den Computer-Simulationen mit den Messungen vergleichen und seine Berechnungsmodell entsprechend kalibrieren kann. Die numerischen Berechnungen des *ENSI* Teams haben gezeigt, dass die elastische (Rayleigh) Dämpfung und die Modellierung der Verbindung zwischen der Foundation des Gebäudemodells und dem Rütteltisch die entscheidenden Kalibrierungsparameter im elastischen Bereich sind. Zudem wurde festgestellt, dass der Berechnungszeitschritt beim Zeitverlaufsverfahren sorgfältig gewählt und schrittweise reduziert werden muss, bis er keinen Einfluss mehr auf die Ergebnisse der numerischen Berechnungen hat, um vernünftige Resultate zu gewährleisten. Das *ENSI* Team konnte in der Phase 2, durch die Kalibrierung der Modelle im linearen Bereich, numerische Ergebnisse erhalten, die relativ gut mit den Messungen der Rütteltisch-Versuche übereinstimmen.

Phase 3: Nichtlineare Berechnungen mit starker Erdbebeneinwirkung (Benchmark)

In der Phase 3 des Projekts *SMART 2013* wurden die kalibrierten Berechnungsmodelle der Teilnehmer getestet, um festzustellen, ob sie das nichtlineare Verhalten des Modellgebäudes gut abbilden

können. Zu diesem Zweck sind von der *CEA* zahlreiche Rütteltisch-Versuche (sogenannte Testläufe oder Runs) mit stärkerer Erdbebenanregung und bestimmter Reihenfolge durchgeführt worden. Die *CEA* stellt den Teams für sieben dieser Rütteltisch-Versuche bzw. Run009, Run011, Run013, Run017, Run019, Run021 und Run023, die entsprechenden Input-Zeitverläufe in Form von Beschleunigungen und Verformungen des Rütteltisches zur Verfügung. Die gemessenen Versuchsergebnisse aus diesen Testläufen wurden den Teams in der Phase 3 jedoch nicht gegeben. Jedes Team musste «blinde» Vorausberechnungen in bestimmter Reihenfolge und mit Berücksichtigung der Vorgeschichte durchführen. Für jede Vorausberechnung waren die resultierenden Verschiebungen und Beschleunigungen in den Knoten A, B, C, D und E (siehe Abb. 2) des numerischen Modells zu berechnen. Nachdem alle Teams ihre Resultate der *CEA* abgegeben hatten, bekamen die Teilnehmer Zugriff zu den gemessenen Testdaten. Jedes Team konnte anschliessend seine numerischen Ergebnisse mit den Versuchsergebnissen der *CEA* vergleichen, um die Effizienz des angewendeten Berechnungsverfahrens und Berechnungsmodells zu überprüfen. Das *ENSI* Team verwendete in der Phase 3 das kalibrierte *SAP2000* Modell (*B&H*) und das kalibrierte *SOFiSTiK* Modell (*SPI*) mit wenigen Modellanpassungen. Im *SAP2000* Modell wurde als einzige Anpassung die Steifigkeit der linear elastischen Schalenelemente, d.h. der Decken- und Fundamentelemente, um 60% reduziert (von $1.0E_c$ auf $0.4E_c$, E_c : Betonsteifigkeit der Schalenelemente in den Phasen 1 und 2). Dies um die Rissbildung im Beton bei starker seismischer Anregung zu berücksichtigen. Die für das *SAP2000* Modell in Phase 2 gewählte elastische Dämpfung (rund 5% Rayleigh Dämpfung) wurde nicht geändert. Im *SOFiSTiK* Modell hingegen erfolgten in der Phase 3 mehr Anpassungen. Erstens wurden die in den Phasen 1 und 2 verwendeten linearen Schalenelemente des Berechnungsmodells durch nichtlineare «layered» Schalenelemente mit 12 «layers» (Schichten) ersetzt. Die Anzahl von 12 «layers» ist erfahrungsmässig ausreichend, um das nichtlineare Materialverhalten der Stahlbetonelemente realistisch zu simulieren. Zweitens wurde im *SOFiSTiK* Modell die elastische Dämpfung in der Phase 3 tiefer als in der Phase 2 angesetzt. Die Dämpfung in der Phase 2 war von *SPI* möglichst gut an die gemessenen Frequenzen der *CEA* angepasst worden (d.h. mit Rayleigh Dämpfung $\zeta = 3.3\%$ für f_1 , $\zeta = 3.7\%$ für f_2 und $\zeta = 6.3\%$ für f_3). In der Phase 3 dagegen ver-

Abb. 3:

Run019 Verschiebungen in x-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000, blau: SOFiSTiK, Quelle: CEA, B&H, SPI.

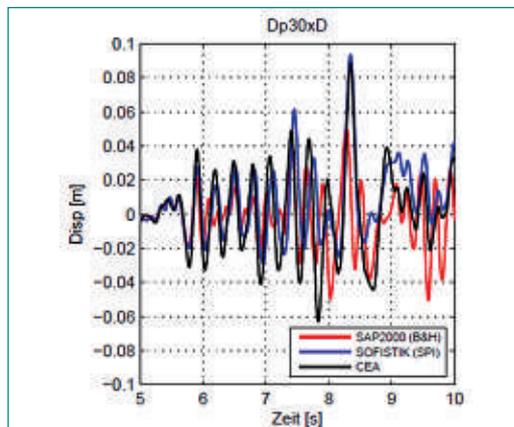
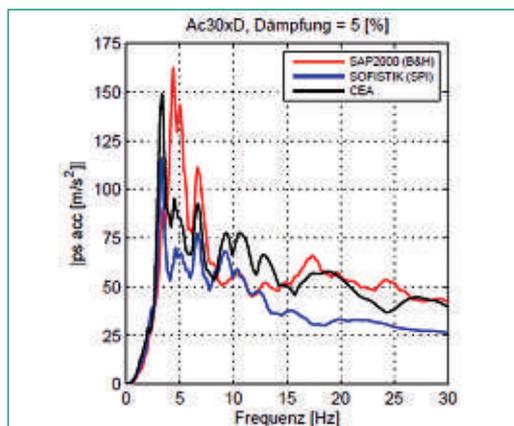


Abb. 4:

Run019 Etagenantwortspektren für x-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000, blau: SOFiSTiK, Quelle: CEA, B&H, SPI.



wendete *SPI* die in *ASN* [6] empfohlene Methode für die Bestimmung der elastischen Rayleigh Dämpfung. Gemäss dieser Methode wird 2% Dämpfung an der Hauptfrequenz f_1 des Modells angesetzt und 5% Dämpfung an der Frequenz beim Erreichen von 90% der Modalmasse. Zu erwähnen ist dabei, dass bei den nichtlinearen Berechnungen nicht nur die elastische Dämpfung, sondern auch die hysteretische Materialdämpfung auf die Berechnungsmodelle wirkt. Die Materialdämpfung hängt vom gewählten hysteretischen Modell ab und hat bei den Testläufen hoher Intensität einen massgebenden Einfluss auf die Resultate.

Die Durchführung von nichtlinearen «direct integration» Zeitverlaufs-Analysen mit *SAP2000* hat sich als herausfordernd erwiesen. Die angewendete «Hilber-Hughes-Taylor α » Berechnungsmethode, mit $\alpha = 0$ für präzise Ergebnisse, bedingt eine sehr lange Rechenzeit (etwa 112 Stunden Rechendauer waren auf einer modernen multicore Workstation mit SSD Speicher für die Berechnung einer seismischen Anregung mit 16 Sekunden Dauer erforderlich). Ein Grund dafür ist, dass im *SAP2000* jeweils alle Output-Daten von allen Knoten des Berechnungsmodells gespeichert werden und nicht die Möglichkeit besteht, die Output-Daten nur für bestimmte Knoten zu speichern. Aus demselben Grund benötigt jede nichtlineare Analyse einen sehr grossen Speicherplatz (z.B. rund 350 GB für eine seismische Anregung mit 16 Sekunden Dauer). Zudem ist es bei der Berechnung einer «Run Sequence», wo der nichtlineare Zustand des Modells am Ende jedes Runs als Anfangsbedingung für den nächsten Run verwendet wird, nicht möglich, Daten aus vorherigen Runs zu löschen. So entsteht bei «Run Sequences» eine riesige, teilweise nicht mehr handhabbare Datenmenge. Bei den nichtlinearen Berechnungen mit *SOFiSTiK* hingegen bestehen diese Schwierigkeiten nicht, weil die Output-Daten nur für bestimmte vordefinierte Knoten gespeichert werden.

Die Vergleiche zwischen den numerischen Ergebnissen aus der Phase 3 und den gemessenen Testdaten für den Run019, den stärksten Testlauf, sind für den Eckpunkt D auf der obersten Decke in den Abb. 3 bis 6 dargestellt. Es zeigt sich, dass die numerisch berechneten Verschiebungen aus dem *SOFiSTiK* Modell, sowohl in der x- als auch in der y-Richtung, in guter Übereinstimmung mit den Versuchsdaten sind. Die maximale positive Verschiebung des Gebäudemodells, die für den Eckpunkt D auf der obersten Decke in der x-Richtung

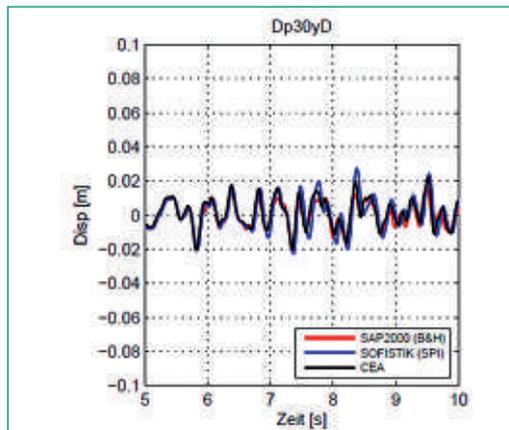


Abb. 5: Run019 Verschiebungen in y-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000, blau: SOFiSTiK, Quelle: CEA, B&H, SPI.

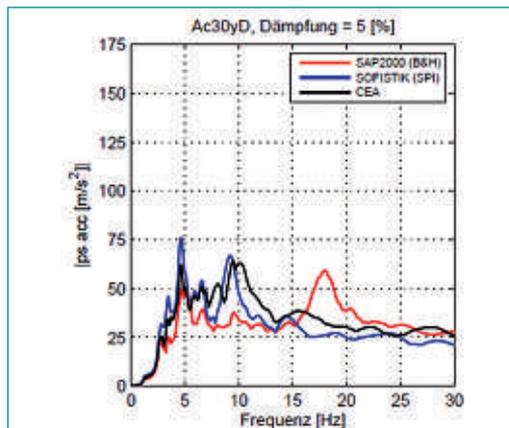


Abb. 6: Run019 Etagenantwortspektren für y-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000, blau: SOFiSTiK, Quelle: CEA, B&H, SPI.

gemessen wurde, wird vom *SOFiSTiK* Modell sehr gut getroffen (siehe Abb. 3). Aus dem Vergleich der Etagenantwortspektren ergibt sich, dass das *SOFiSTiK* Modell die Hauptfrequenz des Gebäudemodells von ungefähr 3 Hz für den Run019 erfolgreich abbildet. Die mit *SOFiSTiK* berechneten maximalen spektralen Beschleunigungen liegen tiefer als die gemessenen Werte. Das Gegenteil trifft für das *SAP2000* Modell zu, bei dem die maximalen spektralen Beschleunigungen eher zu hoch sind und die maximalen Verschiebungen auf der obersten Decke, besonders in der x-Richtung für Punkt D, unterschätzt werden. Aus dem Vergleich der Etagenantwortspektren ergibt sich noch eine wichtige Bemerkung: Die Hauptfrequenz des *SAP2000* Modells beträgt 4.5 Hz und ist somit wesentlich grösser als die Hauptfrequenz des Gebäudemodells gemäss den Messdaten für Run019. Der Grund dafür liegt in der Tatsache, dass die Decken im *SAP2000* Modell – im Gegensatz zum *SOFiSTiK* Modell – nicht mit nichtlinearen Schalenelementen, sondern mit linear elastischen Schalenelementen mit konstanter reduzierter Steifigkeit modelliert wurden, einerseits um die erforderliche Rechenzeit zu reduzieren und andererseits, um eine gängige Modellierungsart zu verwenden.

In den Abb. 7 und 8 sind die maximalen vertikalen bzw. horizontalen Spannungen im Beton dargestellt, die beim Zeitpunkt der maximalen positiven Verschiebung der Wände W1 und W2 mit dem SAP2000 berechnet wurden. Da die maximale Zugfestigkeit des Betons am Fuss der Wände und am unteren Teil der Stürze (siehe rote Rechtecke) überschritten wird, ist der Beton an diesen Positio-

nen vollständig gerissen. Ausserdem ist in der globalen x-Richtung des Gebäudemodells eine Rahmenwirkung zwischen den Wänden W1 und W2 zu sehen; die schmalen Stürze verhalten sich als Riegel und bewirken ein Zusammenwirken der zwei Wände. Die horizontalen Spannungen sind im Berechnungsmodell an den Stürzen nicht einheitlich, sondern der untere Teil der Stürze ist stärker beansprucht als der obere. Der Grund dafür ist, dass die Stürze im oberen Teil durch die elastisch, mit einer konstanten Steifigkeit von $0.4E_c$ modellierten Decken, verstärkt sind. Diese Deckensteifigkeit scheint für die starke Erdbebenanregung von Run019 zu gross und hat als Folge, dass die Rahmenwirkung der Wände in globaler x-Richtung und die Beanspruchung der Wände W1 und W2 überschätzt wird. Um diesen Einfluss zu untersuchen, wurde die Steifigkeit der linear elastischen Decken des SAP2000 Modells von $0.4E_c$ auf $0.1E_c$ reduziert und der Run019 nochmals berechnet. In Abb. 9 ist ein Vergleich zwischen den Ergebnissen aus dem SAP2000 Modell mit reduzierter Deckensteifigkeit $0.1E_c$, den ursprünglichen Ergebnissen aus dem SAP2000 Modell mit Deckensteifigkeit $0.4E_c$ und den Testdaten der CEA zu sehen. Es zeigt sich, dass die Hauptfrequenz des SAP2000 Modells mit Deckensteifigkeit $0.1E_c$ mit der Haupteigenfrequenz des Gebäudemodells gut übereinstimmt, jedoch die maximale Spektralbeschleunigung unterschätzt wird.

Abb. 7:
Vertikale Spannungen im Beton, Wände W1 & W2 des SAP2000 Modells, Quelle: B&H.

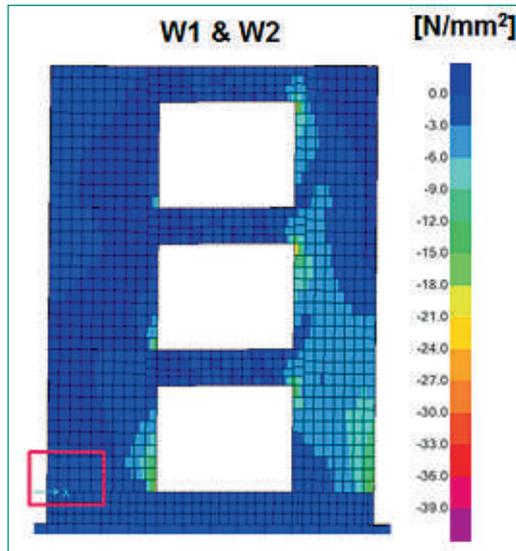


Abb. 8:
Horizontale Spannungen im Beton, Wände W1 & W2 des SAP2000 Modells, Quelle: B&H.

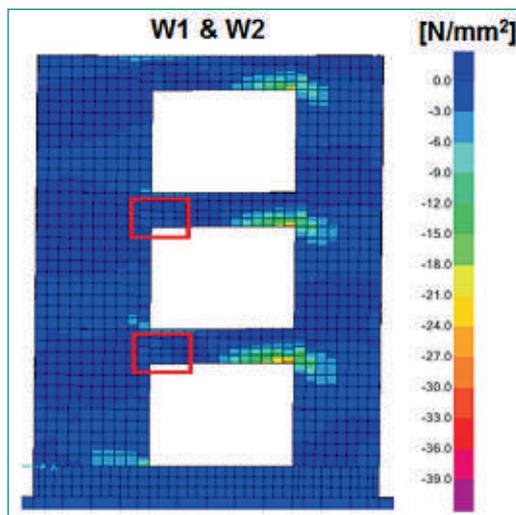
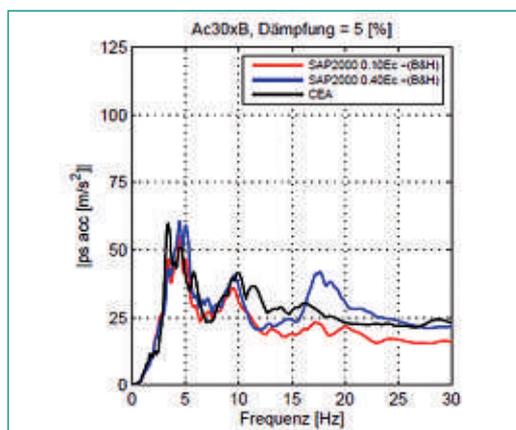


Abb. 9:
Run019 Etagenantwortspektren für x-Richtung, Vergleich Testdaten mit Modellergebnissen, schwarz: Testdaten CEA, rot: SAP2000 mit Deckensteifigkeit $0.1E_c$ (B&H), blau: SAP2000 mit Deckensteifigkeit $0.4E_c$ (B&H)



Phase 4: Verletzbarkeitsanalyse

In der Phase 4 des Forschungsprojekts SMART 2013 wurde die Verletzbarkeit der Berechnungsmodelle untersucht und «Verletzbarkeitskurven» (sogenannte Fragility Kurven) entwickelt, um die Versagenswahrscheinlichkeiten des Gebäudemodells in Funktion der Stärke der Erdbebenanregung abzubilden. Dabei waren die Modellantworten aus jeweils 50 Zeitverlaufsrechnungen an zwei vereinfachten Berechnungsmodellen zu ermitteln. Bei einem Berechnungsmodell handelt es sich um ein lineares Modell, beim anderen um ein nichtlineares Modell, bei beiden mit variierenden Modellparametern. Die Daten zu den 50 Inputzeitverläufen wurden den Teams von der CEA zur Verfügung gestellt. In der Phase 4 haben die Teams vereinfachte Berechnungsmodelle verwendet, bei denen der Rütteltisch weggelassen und durch eine Idealisierung der Boden-Bauwerks-Interaktion mit Feder- und Dämpferelemente ersetzt wurde. Beim SAP2000 Modell, zum Beispiel, erfolgte dies durch Ersatz des Rütteltisches durch einen «Masterknoten» auf

Höhe der Fundation im Schwerpunkt des Gebäudemodells. Dieser Masterknoten ist mittels steifer Kopplungselemente mit dem Fuss der Fundation verbunden (siehe Abb.10) und mit ein lineares Federelement gelagert, dessen Eigenschaften (Steifigkeit und Dämpfung) den vorgegebenen Impedanzen der Fundation entsprechen und bei jeder Zeitverlaufsrechnung variiert wurden. Beim SOFiStiK Modell wurden statt eines Federelementes am Masterknoten mehrere Federelemente am Fuss der Fundation angesetzt (siehe Abb. 11). Die Summe der Steifigkeit der einzelnen Federelemente entspricht dabei der vorgegebenen Steifigkeit der Fundation.

Vier zu variierende Modellparameter waren von der CEA für die Verletzbarkeitsanalyse vorgegeben: die Betonzugfestigkeit, die Fundationssteifigkeit, die Fundationsdämpfung und die Strukturdämpfung des Gebäudemodells. Zusätzlich definierte die CEA die lognormale statistische Verteilung und die Verteilungseigenschaften der Modellparameter. Diese Informationen wurden von jedem Team verwendet, um die 50 Modellparametersets für die 50 linearen und die 50 nichtlinearen Zeitverlaufsrechnungen zu generieren. Das ENSI Team verwendete dazu die RND Funktion in MS Excel und berücksichtigte, dass die Sets statistisch unabhängig und an die gewünschte Zielverteilung angepasst sein mussten, als Beispiel siehe Abbildung im Projektbegleiterbericht. Für die Berechnung der Verletzbarkeitskurven wurden, gemäss den Vorgaben der CEA, zwei Schadenindikatoren berücksichtigt: die Stockwerkschiefstellung (Storey Drift) und der Eigenfrequenzabfall (Frequency Drop). Für jeden Schadenindikator waren drei Schadensgrenzen vorgegeben; die erste für leichte Schäden, die zweite für kontrollierbare Schäden und die dritte für erhöhte Schäden. Als seismische Indikatoren für die Stärke der Erdbebenanregung dienten folgende Parameter: die «Peak Ground Acceleration» (PGA), die «Cumulative Absolute Velocity» (CAV) und die «Average Spectral Acceleration» (ASA40), siehe [4].

Die Verletzbarkeitskurve zeigt die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit P_r , d.h. die Wahrscheinlichkeit, dass bestimmte Grenzwerte von Schadenindikatoren (Y) wie vorgegebene Stockwerkschiefstellungen oder Eigenfrequenzabfälle bei einem bestimmten seismischen Indikator θ erreicht werden. Der Indikator θ entspricht z.B. den Parametern PGA, CVA und ASA40. Für die Ermittlung der Verletzbarkeitskurven wurde vom ENSI Team eine, von der CEA vorgegebene, vereinfachte

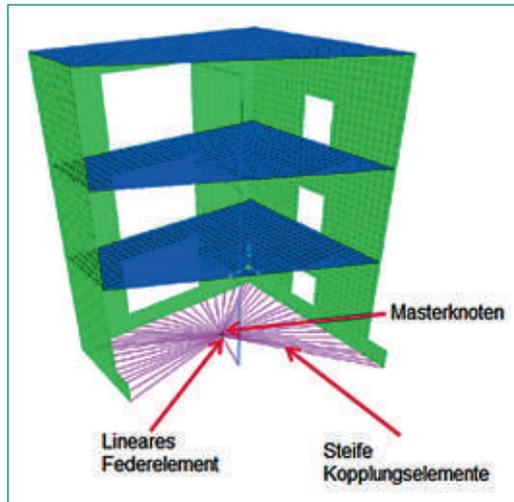


Abb. 10:
Vereinfachtes SAP2000
Berechnungsmodell für
die Verletzbarkeits-
analyse, Quelle: B&H.

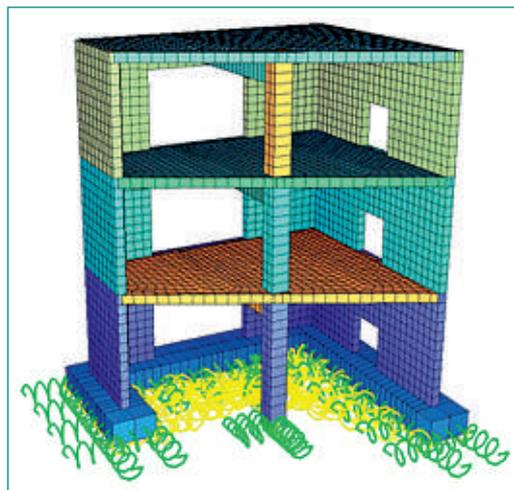


Abb. 11:
Vereinfachtes SOFiStiK
Berechnungsmodell für
die Verletzbarkeits-
analyse, Quelle: SPI.

Methode verwendet. Dabei wird den Ergebnissen der 50 Berechnungen in einer «Cloud Analysis» eine Regressionsgerade im doppeltlogarithmischen Diagramm mit dem seismischen Indikator (Θ) auf der Abszisse und dem Schadenindikator (Y) auf der Ordinate eingepasst. Daraus folgen die Geradenparameter Steigung b und Ordinatenabschnitt a . Der Mittelwert der Kapazität A_m (Mean Capacity) kann damit für jede Schadensgrenze (s) berechnet oder direkt aus dem doppeltlogarithmischen Diagramm abgelesen werden. Weiterhin ergibt sich die logarithmische Standardabweichung σ der Schadenindikatorwerte bezogen auf die Regressionsgeraden. Es gelten folgende Beziehungen:

$$P_r(\Theta) = \Phi\left(\frac{\ln(\Theta/A_m)}{\beta}\right) \quad \beta = \sigma / b \quad A_m = \exp((\ln(s) - a)/b) \quad P_r(\Theta) = \Phi\left(\frac{\ln(\Theta^b/s)}{\sigma}\right)$$

$$\ln(Y) = a + b \ln(\Theta) + z \quad \sigma^2 = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (\ln(Y_i) - a - b \cdot \ln(\Theta_i))^2$$

Um die Zuverlässigkeit der verwendeten, linearen Regressionsmodelle zu eruiieren, ermittelte SPI für jede lineare Regression (siehe Abb.12) das Bestimmtheitsmass R^2 (Coefficient of determination). Je näher der Parameter R^2 bei 1 liegt, desto zuverlässiger ist die entsprechende lineare Regression.

Abb. 12:
Lineare Regression
(Seismischer Indikator:
ASA40, Schadenindika-
tor: Stockwerkschief-
stellung), Quelle: SPL.

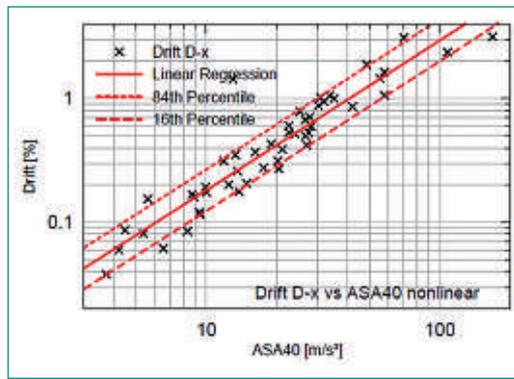


Abb. 13:
Bestimmtheitsmasse
der linearen
Regressionen R^2 ,
Quelle: SPL.

Regression #	Ground Motion Parameter	Output	R^2	b	σ
c.1 linear	PGA	Drift-x	0.927	1.0331	0.2177
c.2 linear	ASA40	Drift-x	0.964	0.8848	0.2488
c.3 linear	CAV	Drift-x	0.838	1.0894	0.2242
c.4 nonlinear	PGA	Drift-x	0.849	1.2005	0.4170
c.5 nonlinear	ASA40	Drift-x	0.871	1.2080	0.3951
c.6 nonlinear	CAV	Drift-x	0.791	1.0621	0.4898
c.7 nonlinear	PGA	Drop-I1	0.640	1.4104	0.7477
c.8 nonlinear	ASA40	Drop-I1	0.661	1.2415	0.7346
c.9 nonlinear	CAV	Drop-I1	0.536	1.0525	0.8482
c.10 nonlinear	PGA	Drift-y	0.886	1.1670	0.4036
c.11 nonlinear	ASA40	Drift-y	0.886	0.8686	0.4018
c.12 nonlinear	CAV	Drift-y	0.783	0.9129	0.4533
c.13 nonlinear	PGA	Drop-I2	0.697	1.2095	0.5262
c.14 nonlinear	ASA40	Drop-I2	0.658	1.0623	0.6180
c.15 nonlinear	CAV	Drop-I2	0.616	0.9690	0.6748

Abb. 14:
Verletzbarkeitskurven,
Stockwerkschief-
stellung und PGA in
der x-Richtung,
Quelle: B&H.

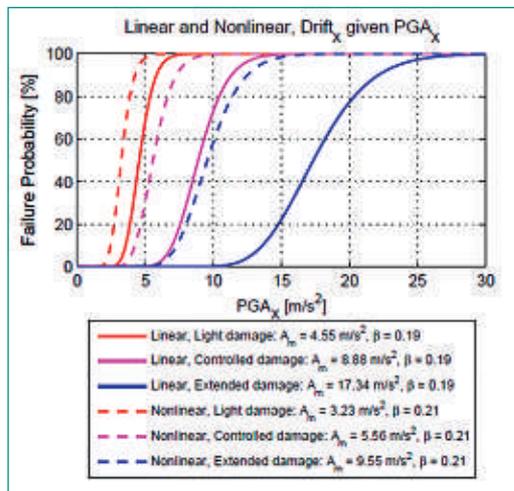
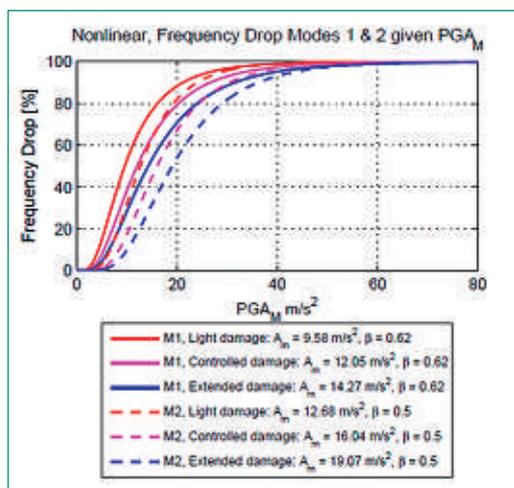


Abb. 15:
Verletzbarkeitskurven,
Eigenfrequenzabfall
und mittleres PGA,
Quelle: B&H.



Die Ergebnisse sind in der Abb. 13 dargestellt. Das lineare Regressionsmodell zeigt sich als relativ zuverlässig, wenn die Stockwerkschiefstellung als Schadenindikator verwendet wird (grüne, gelbe und orange Zellen). Wird jedoch der Eigenfrequenzabfall als Schadensindikator verwendet (rote Zellen), ist die Güte der linearen Regression relativ schlecht.

In der Abb. 14 sind die Verletzbarkeitskurven aus den linearen und den nichtlinearen SAP2000 Berechnungen bei der Stockwerkschiefstellung in der x-Richtung als Schadenskriterium und bei der PGA in der x-Richtung als seismischen Indikator dargestellt. Es ist zu sehen, dass die Verletzbarkeitskurven aus den nichtlinearen Berechnungen eine höhere Versagenswahrscheinlichkeit aufweisen als die Verletzbarkeitskurven aus den linearen Berechnungen. Dies ist mit dem «Prinzip der gleichen Arbeit» erklärbar. Gemäss diesem Prinzip erfahren sich nichtlinear verhaltende Bauten mit Eigenfrequenzen im Bereich von rund 2 bis 10 Hz, was auf Kernkraftwerkbauten zutrifft, grössere Verformungen als die äquivalenten, sich vollständig linear verhaltenden Bauten gleicher Eigenfrequenzen. Die Stockwerkschiefstellung hat sich als ein gutes Schadenskriterium erwiesen.

In der Abb. 15 sind die Verletzbarkeitskurven aus den nichtlinearen SAP2000 Berechnungen beim Eigenfrequenzabfall der ersten Eigenfrequenz (Mode M1) und der zweiten Eigenfrequenz (Mode M2) als Schadenkriterium und beim mittleren PGA (Mittelwert des PGA in der x- und des PGA in der y-Richtung) als seismischer Indikator dargestellt. Da die Eigenfrequenzabfälle sehr stark von der Auswertungsmethode abhängen, stark streuen und keine gute Korrelation mit den seismischen Indikatoren zeigen, liegen die Verletzbarkeitskurven für alle Schadensgrenzen relativ eng beieinander und sind relativ flach. Damit stellt der Eigenfrequenzabfall im vorliegenden Fall kein brauchbares, zuverlässiges Schadenkriterium dar.

Nationale Zusammenarbeit

Am Benchmarkprojekt *SMART 2013* hat aus der Schweiz die Firma *Basler & Hofmann AG (Zürich)* in Zusammenarbeit mit dem *ENSI* teilgenommen.

Internationale Zusammenarbeit

Das Projekt *SMART 2013* ist ein internationales Forschungsprojekt, an dem 36 Teams aus 21 Ländern und 4 Kontinenten beteiligt waren. Es hat einen internationalen Wissens- und Erfahrungsaustausch ermöglicht und die Zusammenarbeit zwischen Erdbebenspezialisten mit unterschiedlichem beruflichem und fachlichem Hintergrund gefördert. Mit der Teilnahme am abschliessenden *SMART 2013* Workshop im November 2014 in *Paris* hatten die Teams eine einzigartige Möglichkeit, ihre Arbeit im internationalen Umfeld zu präsentieren und Feedback von anderen Fachleuten zu bekommen. Zudem hat sich den Teilnehmern die Gelegenheit geboten, internationale Beziehungen zu anderen Erdbebenspezialisten aufzubauen. Im *ENSI* Team hat die Firma *Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH* aus *Deutschland (Bochum)* teilgenommen. Durch die enge Zusammenarbeit und gegenseitige Unterstützung zwischen den Erdbebenspezialisten von *SPI*, *B&H* und *ENSI* wurden zahlreiche Schwierigkeiten überwunden, fachspezifische Fragen beantwortet und wertvolle Erkenntnisse gewonnen.

Bewertung 2013–2014 und Ausblick 2015

Die seitens des *ENSI* Teams gesetzten Projektziele für die Jahre 2013 und 2014 wurden sehr gut erfüllt. Das *ENSI* Team war eines von wenigen Teams, das alle vier Phasen des Forschungsprojekts *SMART 2013* erfolgreich bearbeitet hat und hochwertige Ergebnisse geliefert hat. Die erworbenen Kenntnisse und Erfahrungen bezüglich der Durchführung von nichtlinearen Analysen und Verletzbarkeitsstudien werden für die zukünftige Aufsichtstätigkeit des *ENSI* wichtig sein. Von besonderer Bedeutung ist die Tatsache, dass das *ENSI* Team beim Projekt *SMART 2013* Computer-Programme und Berechnungsmethoden verwendet hat, die auch von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke verwendet werden. Somit könnten Nachteile und Einschränkungen der Pro-

gramme und Berechnungsmethoden sowie falsche Annahmen in deren Anwendung eruiert und dokumentiert werden. Das Projekt *SMART 2013* wurde im November 2014 mit dem Workshop in *Paris* abgeschlossen. Es ist seitens *ENSI* jedoch angedacht, die berechneten Resultate bzw. die Resultate der *CEA* Versuche noch weiter unter Berücksichtigung anderer Fragestellungen auszuwerten. Unter anderem geht es um die Verifizierung der gängigen Nachweismethoden und um die Plausibilisierung der Resultate aus den nichtlinearen Berechnungen. Zudem sind Publikationen für wissenschaftliche Konferenzen in Vorbereitung.

Publikationen

- [1] *I. Sevdali, M. Billmaier, Y. Mondet, T. Szczesiak, U. Bumann*: ENSI Team 1: Challenges faced during the modelling and dynamic analysis with SAP2000 using nonlinear layered shell elements, Workshop *SMART 2013*, Paris, 25–27.11.14
- [2] *R. Zinn, M. Borgerhoff, C. Van Exel, T. Szczesiak, U. Bumann*: ENSI Team 2: Challenges faced during the modelling, dynamic analysis and vulnerability study with SOFISTiK using nonlinear layered shell elements, Workshop *SMART 2013*, Paris, 25–27.11.14

Referenzen

- [3] Internetseite des internationalen Forschungsprojekts *SMART 2013*, www.smart2013.eu
- [4] *B. Richard, T. Chaudat*: Presentation of the *SMART 2013* International Benchmark, *CEA Specification Technique DEN/DANS/DM2S/SEMT/EMSI/ST/12-017/H*, 04.09.2014
- [5] *B. Richard, M. Fontan, J. Mazars*: *SMART 2013: overview, synthesis and lessons learnt from the International Benchmark*, *DEN/DANS/DM2S/SEMT/EMSI/NT/14-037/A*, 18.11.14
- [6] *ASN*, *Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de genie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs*, *ASN/Guide/2/01*, 2006

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

Author and Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, O. Zerkak, A. Vasiliev and 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 2014, progress was achieved with regards to most of the goals and of particular relevance is that STARS provided scientific support to ENSI in all the various technical areas, including realisation of reload licensing verifications for all the Swiss reactors. On the plant behaviour side, the establishment of a consolidated platform for reference TRACE plant system methodologies along with integrated databases for code/method validation was started. Also, the OpenFOAM solver was introduced for the development of Swiss plant specific models and a first validation of this open source code against real LWR experimental mixing tests was also performed. Regarding core physics, the assessment of SIMULATE-5 for the Swiss reactors and the establishment of nTRACER as next-generation 3-D core simulator were launched. As well, research continued on the development of a hybrid stochastic/deterministic Serpent/SIMULATE code sequence and of pin cell homogenization methods. Also, progress was achieved regarding the validation and/or application of SIMULATE-3K for core dynamics, including an assessment of the code capabilities for critical heat flux calculations during flow transients. For fuel behaviour, efforts were invested

towards FALCON/GRSW-A modelling of fuel restructuring effects during high temperature irradiation and to achieve through this, more reliable interpretations of fuel licensing and safety analyses. A consolidation of the FALCON/GRSW-A base irradiation methodology was also launched with the aim at integrating better physical models related to fast neutron flux and to fission gas trapping. On the multi-physics side, first steps towards the COBALT loop aimed at integrating reference plant/core/fuel methodologies with TRACE/S3K transient analyses were undertaken. A new external coupling mode between TRACE and S3K was also developed in order to diversify the core thermal-hydraulics solvers. Regarding uncertainty analysis, the STARS TRACE solution to an OECD/NEA benchmark on LOCA reflood simulations was ranked among the top participants with regards to bounds on experimental data. For nuclear data, the SHARKX methodology was updated with a novel approach to propagate fission yields uncertainties and a first assessment against experimental data was performed. Finally, efforts were continued on the verification of global sensitivity analysis methods to evaluate major contributors to the predicted uncertainty in safety relevant thermo-mechanical results.

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 2014 were as follows.

Table 1:
Goals 2014

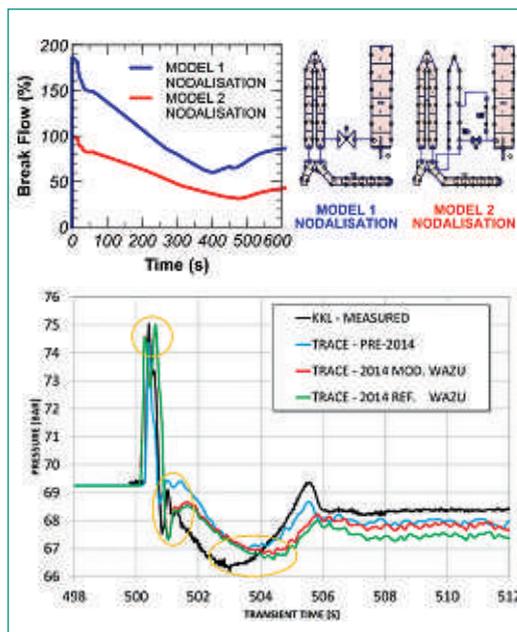
Plant System and Thermal-Hydraulics	Modelling with TRACE of KKL Fast Run-Up of new Recirculation Pumps
	Updates of KKG TRACE Model for SGTR Accident Analyses
	Analysis of OECD/NEA PREMIUM Phase-3 with TRACE plus CIRCE UQ Methodology
	Validation of STAR-CCM+ for PKL-2/PKL-3 Rocom Tests
	Development and Testing of STAR-CCM+ CFD Mesh for KKG Vessel
Core Behaviour and Reactor Physics	Support to Licensing of new KKL Core Loading
	Development and Testing of CMSYS/FLICA Methodology for PWR DNBR Calculations
	Assessment of Hybrid Monte-Carlo/Deterministic Scheme for Enhanced LWR Reflector Modelling
	Validation of S3K for OECD/NEA Oskarshamn Stability Benchmark
	Development of Methodology for Nuclear Data Uncertainty Propagation in CASMO-5M Depletion Calculation
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Validation of FALCON for Halden LOCA Test 2 and Design of Test 3
	Completion of FALCON Assessment for Modelling of Cladding Lift-Off at High Burnup
	Development and Validation of Reference Methodology for Base Irradiation of Swiss Fuel Rod Designs
	Continued Validation of FALCON for PCI/PCMI Fuel Rod Failures
Multi-Physics	Consolidated Verification of COBALT Methodology for TRACE/S3K Analyses
	Enhancements of TRACE/S3K Coupling Scheme for Heterogeneous Feedback Distributions
	Participation to OECD/NEA UAM Phase 2 for Fuel performance, Assembly Depletion and Bundle Thermal-Hydraulics

Trace modelling and analyses for the Swiss reactors

During 2014, parallel efforts were conducted in revising the fleet of TRACE models while providing ENSI with scientific support. For KKG, these efforts were focused on setting-up a TRACE methodology for SGTR simulations and analyse on this basis, the plant behaviour including e.g. primary and secondary side coolant releases as function of various pos-

tulated single failures. As part of this, several sensitivity studies were conducted in order to determine the impact from basic analysis assumptions (e.g. pressurizer spray, valve failure, decay heat). Modelling requirements were also investigated, including for instance a study of the SG tube break model (Fig.1, top) in order to evaluate the results without and with account of flow wall friction through the ruptured tube (Model 1 and Model 2 respectively in Fig.1, top). As for the KKL TRACE model, the feedwater system- and the steam line models were both revised. The latter now includes 4 steam lines, bypass and steam header, all explicitly modelled. These updates were verified through an assessment of turbine inlet pressure results for a turbine trip test (Fig. 1, bottom). The revised KKL steam line model better captures the very early pressure maxima/minima, compared to plant data. The poorer agreement after 504s hints at errors compensation in the previous model, with a coarser nodalization and an ad-hoc WAZU model resulting in better results.

Figure 1:
Top: KKG SGTR: Sensitivity of (Relative) Break Flow to SG Tube Break Nodalization; Bottom: KKL Turbine Trip Test: Sensitivity of (Relative) Turbine Inlet Pressure upon Steam Line Modelling Assumptions



Assessment and validation of TRACE against STF and ITF experiments

To establish an inventory of «separate-effect» tests analyzed within the STARS project, a scheme was developed to fulfill essentially the following func-

FAST methods (Fig. 3, bottom). The parameters included boundary conditions (pressure, mass flow rate, power and inlet temperature), geometry (sub-channel area) and code methods (two phase mixing, void drift, heat transfer and interfacial drag). Among other things, the analysis of the 3 selected tests indicated that the void sensitivity to the selected parameters would differ as function of the location within the heated bundle. More precisely, the void results at the corners for the tests at high pressure (71.6 bar) were found to be very sensitive to the void drift model of the interfacial drag whereas the inner sub-channels were more affected by boundary conditions such as inlet temperature and pressure. The impact of the heat transfer coefficient (nucleate boiling) was also found to vary significantly across the test section.

Development of CFD models for the swiss reactors

Work in 2014 on the CFD modelling of the KKG reactor downcomer and core bypass flows made significant progress towards better understanding the detailed vessel flow behaviour. The model geometry is based on a KKG solid model that was started to be developed in 2013. OpenFOAM was chosen for the CFD analysis because this opens up the possibility for future developments such as one-way or two-way coupling with TRACE. The CFD model will also be used to derive pressure distributions in order to derive relevant mechanical load information or simply calibrate the TRACE model K-factor input parameters. And initial results for nominal operation have already highlighted important phenomena (Fig. 4). For instance, large stagnant recirculation regions in the downcomer have been identified directly below the cold legs. Further, CFD analysis of the core bypass flows has shown that the bypass flow is not fully turbulent, with vortex shedding taking

place downstream of the core formers as a result of flow instabilities.

Validation of CFD solvers for high-fidelity safety analyses

During 2014, a validation campaign of STAR-CCM+ was conducted based on experimental measurements performed at the Juliette test facility. The aim was to evaluate the RANS based capabilities to capture coolant mixing distributions in the downcomer and at the core inlet for several loop flow configurations. In Fig. 5, the central plot shows the complete geometry in transparency with streamlines from cold leg 4 (CL4) coloured by the velocity magnitude and also the passive scalar fields in half domain. On the left of Fig. 5, the comparison of the numerical and experimental pressure loads at the upper core barrel is presented. On the right, the distribution of the passive scalar at the core inlet (CI) is shown (tracer injection from CL2). From these analyses, it was found that an appropriate modelling of the swirl at the inlet boundary condition and the turbulent Schmidt number are crucial for accurate predictions. Future developments include the widening of the validation test matrix and the development of an efficient methodology to provide accurate validated mixing matrices at the CI as input for system T-H simulation models.

Core modelling of the Swiss reactor and reload licensing verifications

Taking advantage of the CMSYS platform, STARS conducted for the first time, independent reload licensing verifications for all the Swiss 2014–2015 core designs. These verification analyses were all completed within the limited licensing period and consisted in the development of predictive core models to evaluate safety parameters relevant to both normal operation as well as transients. To

Figure 4 (left):
Velocity Magnitude
Distribution in KKG
RPV from Cold Leg
Nozzles to Core Inlet
(OpenFOAM)

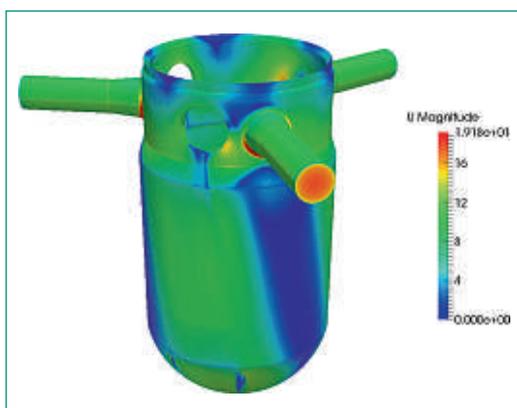
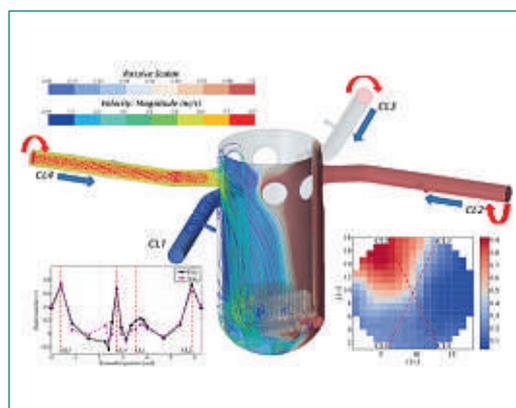


Figure 5 (right):
Validation of CFD for
MSLB using JULIETTE
Mixing Tests
(STAR-CCM+)



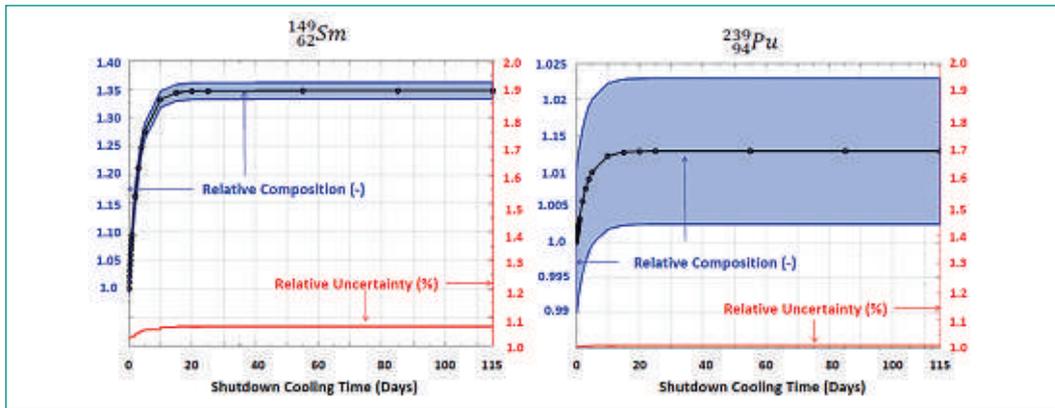


Figure 6: PWR Core Licensing Verification with Assessment of Nuclide Evolutions during Intermediate Shutdown along with Estimated Uncertainties due to Nuclear Data

ensure a certain redundancy in the verification results, two lines of models based on CASMO-4 and CASMO-5 were systematically applied. And for one of the reactors, the impact of an intermediate shutdown initially planned for system upgrades was also evaluated. Here, of particular interest was the evolution of nuclides and their impact on the reactivity balance as well as core kinetics parameters during start-up. A nuclear data uncertainty quantification using the SHARKX methodology was integrated as part of this, something constituting thereby a first time application of this methodology for a regulatory support activity. Considering cross-section as well as decay data uncertainties, the estimated uncertainties in specially ^{239}Pu and ^{149}Sm compositions were found to be small (Fig. 6), providing thereby further confidence in the conclusion that the maintenance shutdown would not have any major effect neither at restart nor during the remaining part of cycle operation.

Hybrid 2-D stochastic/3-D deterministic core analysis methodology

Considering the advances in Monte-Carlo (MC) methods for LWR applications, one objective of STARS is to evaluate the use of MC codes to generate nuclear data libraries for downstream 3-D core simulators. On this background, the development of a hybrid stochastic lattice / deterministic core two-step sequence based on the Serpent/SIMULATE-3 codes was initiated for BWR analyses. To overcome the high MC computation costs, a simplified case matrix of base depletion and instantaneous feedback branches was first implemented. The predicted reactivity as well as selected few-group nuclear data was then compared to CASMO-5, showing an overall agreement below 1% except for diffusion coefficients. Next, the «SerPL» interface was established to transfer the Serpent 2-D

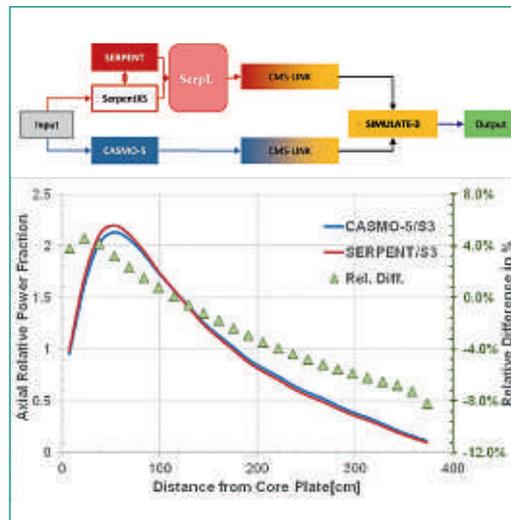


Figure 7: Serpent/SIMULATE Code Sequence and Verification for BWR Core Axial Power Distributions

lattice data to SIMULATE-3 (Fig. 7, top) and a verification was conducted for a cycle depletion. Principally, it was found that a reasonable agreement in reactivity could be obtained between Serpent/SIMULATE and CASMO/SIMULATE. The same was found for 3-D power distributions (e.g. Fig. 7, bottom) apart from the core peripheries where differences are most likely related to the diffusion coefficients. However, a non-negligible impact from stochastic uncertainties was observed in the Serpent XS results, prompting the need to carefully study and further optimise the number of histories.

Higher-order 3-D full core analysis methods

To achieve higher fidelity 3-D core simulations at the resolution of individual fuel pins, efforts are ongoing for the deployment of higher order core analysis methods. First, the transition to SIMULATE-5 for the Swiss reactors was initiated during 2014. Secondly, the establishment of the nTRACER 3-D pin-by-pin transport code designed for »direct one-step core calculations« was launched. Focus was given to the code scalability on High-Performance-Computers (HPC) for increasingly complex

computational domains. The CPU performance related to each of the main physical/numerical methods was studied in order to identify where a stronger parallelization could reduce the CPU costs (e.g. Fig. 8, left). Third, an intermediate approach based on pin-homogenised solvers is also under investigation. Here, the challenge is to complement the few-group nuclear data libraries with information needed by the 3-D core simulator to handle flux/current discontinuities at the pin-cell interfaces. One approach based on Superhomogenization (SPH) factors was thus established and tested for nTRACER analyses in pin-cell homogenised mode. The SPH algorithm (Fig. 8, top right) was shown to improve significantly the nTRACER accuracy when compared to a CASMO reference solution (Fig. 8, bottom right) but challenges remain especially for the first pin rows of e.g. MOX/UO₂ interfaces.

Reactor dynamics and BWR stability

For 3-D reactor core dynamics, the SIMULATE-3K (S3K) coupled neutronics/thermal-hydraulics (T-H) code is the primary solver employed by STARS. During 2014, one main activity was to assess the code capabilities for BWR flow transients (Fig. 9). Using a plenum-to-plenum core model, verifications against separate independent analyses were first carried out, showing a rather satisfactory qualitative as well as quantitative agreement of the predicted core response. On that basis, an in-depth investigation of the transient phenomenology was carried out. Among other things, this showed that the dynamical effects between fuel heat transfer to coolant and void reduction will play a central role for the predicted power response. Thereby, the accuracy will highly depend on the T-H solver capabilities regarding superheated steam generation and dynamical

Figure 8:
CPU Performance of nTRACER Methods with CMFD Thread Optimization (Left) – CASMO/SPH Algorithm and Application to nTRACER Pin-by-Pin Analyses of MOX/UO₂ Configurations (Right)

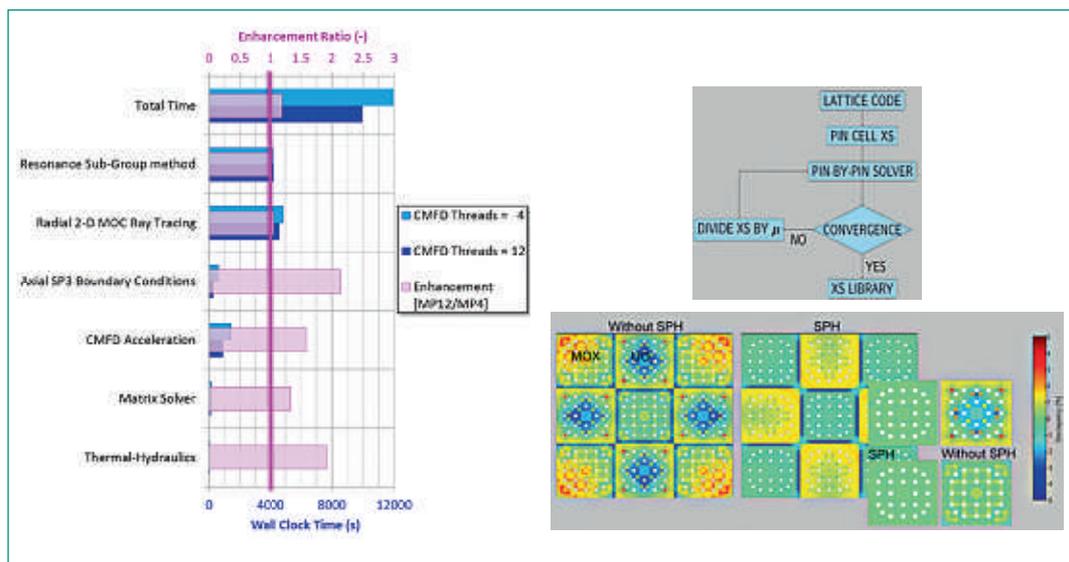
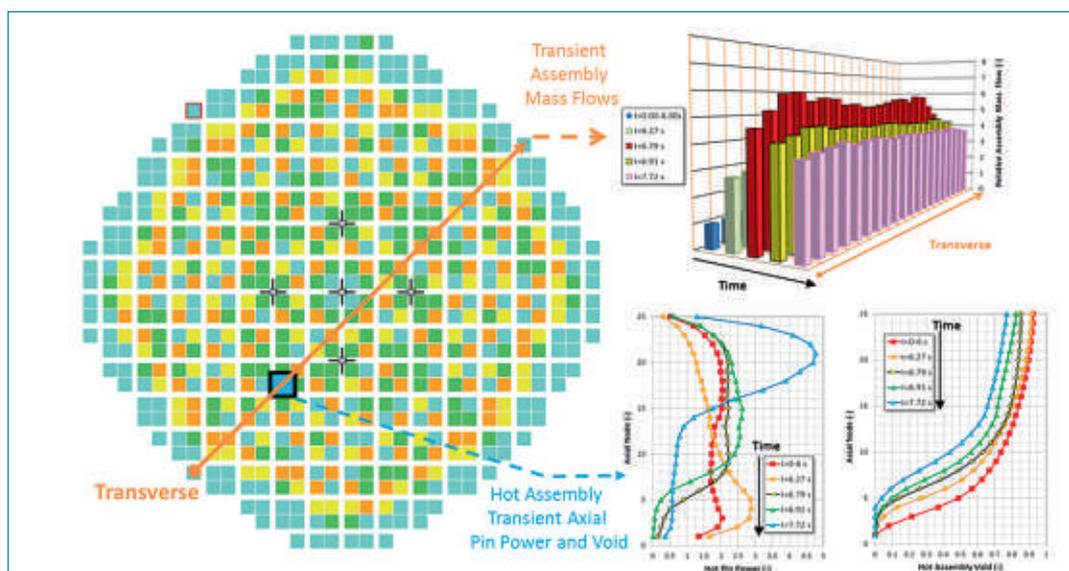


Figure 9:
S3K Evaluation of Flow Transients



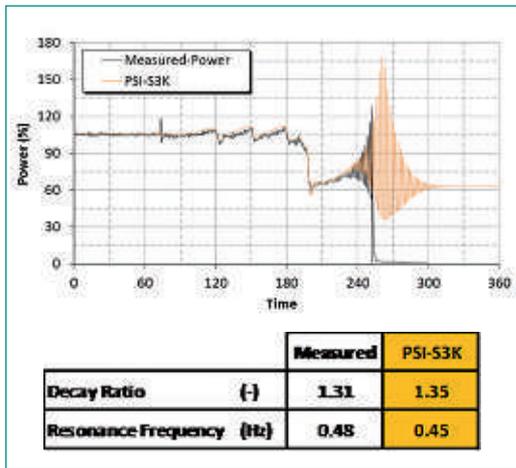


Figure 10:
PSI S3K Solution to
OECD/NEA
Oskarsham-2
Benchmark

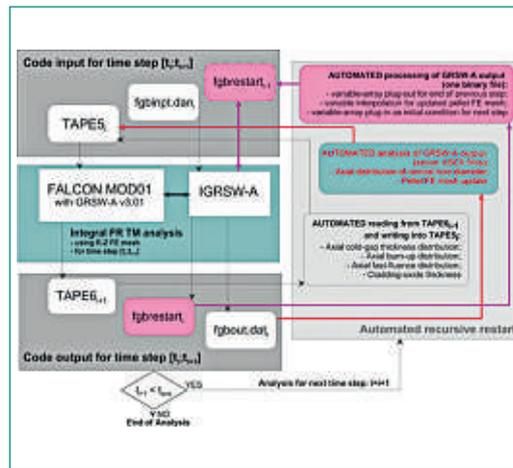


Figure 11:
Recursive Restart
Methodology for Fuel
Restructuring

momentum effects between the vapour- and liquid phases. Local compressibility effects might also take place which if not properly accounted for by the T-H solver, could lead to a strong under (or over) estimation of the transient power increase rate. Finally, analyses in the entire operating domain showed that the transient evolution would also be highly dependent on the initial steady-state coupled axial power/void distributions.

Another S3K activity was to participate in the OECD/NEA Oskarsham-2 (O2) international benchmark aimed at a combined feedwater transient and stability event which occurred at the O2 plant. An S3K model was thus developed to analyse Phase-1 of the benchmark and the entire transient including the stability event could be well reproduced (Fig. 10) provided that the recently corrected benchmark specifications on the feedwater temperature were applied. Without activating SCRAM, the PSI S3K analyses indicated a return to a stable state after reaching a maximum power amplitude. As well, the S3K analyses showed that if the feedwater flow and temperature had suddenly been stabilized before SCRAM, the core would have behaved very differently and with a very high sensitivity upon when this stabilization would have occurred. Within a 10-second period, the core could have either continued to oscillate but with much higher amplitude or it could have evolved into a limit cycle, indicating a crossing through a supercritical Hopf bifurcation of the stability boundary.

Fuel restructuring and clad lift-off

A very high-temperature (VHT) irradiation is known to produce a local restructuring of the fuel which eventually results in void formation at the centre of the pellets. The occurrence of such central hole formation is very unlikely in LWRs because of the strict limits on the linear-heat generation rate. Consequently, simulations of these phenomena were so far out of the scope of the STARS fuel behaviour analyses using the FALCON code coupled with the GRSW-A model for gas release and swelling. However, licensing calculations for fuel reliability and safety are usually based on hypothesized challenging operational modes including assumptions on VHT during irradiation. Therefore, to conduct independent verifications of licensing analyses submitted for a new fuel performance code and which included VHT irradiation cases, it was considered necessary to implement a methodology to integrate these fuel restructuring effects in the FALCON/GRSW-A calculations. First, a model to update the finite-element mesh as function of central hole formation was developed. Secondly, a recursive restart technique was implemented to adapt the mesh during irradiation (Fig. 11). On this basis, the impact on important phenomenon such as pellet swelling rate could be studied and a strengthened interpretation of the licensing analysis results regarding e.g. peak fuel temperature or PCMI loadings during ramps, could be achieved. This new fuel restructuring methodology was also used to investigate the licensing criteria applied for clad-lift off related failures.

According to the FALCON/GRSW-A results, it appears that these criteria might be too conservative. More specifically, it was found that the pellet-cladding gap would start growing (Fig. 12) well before onset of cladding failure was indicated by all the available failure-related variables in FALCON such as e.g. the Cumulative Damage Index (CDI). An alternative analysis was performed by imposing a gradual linear increase of the rod internal pressure in the FALCON calculation. With this approach, the condition for cladding failure onset was analytically established and turned out to be as high as ~15 MPa. And this level of pressure difference agrees rather well with experimental findings of a BWR lift-off test carried out at the Halden reactor and with the FALCON/GRSW-A validation results obtained for this test.

Development of models for fragmentation, relocation and dispersal

A PhD thesis aimed at the development of models for Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal (FFRD) during thermal transients and LOCAs is currently on-going within STARS. As part of this, a simplified «gamma transport model» was developed in order to interpret fuel ejection and fuel relocation by considering ^{239}Pu sensitive gamma decaying isotopes found in the spectrum of gamma scans of fuel rods that were subject to LOCA tests at the Halden reactor. Also, emphasis was given to consolidate the FALCON/GRSW-A methodology for base irradiation. First, studies were initiated towards overcoming an eventual limitation in the conventional FALCON calculation approach which relies on a constant ratio between fast and thermal fluxes and which may be inadequate for BWRs because of strong axial void effects. Furthermore and as preparation to a LOCA transient simulation, the development of a model aimed at estimating the amount of trapped fission gas (FG) along the

active fuel stack and due to pellet-clad bonding, was launched. The concept is to first calculate the total amount of FG release with FALCON/GRSW-A and to correlate thereafter, the amount of trapped gas and thus released gas to the plenum (Fig. 13) as function of the calculated fuel-clad contact pressure history and total FG release.

Multi-Physics

The coupled TRACE/S3K code system is aimed at being the central pillar for best-estimate multi-physics 3-D core/plant system transient analyses. But its application for the Swiss reactors is challenging not only because of numerical coupling related issues but specially because it requires the integration of robust and rigorously qualified upstream plant/core/fuel methodologies (code, model and physical/numerical methods). During 2014, a new strategy towards this objective was launched among other things in the perspective of full core LOCA analyses. On the one hand, the construction of plant management systems (PMSYS) and fuel management systems (FMSYS) in analogy with the established CMSYS platform were started. For FMSYS, first modules for coupling with CMSYS were developed for FALCON base irradiation based on assembly/pin wise operating history reconstructed from the validated core models. On the other hand, the «COBALT Loop» for integral TS3K analyses was launched (Fig. 14) and the first modules were set-up a) to initialize the TRACE channel- and power components with cycle/burnup and operating point specific core 3-D distributions; b) to set-up the TRACE heat structures with burnup dependent thermo-mechanical data; c) to implement a completely revised steady-state initialization procedure in order to strengthen robustness and convergence of the TRACE models. Regarding TS3K itself, an alternative numerical coupling scheme to the internal coupling mode

Figure 12:
Prediction of Clad Lift-Off based on Gap Opening and onset of CDI Indication for Failure

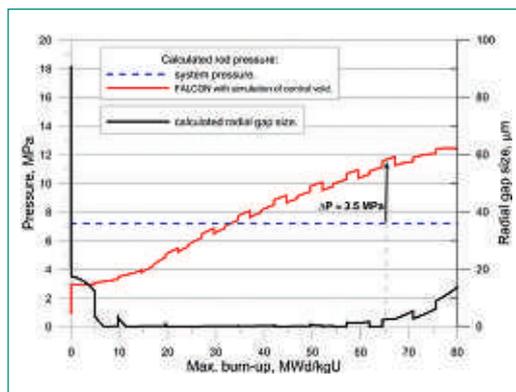
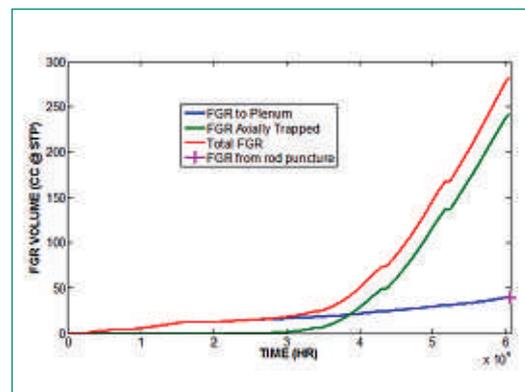


Figure 13:
FG Release during base irradiation



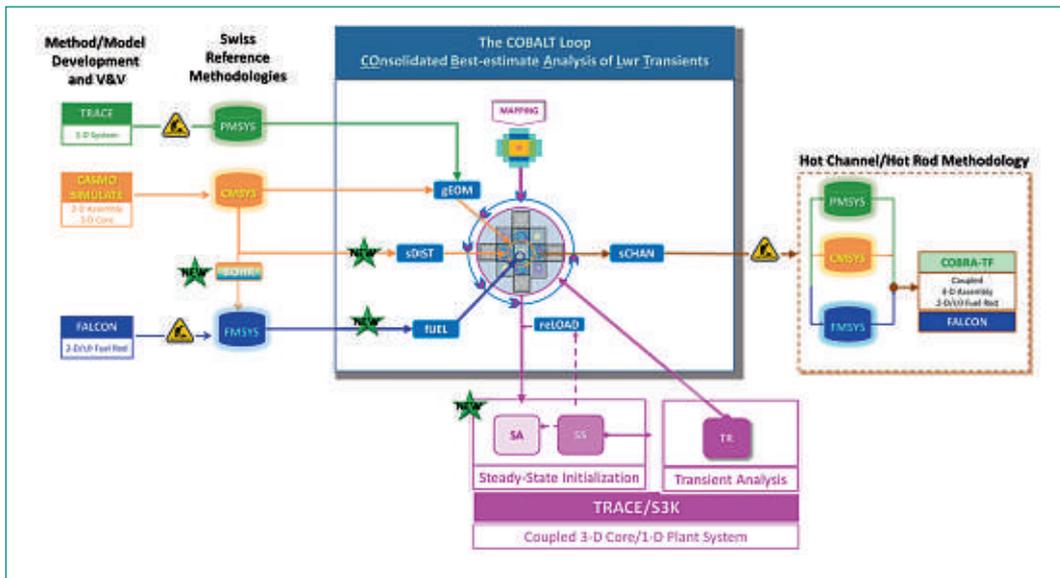


Figure 14: COBAL Loop for Model Coupling and TRACE/S3K Steady-State/Transient Analyses

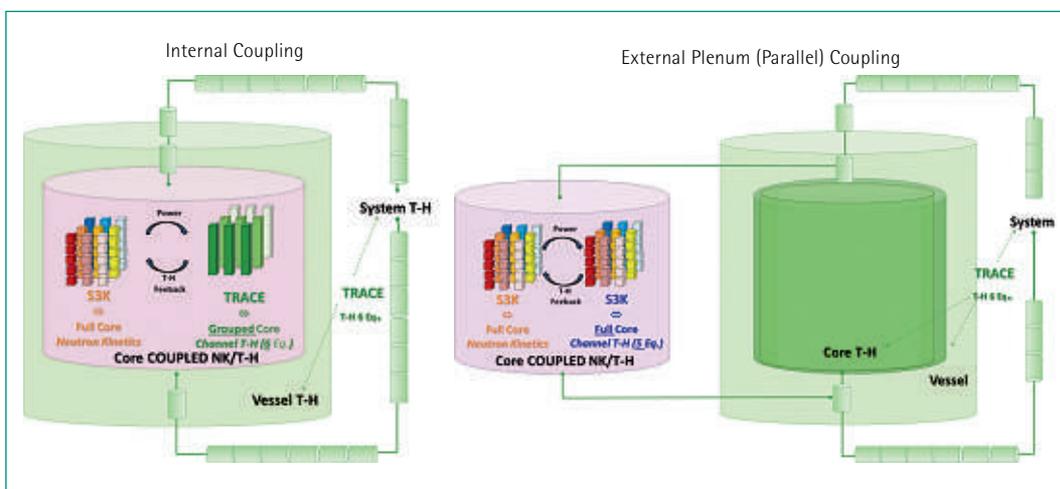


Figure 15: TRACE/S3K Internal Coupling Approach (Left) and new External Coupling Scheme (Right)

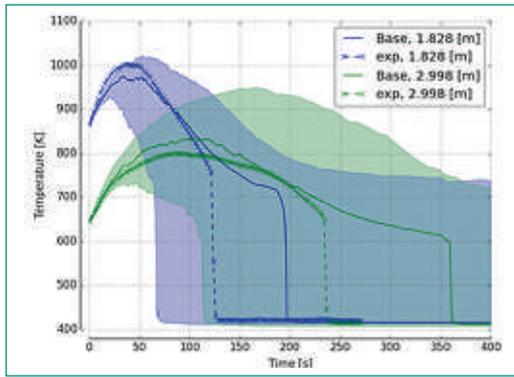
used so far (Fig. 15, left) was developed. With this new coupling scheme, the underlying concept is to use S3K for both core neutronics and thermal-hydraulics while TRACE now handles only the system T-H. Through this, one intention is to overcome the necessity to group the core T-H channels for long transient simulations or for uncertainty analyses. Another objective is to achieve diversified core T-H solvers in order to better understand if the underlying reasons for predicted complex core behavior phenomena could be related to the T-H solution scheme. The new scheme developed along these principles (Fig. 15, right) is referred to as external and/or plenum coupling since TRACE and S3K now exchange T-H data at the core exit/inlet. However, compared to classical external coupling schemes, a parallel approach was implemented with TRACE maintaining a simplified core T-H model in order to ensure T-H convergence at the boundaries between core and system. At this stage, preliminary verifications have been made

and indicate that the scheme is operational as intended for transients not involving reverse flows. However, no gain in CPU efficiency has been observed and further studies are required to compare in more details both coupling modes for various types of BWR and PWR transients.

Uncertainty and sensitivity analysis

A major activity of STARS is to develop methodologies for uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis (SA) aimed at multi-physics multi-scale best-estimate safety analyses. Evidently, this requires that such UQ/SA methods be first developed for each technical area, i.e. plant T-H, core physics as well as fuel behavior, and this was continued during 2014. Regarding T-H, the UQ study for TRACE simulations of LOCA reflood continued with the completion of the STARS contribution to the PREMIUM benchmark. In this context, the blind-test results from STARS on 6 Pericles reflood tests were ranked with 4 other participants (out

Figure 16:
Blind Uncertainty
Quantification of
Pericles RE0080 Test
using TRACE



of 17) in the top category «results well bounded». Fig. 16 shows the verification of the Monte-Carlo envelop for the rod temperature of one of the blind-tests, assuming 34 parameters and PDFs selected through in-house expert judgement and preliminary validation using open data (Feba) from PREMIUM. The main contributors to the UQ were identified by sensitivity analysis using Morris screening: the interfacial drag and wall heat transfer models for dispersed flow film boiling and the spacers heat transfer enhancement model. Finally, Functional Data Analysis (FDA) was employed to extract the first 3 modes accounting for 90% of the variability: the amplitude of the temperature rise (50%), the slope (concavity) of the decreasing phase down to quenching (35%) and the quench temperature (5%).

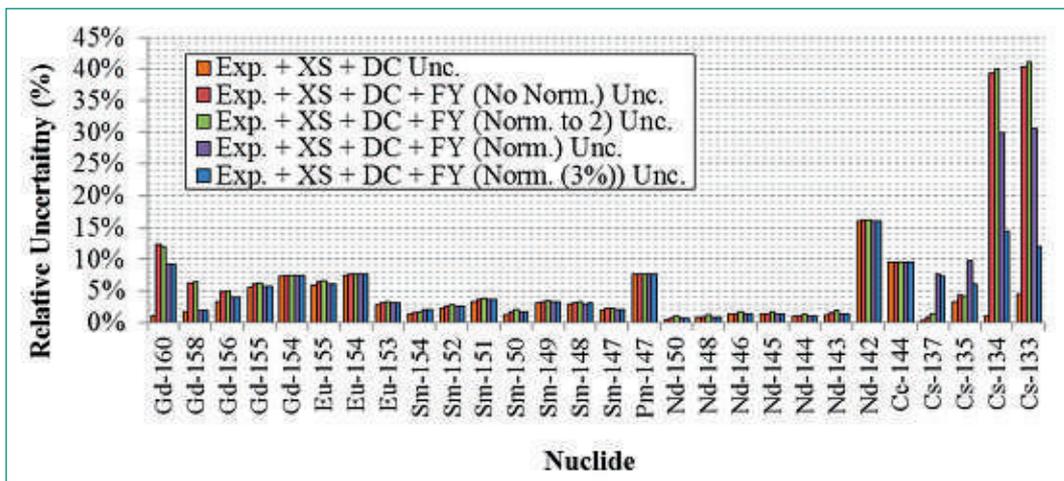
On the side of nuclear data, a new approach to treat fission yield uncertainties with the CASMO-5 code was developed based on the concept of normalization and respecting physical constraints during the yield perturbation process. Indeed, as two fission product per fission are considered, when a fission yield is perturbed (increased or decreased) another one should be perturbed too (respectively decreased or increased) in order to keep a total of

two fission fragments per fission. As well, other constraints like charge and mass conservation have to be fulfilled between the states before the fission process (incident neutron and target nucleus) and after (emitted neutrons and fission products). A methodology using a mathematical projector to add those constraints into the Variance-Covariance Matrix (VCM) has been implemented to the SHARKX tool. To verify this updated methodology, the uncertainties in nuclide compositions due to nuclear data and their various constituents were estimated on the basis of comparisons with experimental data from a Swiss spent fuel sample (Fig. 17). Further assessment is under progress through participation to Phase 2.2 (BWR/PWR fuel assembly depletion) of the OECD/NEA UAM benchmark.

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 Computation Laboratory» course on reactor simulations.

Figure 17:
Nuclide composition
relative uncertainty
due to cross-sections
(XS), Decay constants
(DC) and Fission Yields
(FY) without any
normalization
(No Norm), normaliza-
tion to two fission pro-
ducts (Norm to 2) nor-
malized (Norm) and
normalized with 3%
uncertainty for
the U-235 to I-133
fission yield.



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 collaborates with the Finnish regulatory body STUK as well as other technical safety organisations of the ETSON network and with other research organisations, on the one hand through e.g. the EU 7th FP NURESAFE project and on the other hand, through bilateral cooperations. During 2014, such bilateral cooperations were established with Seoul National University for the development and validation of the nTRACER code. As well, the STARS project entered a collaboration with EPRI to become part of the Falcon V1 code development team.

Assessment 2014 and Perspectives for 2015

During 2014, progress was achieved with regards to most of the goals and of particular relevance is that STARS could provide scientific support to ENSI in all its various technical areas. However, multi-assembly sub-channel modelling was not started because it was considered of higher priority to consolidate and complement the single-assembly assessments with sensitivity analyses. Also, the intended validation of S3K against RIA experiments could not be launched, partly because higher emphasis was given to operational and flow transient analyses. Finally, due to the the departure of a scientist in the fuel area, the clad oxygen diffu-

sion activities and the further participation to a RIA fuel code benchmark were not started since after replacement, higher priority was given to the consolidation of reference methodologies as well as to the transition to the new Falcon V1 code. As most of these objectives remain valid, the perspectives for 2015 are specified in Table 2.

Publications

- [1] *I. Clifford. ENSI On-Call 2014: Analysis of Steam Generator Tube Rupture (SGTR) Accident for Kernkraftwerk Gösgen (KKG). PSI Technical Report TM-41-14-11, 2014*
- [2] *I. Clifford, O. Zerkak, A. Pautz. Post-test Analysis of OECD/NEA ROSA-2 Test 4 using TRACE. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014*
- [3] *Y. Aounallah. Assessment of TRACE against Single-Tube Post-Dryout Heat Transfer Experiments. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014*
- [4] *A. Epiney. KKL TRACE MODEL 2014: Feed-water Lines. PSI Technical Report TM-41-14-15, 2014*
- [5] *A. Epiney, O. Zerkak. WP1.2 Higher-resolution PWR MSLB simulation D12.22 – FLICA4 input models for PWR MSLB analysis. PSI/NURESAFE Report D12.22, 2014*

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
Core Behaviour and Reactor Physics	Development of a TRACE PWR plant system model with parametrized model of CFD based coolant mixing matrices
	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
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Assessment of nTRACER for PWR cycle depletion
	Nuclear data uncertainty propagation methodology for PWR core depletion analyses
	Review and assessment of new fuel code licensing application
	Modelling and analysis of PWR Halden clad lift-off tests
Multi-Physics	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
	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

Table 2:
Perspectives 2015

- [6] *A. Epiney, O. Zerkak, A. Pautz.* Uncertainty- and Sensitivity Analysis of COBRA-TF for the Simulation of Selected OECD/NRC BFBT Void Experiments. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014
- [7] *Z. Linglan, R. Puragliesi.* Assessment of a STAR-CCM+ model for EPR/JULIETTE coolant mixing tests at stationary conditions. PSI Technical Report TM-41-14-08, 2014
- [8] *Q. Zhou.* Validation and Verification of OpenFOAM CFD Tool for Buoyancy Driven Turbulent Mixing Problems in a Reactor Pressure Vessel. PSI/EPFL Master Thesis Report, 2014
- [9] *R. Puragliesi, O. Zerkak and A. Pautz.* Assessment of CFD URANS Models for Buoyancy Driven Mixing Flows Based on ROCOM Experiments. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014
- [10] *D. Papini, C. Adamsson, M. Andreani, H-M. Prasser.* Assessment of GOTHIC and TRACE codes against selected PANDA experiments on a Passive Containment Condenser. Nucl. Eng. Design, Vol. 278, pp. 542–557 (2014)
- [11] *O. Leray, H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2014 Core Licensing Analyses of KKB1 Cycle 43. PSI Technical Report TM-41-14-03, 2014
- [12] *O. Leray.* ENSI On-Call 2014 – Core Licensing Analyses of KKB2 Cycle 41. PSI Technical Report TM-41-14-13, 2014
- [13] *A. Dokhane, H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2014 – Core Licensing Analyses of KKM Cycle 42. PSI Technical Report TM-41-14-14, 2014
- [14] *S. Canepa.* ENSI On-Call 2014 – Core Licensing Analyses of KKL Cycle 31. PSI Technical Report TM-41-14-12, 2014
- [15] *H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2014 Core Licensing Analyses for KKG Cycle 36. PSI Technical Report TM-41-14-09, 2014
- [16] *H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2014 – Qualitative Estimations of Core Reactivity Behaviour during Accident Management for KKG Cycle 36. PSI Technical Report TM-41-14-23, 2014
- [17] *H. Perrier, O. Leray, M. Pecchia, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Reactivity benchmark Analysis and Code Reactivity Prediction for a PWR Fuel Assembly. Proc. American Nuclear Society 2014 Student Conference, PSU, Pennsylvania, USA, April 3–5, 2013
- [18] *H. Perrier.* Development of a Hybrid Deterministic/Stochastic Depletion Scheme. PSI/EPFL Master Thesis Report, 2014
- [19] *L. Rossinelli, M. Hursin, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Neutronic Data Generation for BWR Models, Comparison OF SERPENT and CASMO-5. Proc. American Nuclear Society 2014 Student Conference, PSU, Pennsylvania, USA, April 3–5, 2014
- [20] *L. Rossinelli.* Coupling of SERPENT and SIMULATE-3 for BWR full core simulations. PSI/EPFL Master Thesis Report, 2014
- [21] *P. Mala, S. Canepa, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Effects of Advanced Radial Submeshing Methods on Pin Power Reconstruction for an EPR Core Design. Proc. Int. Conf. Reactor Physics, PHYSOR2014, Kyoto, Japan, September 28–October 3, 2014
- [22] *A. Dokhane, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Analysis of the OECD/NEA Oskarshamn-2 Feedwater Transient and Stability benchmark with SIMULATE-3K. Proc. Int. Conf. Reactor Physics, PHYSOR2014, Kyoto, Japan, September 28–October 3, 2014
- [23] *M. Demeshko, A. Dokhane, T. Washio, H. Ferroukhi, Y. Kawahara, C. Aguirre.* Application of Continuous and Structural ARMA modeling for noise analysis of a BWR coupled core and plant instability event. Ann. Nucl. Energy, Vol. 75, pp. 645–657 (2014)
- [24] *H. Ferroukhi.* Complementary Analyses to YUMOD On-Call – Assessment of SIMULATE-3K and Study of the Core Behaviour during Fast Pump Run-Up Transients. PSI Technical Report TM-41-14-07, 2014
- [25] *H. Ferroukhi.* Additional SIMULATE-3K Analyses of Fast Pump Run-Up Transients – Parametric Studies on Ramps and Operating Conditions. PSI Technical Report TM-41-14-10, 2014
- [26] *H. Ferroukhi.* Technical Note – Fast Pump Run Up Transient Analysis with SIMULATE-3K - Hot Assembly Results and Study for Cold-Zero-Power Conditions. PSI Memorandum SB-XTK-ACT-002-12.004, 2014
- [27] *V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz.* Fuel Relocation in IFA-650 LOCA Tests Based on Gamma Scan Data. Proc. Enlarged Halden Project Group Meeting, Roeso, Norway, September 7–12, 2014

- [28] *V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz.* Analysis of Axial Fuel Relocation based on Gamma Scan data from OECD Halden Reactor Project LOCA Tests. Proc. Water Reactor Fuel Performance Meeting WRFPM2014, Sendai, Japan, September 14–17, 2014
- [29] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz.* PSI Contribution to PREMIUM Phase IV. EPFL-PSI Technical Report, 2014
- [30] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz.* PSI Contribution to PREMIUM Phase IV – Post-Test Uncertainty Quantification of FEBA and PERICLES Reflood Tests. EPFL-PSI Technical Report (September 2014)
- [31] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz.* Sensitivity Analysis of a Bottom Reflood Simulation using the Morris Screening Method. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014
- [32] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz.* Sensitivity Exploring variability in reflood simulation results: an application functional data analysis. Proc. of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety, NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014
- [33] *H. Ferroukhi, O. Leray, M. Hursin, A. Vasiliev, G. Perret, A. Pautz.* Study of Nuclear Decay Data Contribution to Uncertainties in Heat Load Estimations for Spent Fuel Pools. Nuclear Data Sheets, Vol. 118, pp. 498–501 (2014)
- [34] *O. Leray, P. Grimm, H. Ferroukhi, and A. Pautz.* Quantification of Code. Library and Cross-Section Uncertainty Effects on the Void Reactivity Coefficient of a BWR UO₂ Assembly. Proc. Int. Conf. Reactor Physics, PHYSOR2014, Kyoto, Japan, September 28–October 3, 2014
- [35] *O. Leray, P. Grimm, M. Hursin, H. Ferroukhi and A. Pautz.* Uncertainty Quantification of Spent Fuel Nuclide Compositions due to Cross-Sections, Decay Constants and Fission Yields. Proc. Int. Conf. Reactor Physics, PHYSOR2014, Kyoto, Japan, September 28–October 3, 2014
- [36] *Y. Yun, C. Cozzo, O. Leray, H. Ferroukhi.* Uncertainty and Sensitivity Study of Fuel Thermal Behaviour within OECD/NEA UAM Programme. Proc. Int. Conf. Reactor Physics, PHYSOR2014, Kyoto, Japan, September 28–October 3, 2014

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 2014 include: i) commissioning of LINX facility, ii) commissioning of auxiliary sys-

tems, coolant buffer tank used to operate the temperature controlled plates for liquid film characterization, iii) characterization of NIR technique for liquid film measurement; iv) the PhD candidate (Julien Dupont) has written two publications based on the performed activities.

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, OECD/NEA HYMERES, etc. have shown that a correct prediction of these phenomena is of paramount importance for the prediction of temperature in the various regions of the containment during a LOCA scenario and gas mixture composition (hydrogen, air, steam) predictions and containment pressure evaluations during a severe accident scenario.

Toward the end of 2010, PSI, IRSN and ENSI have launched the LINX project, which combines theoretical and experimental investigations, with the main goal to advance the knowledge on liquid film dynamics in a condensing and re-evaporating environment [1].

Work carried out and results obtained

LINX facility

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 auxiliary 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.

Figure 1:
3-D Rendering of the newly implemented components in LINX (left): the cooling loop system outside the vessel and the cooling plates set up inside the vessel. Picture of the temperature controlled plates in the Vessel (right).

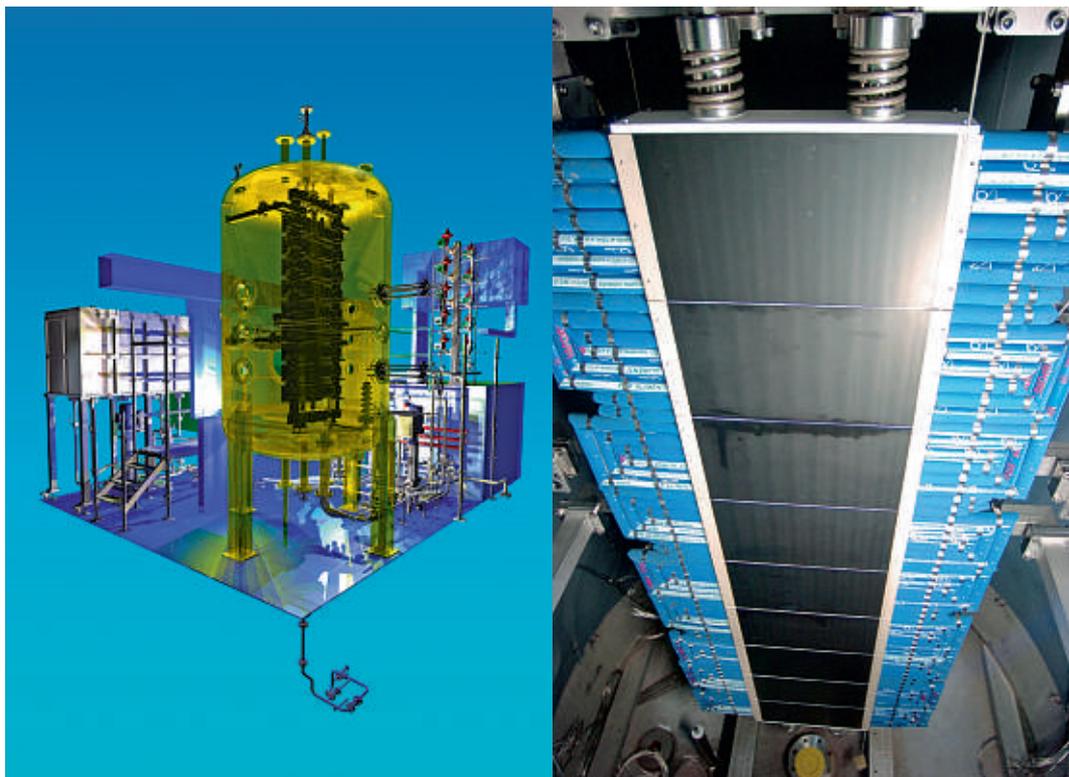




Figure 2:
Picture of the LINX facility facing the manhole of the vessel.

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.

As of today the facility is ready to be used with steam up to 10 bar and 200 °C.

Auxiliary loop

A temperature controlled wall consisting of 9 plates was built in the pressure vessel (Figure 1, right). 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, left). 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 that is used to create water film on the most upper plate (not shown on the picture). 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 operates above 10 bar internal pressure. The volumetric flow rate in the plates 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.

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.

The planned experiments include both condensation and re-evaporation conditions on the temperature controlled plates located in the pressure vessel. The gas species distribution 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 experiment provide measurement of the heat flux directly inside the temperature control plate. The sensor also provides a measurement of the absolute temperature.

The film dynamics is observed by mean of two infrared camera: 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, tested and validated during this project (see section below).

Experimental test campaign for calibration and validation of the Near Infrared (NIR) measurement technique.

Before that the NIR technique could be used with confidence for the LINX experimental campaign, it was necessary to characterize it by performing separate effect tests which allowed comparing the NIR techniques with other available techniques, e.g. high speed liquid film sensor [2] and neutron based techniques (PSI ICON Beam line) [3]. For instance validation tests were performed by comparing NIR imaging of the liquid film thickness with the measurements provided by an electrical high speed liquid film sensor [4]. A complementary validation was carried out using high spatial resolution cold neutron imaging. This second experimental campaign was performed at PSI in the ICON beam line. For the comparison test with cold neutrons, a wavy-turbulent water film was created on a sand-blasted aluminum sheet by spreading water at the top of the surface, above the measuring zone. Figure 3 depicts

the spatial mapping of the transmission and the corresponding thickness obtained with the NIR imaging technique for a film wetting the center of the field of view.

New theoretical and experimental developments were achieved such as noise reducing algorithms as shown in Figure 3 a new model to fit the calibration curve (Figure 4-left) and a new method to determine the step-change in the reflected intensity between a wet and a dry surface (Figure 4-right). Despite the fact that cold neutron imaging offers high spatial resolution, the relatively low neutron flux provides only time average measurements of the liquid film thickness. The time averaged thicknesses measured with both methods over the field of view are in very good agreement. In the region of a wavy film, the root mean square (RMS) of the deviation between the two measurements was found to be 2.3% of the thickness (Figure 5).

Figure 6 shows the optical set up mounted in the LINX facility. The measurement campaign inside the

Figure 3:

NIR imaging technique processing steps for the thickness mapping on a sand-blasted aluminum sheet: a) raw transmission, b) corrected transmission, c) thickness profile.

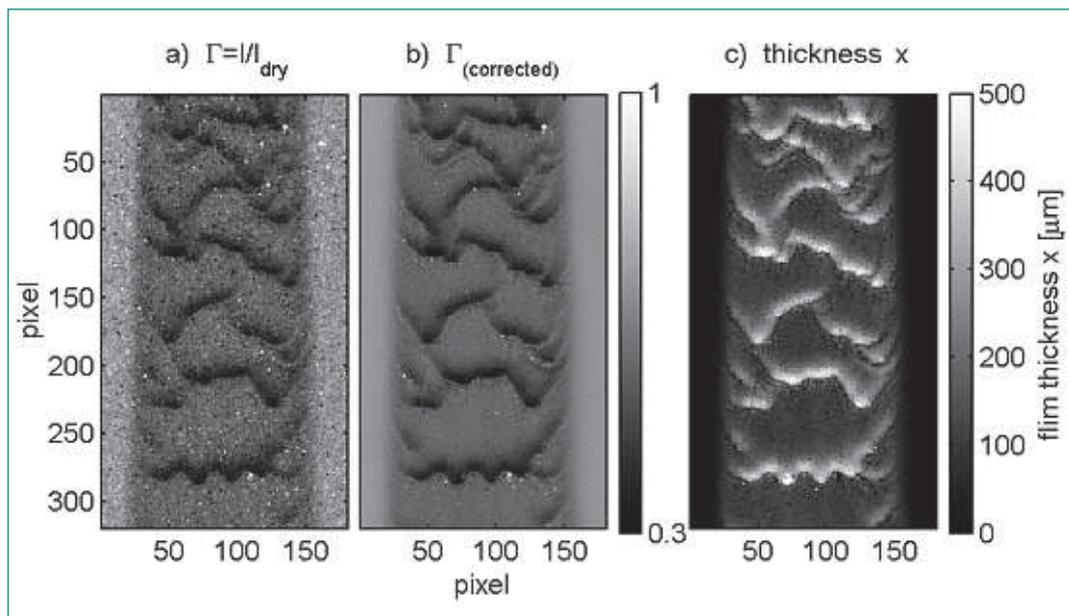
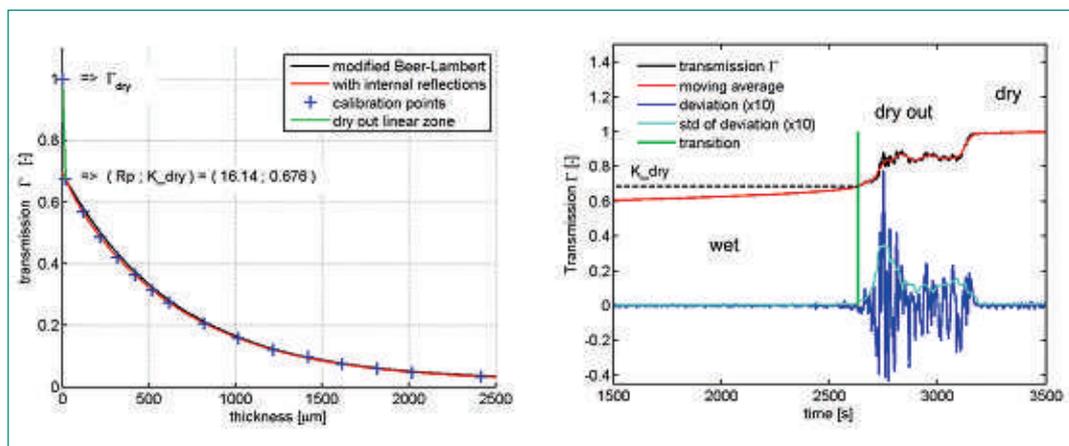


Figure 4:

Calibration results on a sand-blasted aluminum surface: (left) new model accounting for internal reflections in the film allows for a better fitting of the calibration points; (right) film drying method to determine the proportional factor K_{dry} which characterizes the step change in intensity between a wet and a dry surface,



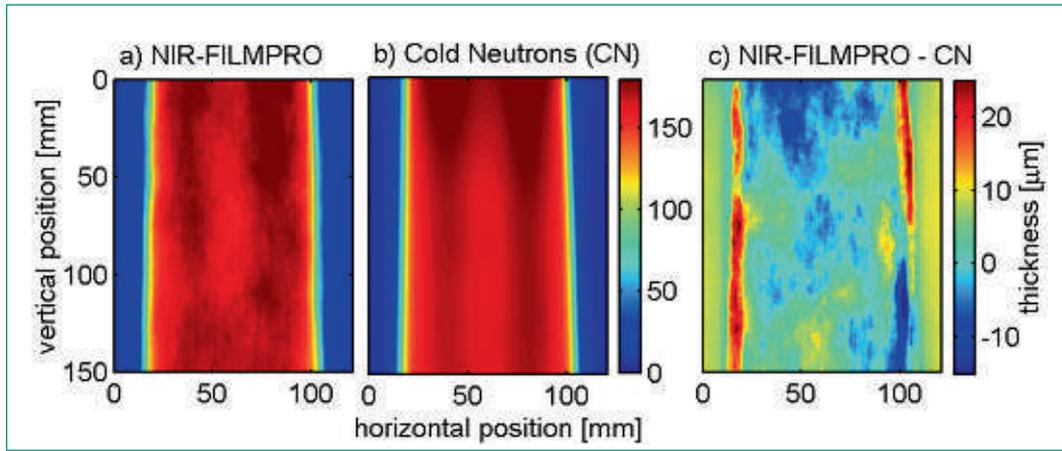


Figure 5: Comparison of the time average film thickness measured with the NIR imaging technique (a) and with cold neutron imaging (b); difference between the two methods (c).

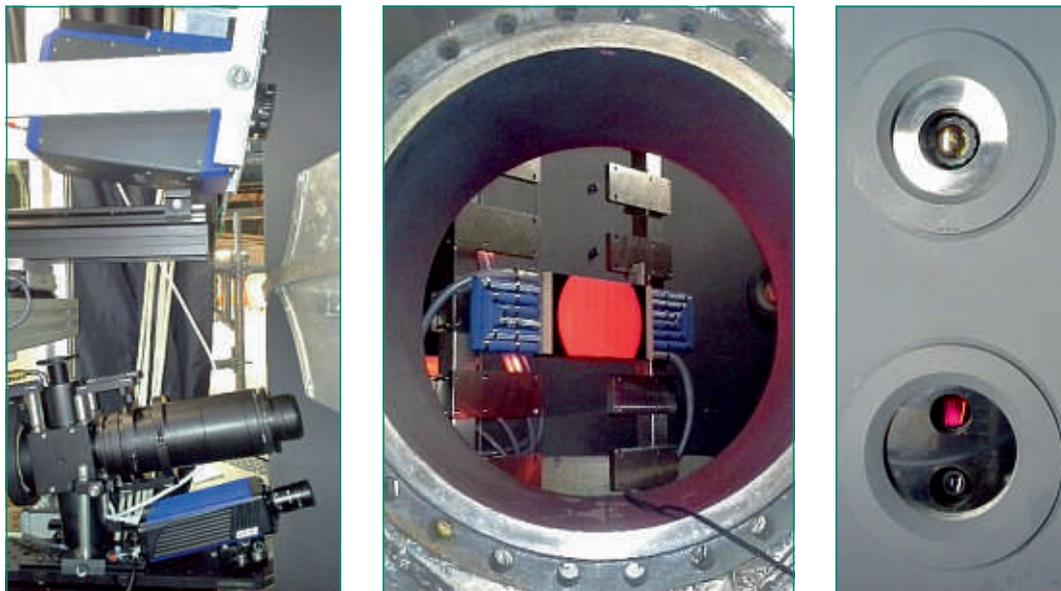


Figure 6: Optical instrumentation in the LINX facility. (Left): NIR and MWIR techniques, (right): optical access with glass windows for NIR in the bottom and sapphire for MWIR in the top, (center): illumination spot covering the field of view for NIR film thickness measurements viewed through the man hole.

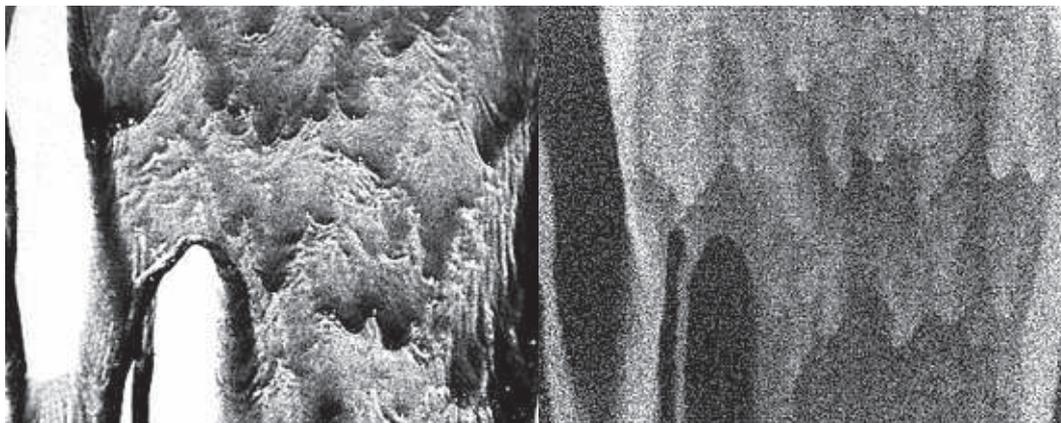


Figure 7: Film transmission (left) and surface temperature (right) mapping in the LINX facility.

pressure vessel foresees two upgrading steps 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) additionally temperature mapping of the film surface by means of a second camera sensitive to thermal radiation in the **Mid-Wave InfraRed** (MWIR). The experimental campaign in LINX has been started recently with shake-down tests aiming at the verifi-

cation of new component specifications (e.g. pre-conditioning and control of cooling plates) and for assessing the set-up of the measurement techniques.

Figure 7 is related to a shakedown test in LINX, in which the NIR and MWIR cameras were used simultaneously to verify their applicability to the LINX configuration. For this test, water was injected at the temperature of 50 °C to create a liquid film on

the wall (cooling plate). The LINX facility was filled with only air at about 30 °C. Also, the cooling plates and the facility wall remained at 30 °C. Although both cameras were not perfectly synchronized, both the film transmission (which is related to the film thickness) and the non-calibrated surface temperature mapping were recorded. Figure 7 shows a partially wetted surface where a spatial correlation between film thickness and surface temperature can be observed.

On the left picture, the darker zone are related to stronger absorption therefore higher film thickness while on the right picture darker zones represent low emission zone where temperature is lower.

Publications

Julien Dupont (PhD student in LINX) has written in 2014 two new publications, based on the activities performed to characterize the NIR measurement technique [5, 6].

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 EURATOM-ROSATOM ERCOSAM-SAMARA projects (2010–2014) and with the OECD/NEA HYMERES project.

Assessment 2014 and Perspectives for 2015

In 2014, Julien Dupont (PhD student) has written two scientific publications [5, 6]; one that he presented at the conference NUTHOS-10 (2014) and the second that was submitted to *Experiments in Fluids* journal and is currently under review process (2014). The paper presented in NUTHOS-10 received the Best paper Award.

The conference paper focused on the description of the NIR measurement technique and assessed the spatial resolution by comparing with the cold neutron measurement conducted at the ICON beam facility at PSI.

In the paper submitted to the journal is developed an analytical model for light intensity attenuation through a liquid film in the configuration of a back lighting on a diffuse wall. In addition it gave an extensive description of the measurement technique and experimental set up and reported the first series of measurements for adiabatic conditions with a direct comparison with the conductance based wall mesh sensor technique that was initially presented at the NURETH-15 conference. The combination of the written papers represent a scientific achievement and confirm the recognition of the potential associated with this newly developed measurement technique from the scientific community.

Also, in perspective for 2015, the experimental campaign recently started in the LINX facility, will continue. The experimental matrix for the PhD program will include three series of tests. The first series will focus on the characterization of falling liquid film, for a range of liquid injection flow rates. Then a series of tests will focus on the liquid film dynamics under condensation conditions. Finally a series of tests will be performed to characterize liquid film under the effect of re-evaporation phenomena. It is foreseen that the PhD program will be completed in 2015.

Acknowledgments

The authors gratefully acknowledge Dr. Ahmed Bentaib from IRSN and Dr. Werner Barten from ENSI for reviewing the research work reported in the present progress report.

References

- [1] «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 1664-3151, pages 215–224; ENSI Research Report 2013, ENSI-AN-8779, ISSN 1664-3151, pages 213–219.

- [2] *M. Damsohn and H.-M. Prasser*, «High-speed liquid film sensor for two-phase flow with high spatial resolution based on electrical conductance», *Flow measurement and instrumentation*, Vol. 20 (2009), 1–14.
- [3] *J. L. Kickhofel, R. Zboray, M. Damsohn, A. Kaestner, E. H. Lehmann and H.-M. Prasser*, «Cold neutron tomography of annular coolant flow in a double subchannel model of a boiling water reactor», *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.
- [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» submitted to *Experiments in Fluids*, 2014.

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

It has long been recognized that overheated cladding undergoes exothermic oxidation in steam, leading also to generation of hydrogen. Under such circumstances the oxidation rate would typically be limited by the comparatively slow rate of oxygen diffusion through the oxide layer which builds up on the cladding surface. However, exposure to air can lead to accelerated oxidation since the effect of nitrogen degrades 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 breakaway oxidation. As well as faster oxidation, the nitrogen also promotes faster and more complete 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, in particular if the oxygen has already been sufficiently consumed.

The current project addresses the active roles of nitrogen and ZrN formation in the air oxidation modeling by means of a coupled analytical and experimental investigation. A nitriding model will be developed and formulated to be implementable into the reactor system 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 nuclear system analysis codes (e.g. MELCOR or SCDAP). In order to develop a nitriding model, the following steps are required:

- **Thermodynamic analysis:** This step 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.
- **Separate effect tests:** Literature findings on the available separate effect tests; identify the main parameters that will be useful to develop a nitriding model. Perform series of independent separate effect tests to validate the proposed model.
- **Kinetic analysis:** Literature finding on the available data, identify missing data.
- **Model development:** Develop a nitriding model by integrating the observations of the thermodynamic analysis, the separate effect tests, and the kinetic analysis.

The present project is a coupled analytical and experimental work in the frame of PhD thesis work by Sanggil Park. Thus, 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.

Work carried out and results obtained

Air ingress scenarios are a concern for the nuclear industry. There are situations where air ingress scenarios 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 opened to the containment [3] or in spent fuel facilities such as pools and dry casks in either the event of loss of cooling or handling and transport accidents [4–5]. Many separate effect tests have been performed in the past to study the influence of nitrogen effect during oxidation. The studies have mainly been performed with fresh Zircaloy-4 cladding samples; but also M5®, Zirlo™ and E-110 [6–12]. These tests have helped to reach a macroscopic understanding of the process. More recently, Lasserre et

al. [13–14] have studied the degradation of Zircaloy-4 in an air environment at high temperatures considering a nucleation and growth model for nitrogen affected zones, but the understanding of the process was not progressed further since the role of nitrogen was taken into account as an auto-catalytic effect and the Zr-O-N ternary phases were not considered to understand the process.

The knowledge collected in the cited studies has helped to identify two major roles of nitrogen during air oxidation.

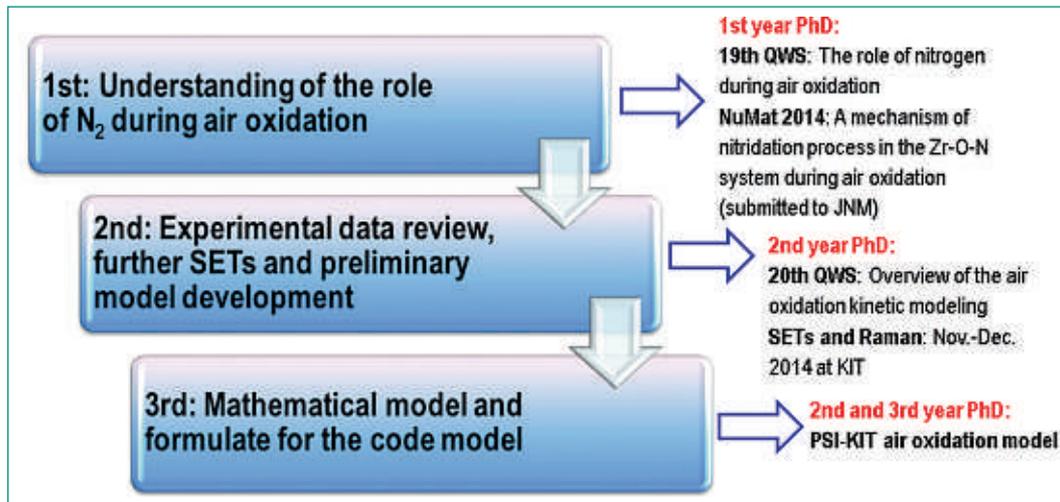
- **Cladding degradation by forming a micro porous and macro cracked oxide due to the volume changes.**
- **Exothermic heat release from the nitride formation and reoxidation.**

The current nitriding models employed in system analysis codes are still purely empirical and phenomenological. They are based on Zr-O binary system and partly on Zr-N binary system. Thus, only binary compounds, ZrO_2 and ZrN , are involved in a nitriding process. Besides, most of the current models miss several nitrogen effects (i.e. further cladding degradation by nitriding, exothermic heat releases from nitride formation and reoxidation, and hydrogen generation from nitride reoxidation by steam during reflood) as it was shown in the recent QUENCH air ingress experiment benchmark [15].

A PhD 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 nuclear reactor system analysis codes such as MELCOR. The PhD work plan for developing a nitriding model is shown in image 1.

For the first year of the PhD work, a survey of the literature and experimental data as well as thermodynamic analyses were performed. The study aimed to identify the nitriding process which may occur at a micro-scale level and that may not be observed in post-test examinations with conventional methods used in the nuclear field (e.g. Separate Effect Test).

Literature of the Zr-O-N system in the nuclear field is scarce, while Zr-O-N system has been studied for the application of electrical devices such as thin film in semiconductors [16] and fuel cell fabrication [17]. Based on these literature findings, the Zr-O-N ternary system thermodynamics, experimental data and Thermo-Calc calculations, possible mechanisms for oxidation in presence of nitrogen has been identified:



- The nitriding process begins from the metal-oxide interface by incorporating the nitrogen gas into the sub-stoichiometric oxide and the oxygen/nitrogen stabilized α -Zr. After solubility limits of the interfacial system have been exceeded, the ionic-covalent zirconium nitride, Zr_3N_4 is firstly formed.
- The Zr_3N_4 is in metastable state and thus it leads to oxide/nitride metastable system close to the interface.
- From the metastable system, nitrogen rich oxynitride phase of γ -Zr₂ON₂ is formed and then the nitrogen rich part of Zr_3N_4/γ -Zr₂ON₂ is developed near the interface.
- Above 800°C the Zr_3N_4/γ -Zr₂ON₂ is decomposed into ZrN, β -type zirconium oxynitrides and m-ZrO₂. However it should be noted that this hypothesis is based on literature studies. Currently, Raman investigation is ongoing in order to prove the existence of the mention components.
- Once the nitrogen gas is dissolved, the nitriding process becomes accelerated by the reaction between solid solution nitrogen and solid solution oxygen. Firstly, nitrogen gas should be dissociated and absorbed in either metal or oxide, because the activation energy of the nitrogen gas – metal (or oxide) is higher than that of nitrogen solid solution – oxygen solid solution.

- Provided oxygen is still available, all zirconium oxynitrides and ZrN are reoxidized by releasing the nitrogen gas which is available for further nitriding. Thus, the heterogenous Zr-O-N layer is finally oxidized to ZrO₂ by simultaneous nitriding-reoxidation process.

From the nitriding-reoxidation process, three main reactions are identified; solid-gas nitriding, solid solution nitriding and the reoxidation as shown in Image 2.

As shown in image 2, nitrogen gas is firstly incorporated (step 1); The incorporated nitrogen solution promoted the nitriding process (step 2) and then nitrogen is released (step 3) due to reoxidation of the nitrides.

The air oxidation process begins (step 1) from the pure Zr metal (or zirconium alloy). O₂/N₂ is dissolved by the metal forming α -Zr(O,N). When the solubility limit is reached oxide is formed. Near the oxide/metal interface a thin layer of t-ZrO₂ is formed, nitrogen is incorporated into the t-ZrO₂ at low oxygen partial pressure.

During step 2, the activation energy of the reaction decreases by the nitrogen solid solution. The incorporated nitrogen stabilizes the c-ZrO₂ from the t-ZrO₂ until the solubility limit (6%) of oxygen vacancies in the anion site of the c-ZrO₂. The nitride is firstly formed near the interface from the satu-

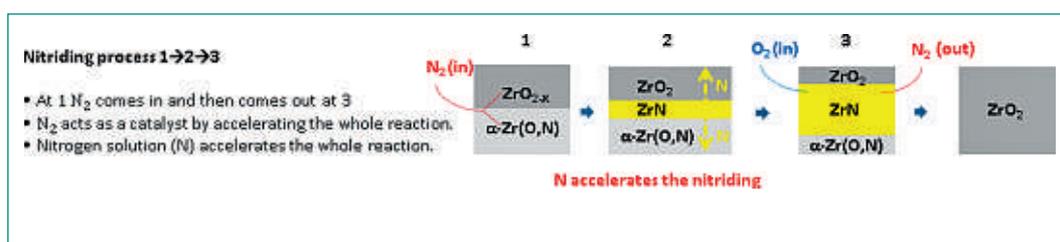
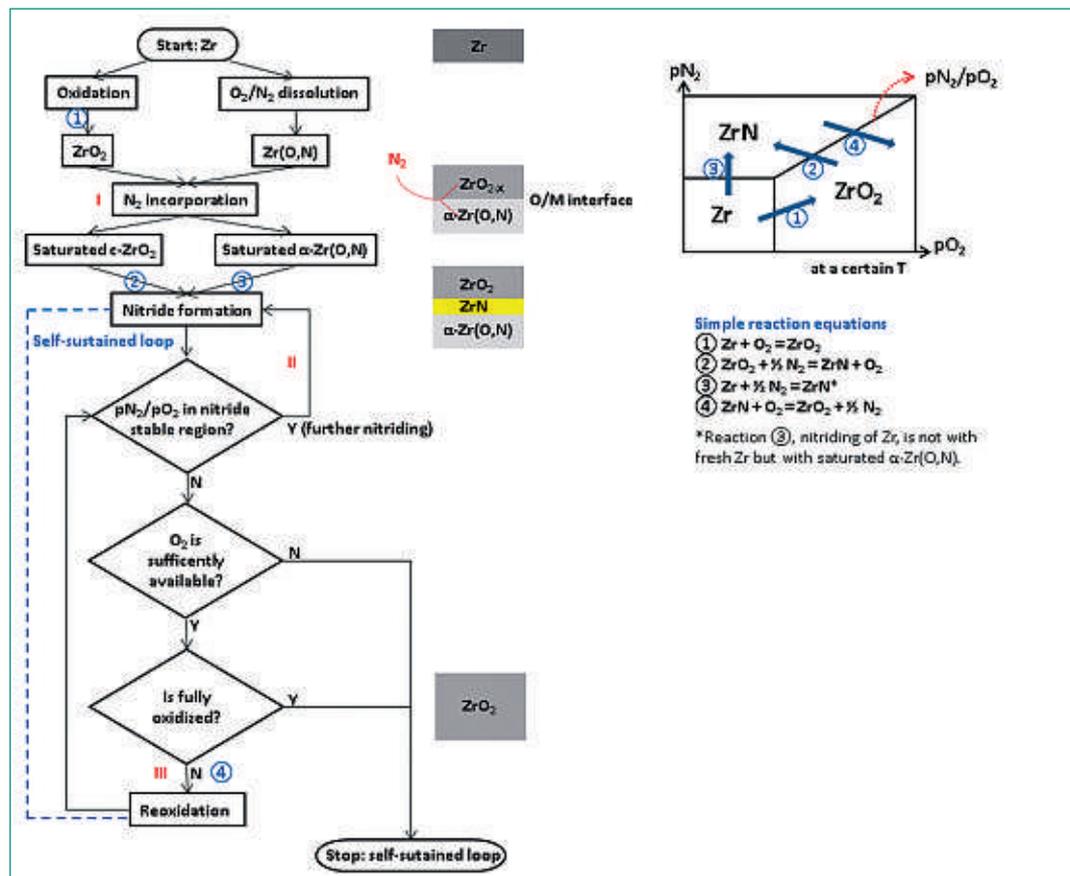


Image 2:
Schematics of the nitriding-reoxidation process

Image 3:
Flow chart of the conceptual mechanism of nitriding process



rated $c\text{-ZrO}_2$ and/or the saturated $\alpha\text{-Zr(O,N)}$. After the first nitriding formation, the nitriding process continues if the partial pressure ratio on the nitrogen/oxygen ($p\text{N}_2/p\text{O}_2$) is in the ZrN stable region. The nitrogen gas acts like a catalyst by accelerating the whole reaction. In reality, nitrogen is not a catalyst since it forms nitrides and oxynitrides. However, if oxygen is newly available, the nitrides and oxynitrides are reoxidized and they would be transformed into zirconium oxide (step 3). Since the oxygen is a stronger oxidation agent than nitrogen, nitrides and oxynitrides are only stable at very low oxygen partial pressure [18]. This situation would be likely in spent fuel accident sequences, where nitrogen, oxygen and steam mixtures are likely. Based on the collected information, a conceptual mechanism of nitriding process is proposed as shown in the flow chart (image 3). This will be the starting point for the model development. During the nitriding-reoxidation process, in addition to the thermodynamic changes, there are mechanical changes associated to the phase transformations as shown in image 4. From the nitriding, around 32% volume shrinkage has occurred and it would lead to micro porous and less coherent oxide scale. In other words, the protective oxide layer is degraded. Due to the

micro porous nature of oxide scale, it is likely that if oxygen is available, it will easily diffuse through the degraded oxide scale and it will trigger reoxidation. From the reoxidation, zirconium oxynitrides and nitrides are decomposed and reoxidized with around 42% volume expansion. Additionally, the oxide scale experiences local stresses and it leads to crackings by releasing the stresses. Thus, pores would be interconnected with grain boundaries and lateral cracks [19]. The coalescence of pores at grain boundaries and interconnection with the lateral cracks would result in the open diffusion pathway of the air [19–20] and it would gradually accelerate the reaction kinetics. N_2 is a product in the reoxidation process and it would be released from the reoxidized layer through the porous gaps, in that way it would be available for the further nitriding. The nitriding-reoxidation may take place iteratively if oxygen is still available and self-sustained by the newly generated nitrogen until the whole scale is fully reoxidized to the ZrO_2 . However, the self-sustained loop could be terminated if oxygen is unavailable or the cladding is fully oxidized. The first year of the PhD work included the first theoretical approach which attempted to describe the detailed nitriding process by integrating Zr-O-N

literature studies, tests data, and thermodynamics calculations.

In summary, three possible mechanisms have been identified in order to explain the accelerated kinetics observed during oxidation in presence of nitrogen:

■ Self-sustained nitriding-reoxidation process.

Nitriding reaction is not significant in pure nitrogen environment with fresh Zirconium metal. However, nitrogen will play a role in mixed environments (i.e. nitrogen/oxygen or nitrogen/steam) or when the Zirconium has been previously pre-oxidized. There are two possible locations where nitriding takes place: Near the interface and at the external oxide surface.

– Nitriding is likely to occur near the oxide-metal interface at local oxygen starvation conditions. In this case nitrogen can react mainly with $\alpha\text{-Zr(O,N)}$ (i.e. the Zirconium metal has oxygen and nitrogen dissolved in it) and partly with Zirconium oxides.

– Nitrogen can react with the external zirconium oxide surface only in case of nearly pure N_2 environment. Thus, nitrogen is incorporated to the surface oxide layer by forming the external nitride layer. Reoxidation is likely to happen when oxygen is sufficiently available to reoxidize the nitride and the nitriding is self-sustained by newly generated nitrogen during the reoxidation.

■ Sudden kinetic transition. In the case of oxidation of fresh Zircaloy in the presence of nitrogen, first the oxygen should be consumed before the nitrogen can play any role. Oxygen and, to a minor degree, nitrogen are dissolved into the metal Zr, and after saturation some of the oxygen contributes to develop the oxide scale. The

oxide scale is developed mainly by m-ZrO_2 , but a small quantity t-ZrO_2 is formed close to the metal/oxide interface as a very thin layer [21].

The tetragonal phase is preferentially located near the interface by the following reasons [22]:

- high compressive stress
- low grain size
- the presence of defects

If the volume-free energy difference between t-ZrO_2 to m-ZrO_2 becomes greater than the compressive strain energy at critical thickness, the t-ZrO_2 transforms to m-ZrO_2 with 4.56% molar volume expansion [23]. Once the oxide thickness exceeds the critical thickness, the stress built in this outer layer from the critical level does no longer sufficiently stabilize the t-ZrO_2 near the interface [24]. Thus, t-ZrO_2 transforms to the thermodynamically stable m-ZrO_2 near the interface. Because of the larger volume of the m-ZrO_2 than the t-ZrO_2 , the m-ZrO_2 applies the emergent tensile stress to the underlying t-ZrO_2 and this tensile stress causes the cracks to be triggered. This crack tips propagate to the Zr/ZrO_2 interface as the oxidation proceeds due to the successive formation of the m-ZrO_2 at the crack tips [23]. Thus, the compressive stress is relieved at the free surface and hence the radial cracks initiate from the free surface toward the interface along the grain boundaries. Once the oxide layer is cracked, the gases could access easily to the oxide-metal interface through the radial cracks and it would lead to the sudden kinetic transition from the parabolic to accelerated linear kinetic rate. This phenomenon is delayed in pure oxygen/steam environment. However, in the presence of nitrogen, the sudden kinetic

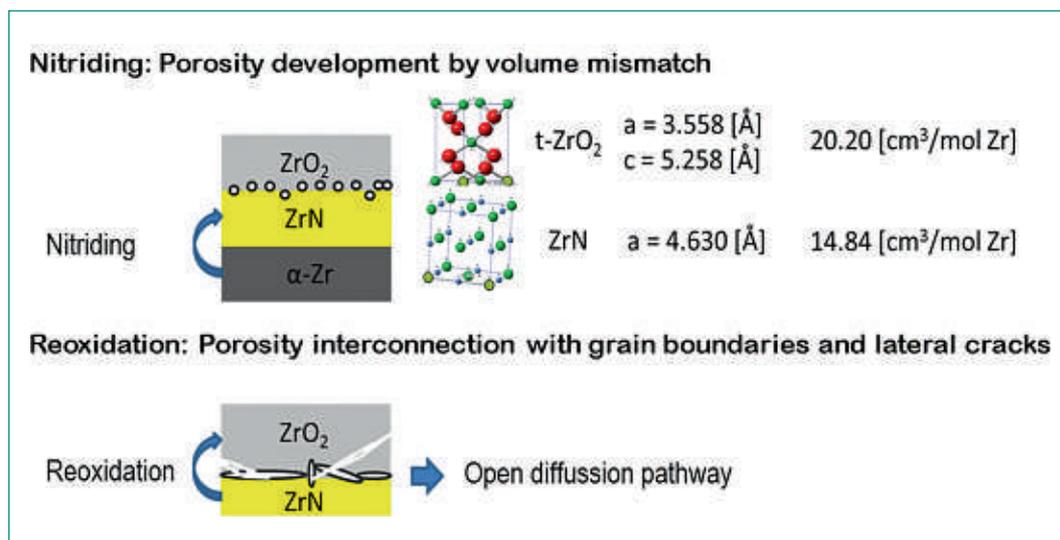


Image 4: Mechanical changes during the nitration-reoxidation process

transition will take place earlier than in pure oxygen/steam environment due to the volume mismatches between nitride and oxide near the interface [10, 12]. The role of nitrogen on the kinetic transition is explained as a gradual kinetic transition.

- Gradual kinetic transition. During the self-sustained nitriding-reoxidation process, there are continuous phase transformations between the oxide and nitride. From the nitriding, pores are developed by volume shrinkage. On the other hand, these pores are interconnected during the reoxidation by volume expansion. The coalescence of pores at grain boundaries and interconnection with the lateral cracks would result in the open diffusion pathway of the air. Thus, the oxide has been progressively degraded by a porosity development and interconnection during the self-sustained nitriding-reoxidation process. This gradual kinetic transition may be the cause of the accelerated reaction kinetics.

The study forms a foundation on which to develop a nitriding model for nuclear reactor system analysis codes. For the second year of the PhD work, separate effect tests and Raman spectroscopy investigation will be performed at KIT in order to support the assumptions made in the present analysis and hence the nitriding model development.

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 in KIT where he learned to perform thermodynamic calculations for the materials (Thermo-Calc. software) with a support from 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, the experimental work is ongoing at KIT since November until December 2014.

On the other hand, an air oxidation research community has been formed by PSI, EDF, GRS, IRSN, KIT and IBRAE. The mentioned 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 2014 and Perspectives for 2015

The work is progressing according to the plan. The following tasks were performed until the end of 2014.

Thermodynamic analysis: the work started with a review for relevant literature and data on oxidation in presence of nitrogen. The most influential processes in the nitride formation as well as the gaps in the data were identified during the literature review. The most influential process are the phase transformations during air oxidation in the Zr-O-N ternary system. Thus, conceptual mechanism of nitriding process is developed by integrating Zr-O-N literature, tests data and thermodynamic calculations within the first year of PhD study. The first publication was made based on the results of the first research task, thermodynamic analysis. The conference paper was prepared for the presentation at the NuMat 2014 conference (The Nuclear Materials Conference) in US on 27–30 October 2014. The title of paper is «A mechanism of nitriding process in the Zr-O-N system during air oxidation».

Separate effects tests: several sets of separate effect tests were performed at KIT during November to December 2014 to support the model development. The first series of experiments was aimed to identify the trigger condition for the nitride formation and the subsequent reoxidation of the nitrides. The second series was designed to confirm the mechanism of nitridation-reoxidation self-sustainability. In addition, Raman spectroscopy measurement is planned to investigate the phase compositions of the oxide scale in detail.

Model development: from the review of current air oxidation models, the weaknesses and limitations were identified. In addition, the main mechanisms which may play an important role in the model development were identified. The model development is ongoing in parallel with the experimental work.

A preliminary air oxidation model will be developed in 2015 and validated against independent data. Further publications and presentations are expected from the experimental work and the model development.

Publications

S. Park, The role of nitrogen during air oxidation, 19th International QUENCH Workshop, KIT, 19–21 November 2013

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

S. Park, Overview of the air oxidation kinetic modeling, 20th International QUENCH Workshop, 11–13 November 2014, KIT, Germany

References

- [1] D. A. Powers et al., A review of the technical Issues of air Ingression during severe reactor accidents, NUREG/CR-6218, US NRC, SAND94-031, Sandia National Laboratory, September 1994
- [2] D. A. Powers, Technical issues associated with air ingression during core degradation, SAND2000-1935C, Sandia National Laboratory, September 2000
- [3] I. Sheperd et al., Oxidation Phenomena in Severe Accidents (OPSA), Final Report, INV-OPSA(99)-P008, 2000
- [4] Z. Hózer et al., Experimental simulation of the Paks-2 cleaning tank incident through separate effect and integral tests, Nuclear Engineering and Design, 241 (2011) 573
- [5] E. T. Burns et al., Spent fuel pool risk assessment integration framework (Mark I and II BWRs) and pilot plant application, EPRI report 3002000498, May 2013
- [6] M. Steinbrück et al., Experiments on air ingression during severe accidents in LWRS, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1709–1719
- [7] M. Steinbrück et al., Prototypical experiments on air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures, Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA 7257, January 2007
- [8] M. Steinbrück and M. Böttcher, Air oxidation of Zircaloy-4, M5[®] and Zirlo[™] cladding alloys at high temperatures, Journal of Nuclear Materials 414 (2011) 276–285
- [9] M. Steinbrück, High-temperature reaction of oxygen-stabilized α -Zr(O) with nitrogen, Journal of Nuclear Materials 447 (2014) 46–55
- [10] C. Duriez et al., Zircaloy-4 and M5[®] high temperature oxidation and nitriding in air, Journal of Nuclear Materials 380 (2008) 30–45
- [11] C. Duriez et al. Separate-effect tests on zirconium cladding degradation in air ingress situations, Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 244–253
- [12] C. Duriez et al., Reaction in air and in nitrogen of pre-oxidized Zircaloy-4 and M5[®] claddings, Journal of Nuclear Materials 441 (2013) 84–95
- [13] M. Lasserre et al., Study of Zircaloy-4 cladding air degradation at high temperature. 2103 21st International Conference on Nuclear Engineering, ICONE21, Chengdu, China
- [14] M. Lasserre et al., Qualitative analysis of Zircaloy-4 cladding air degradation in O₂-N₂ mixtures at high temperature, Materials and Corrosion 65 (2014) 250–259
- [15] L. Fernandez-Moguel et al., SARNET2 benchmark on air ingress experiments QUENCH-10, -16, Annals of Nuclear Energy (2014), in press
- [16] Y. H. Wong and K. Y. Cheng, Metal-Oxide-Semiconductor characteristics of Zr-oxynitride thin Film on 4H-SiC Substrate, J. Electrochem. Soc. 159 (2012) H293-H299
- [17] S. Doi et al., Zirconium nitride and oxynitride for new cathode of polymer electrolyte fuel cell, ECS Transactions 1 (2006) 17–25
- [18] I. Valvo et al., Electrochemical incorporation of nitrogen into a zirconia solid electrolyte, Electrochemical and Solid-State Letters, 9 (2006) F23–F26
- [19] E. J. Mittemeijer, Fundamentals of nitriding and nitrocarburizing, Steel Heat Training Fundamentals and Processes, Volume 4A
- [20] N. Ni et al., Porosity in oxides on zirconium fuel cladding alloys, and its importance in controlling oxidation rates, Scripta Materialia, 62 (2010) 564–567
- [21] Jérôme Favregeon, T. M., Christophe Valot, Gilles Bertrand (2002). «Theoretical and Experimental Studies of Zr Oxidation: Stress and Anisotropy Effects» Defect and Diffusion Forum 203–205: 231–244
- [22] L. Gosmain, C. V., D. Ciosmak, O. Sicardiyb (2001). «Study of stress effects in the oxidation of Zircaloy-4.» Solid State Ionics 141–142: 633–640
- [23] H.I. Yoo, B. J. K., J.O. Hong, I.S. Hwang, Y.H. Jeong (2001). «A working hypothesis on ox-

ation kinetics of Zircaloy.» *Journal of Nuclear Materials* 299: 235–241.

- [24] *Rion A. Causey, D. F. C., Robert H. Nilson (2005)*. Review of the oxidation rate of zirconium alloys, Sandia National Laboratory, Sandia National Laboratories. SAND2005–6006.

Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez Moguel, Jonathan Birchley
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, http://www.psi.ch
Duration of the Project	2013–2014

ABSTRACT

During the major accident occurred at the Fukushima Daiichi nuclear power station in March 2011, three units of the nuclear power plants suffered extensive damage to the reactors and buildings. It is widely believed that all three reactor cores experienced some melting. Paul Scherrer Institute (PSI) is taking part in an Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) project, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima (BSAF) to reconstruct the events that occurred at the in March 2011. Eleven institutes from eight countries are participating. PSI is performing simulation of Unit 3, using the MELCOR code developed in the USA for simulation of whole plant accidents and made available to PSI via cooperative exchange agreement with the US Nuclear Regulatory Commission. The simula-

tion task is a challenging one because only limited measurement data exist about the conditions inside the reactors

One of the important expected outcomes is an evaluation of the likely end-state of the reactor core which will help the owner of the damaged plant, the Tokyo Electric Power Company (TEPCO) to plan the removal of components from the reactor containment and the final decontamination. The exercise will advance the understanding of severe accident phenomena and contribute to further refinement of the computer models used to perform the simulations. The exercise will continue until September 2014. It is expected that results by each of the participants will be discussed at the final meeting, with a view to formulating a collective view of the accident sequences and reactor end-states.

Project goals

The events at the Fukushima Daiichi station underlined the need for maintaining vigilance in nuclear power operation but also a continued improvement in our understanding of severe accident behaviour and of the modelling tools used for accident analysis. BSAF (OECD/NEA/CSNI, 2014) thus provides an opportunity to exercise our modelling tools and expertise in use. BSAF also focusses attention on issues concerned with reactors with design features in common with the Fukushima Daiichi units.

The generic goals of BSAF are:

To extend the assessment base for code applicability to full scale commercial reactor plants and hence to identify areas for further improvement.

To address severe accident and accident management issues that were identified directly following Fukushima Daiichi.

The specific goals of BSAF are:

To **simulate the accident evolution for the period of six days after the initiating event**, and hence reconstruct as well as possible the event sequence.

To **estimate the likely end-state of the reactor units**, in particular the cores, in order to help plan the future investigation, decontamination and decommissioning operations.

PSI participation is defined by the specific goals of BSAF, **concentrating on Fukushima Daiichi unit 3**.

Work carried out and results obtained

The first step to perform the analysis was to make an extensive review of the available technical data, namely plant design, boundary conditions, acci-

dent data and uncertainties. The simulation task is difficult for all participants because so many of the components including measurement devices were not functioning normally, so that much of the plant data are incomplete or uncertain. Nevertheless, the most reliable or/and complete data for Unit 3 were identified. The main data that have been used for the present analysis are (TEPCO, 2014):

- The times at which the hydrogen explosions took place in each unit.
- The pressure history in the reactor (RPV) and in the containment (Drywell/Wetwell, DW/WW) have been identified as fairly complete and reliable data, which is fortunate because this serves a trail of footprints that point to what was happening.
- The times and rates of fresh or sea water injection (by means of fire engine pumps) into the reactor system, though unfortunately the rate of delivery to the reactor itself is uncertain.
- The time when the operators vented the containment to control the pressure and hence avoid catastrophic containment failure, though unfortunately it is uncertain if all the venting operations were successful and the percentage of the valve opening is unknown.
- The water level measurement is available but it is subject to gaps and uncertainties.

The analysis was performed using a generic MELCOR 2.1 (SNL, 2008) input model based on peach bottom power plant (SNL, 2012), (Carbajo, 1994). The input was adjusted to the specifics of Fukushima. An initial calculation was performed and series of sensitivity cases were performed in order to address the uncertainties. The input was imported into the visualisation tool SNAP in order to facilitate overview and manage analysis tasks.

All participants performed a case using the same set of boundary conditions; this case was designed as Common Case (CC). A progression of

Table 1

Case	HPCI	HPCI CST to WW	AWI	Venting	Forced venting	DW leakage	Penetration failure T	LH leakage
CC	CC	CC	CC	CC	–	–	–	–
C0	working	no	–	–	–	–	–	–
C1	degraded	no	–	–	–	–	–	–
C2	degraded	yes	CC	CC	no	no	–	–
C3	degraded	yes	Adjusted	Nominal	no	no	–	–
C4	degraded	yes	Adjusted	Adjusted	yes	no	–	–
C5	degraded	yes	Adjusted	Adjusted	no	yes	1273	no
C6	degraded	yes	Adjusted	Adjusted	no	yes	950	big
C7	degraded	yes	Adjusted	Adjusted	no	yes	950	small

modified cases (C0–C7) were performed in attempt to obtain the best estimate (BE), named the case that best reproduce the available measurements (e.g. pressure histories of the reactor pressure vessel, dry-well (DW) and wet-well (WW); downcomer (DC) water levels and the observed hydrogen explosion time. The performed cases as well as their main assumptions are shown in table 1.

A summary of the main findings during the analysis is presented in the following sections:

RCIC and HPCI operation

The prescribed RCIC and HPCI water flows for the **CC** would be insufficient to recover to the levels measured. They are barely enough to take care of decay heat. A modified case was proposed, where the injected water was tuned manually, meaning the flow rates were adjusted according to the response of the water level, attempting to reproduce in the calculation what the operators did. This case was designated as C0. The flow rates for steam extraction and water injection during RCIC and HPCI operation are presented in figures 1 and 2 respectively. The assumed flow rates simulate how the operators are understood to have used the systems to control the RPV water level, in this way the thermal-hydraulic response during RCIC and early part of the HPCI operation was well

reproduced (figures 3 and 4). However, the exact amount of water injected is uncertain and is very sensitive to the calculated thermal-hydraulic RPV conditions (i.e. pressures, temperatures and water inventory) at specific times.

All cases assumed that HPCI operation started 00:25 h before the time reported by TEPCO. This assumption was necessary in order to reproduce the observed pressure drop (figure 3) in the measured data. The calculation results suggest that the sprays were not enough to decrease the pressure in the DW/WW as shown in figure 4 (C0 and C1). The assumption that water was injected in 2 occasions from the CST to the WW, in addition to the sprays, was necessary in order to reproduce the pressure in the DW/WW (C2). In consequence, it seems likely that this action took place. However, this action was not reported by TEPCO. It is also possible that the lack of spatial resolution in the model for the WW influence the results, thus it is identified as an issue for further study.

After 29:00 h, the DC water level measurement stopped, the next available measurement was at ca. 37:00 h and it is below the Top of Active Fuel (TAF). In consequence, it is likely that the HPCI water injection stopped at some time after 29:00 h but the exact time when this happened is very uncertain. Had the HPCI continued to inject water

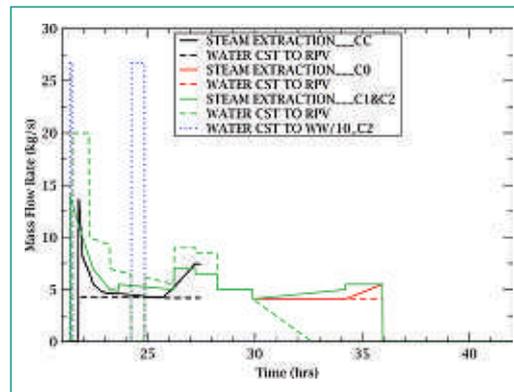
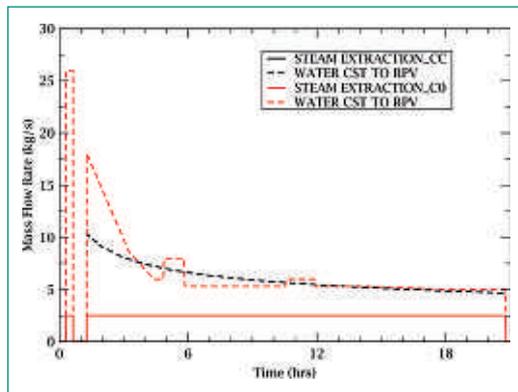


Figure 1 (left): Steam and water flow rates during RCIC operation

Figure 2 (right): Steam and water flow rates during HPCI operation

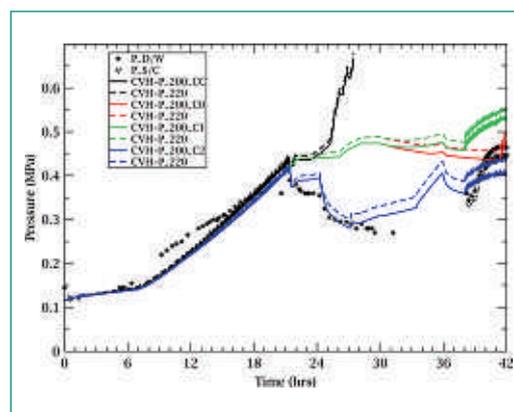
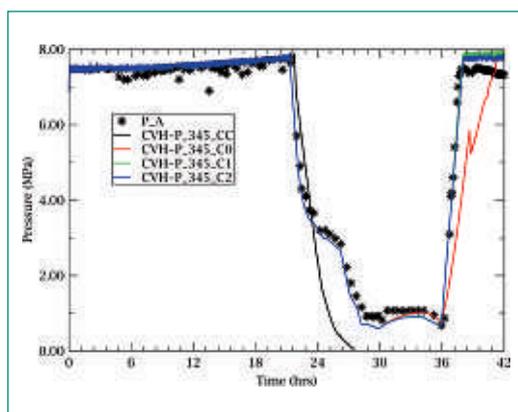


Figure 3 (left): RPV pressure during RCIC and HPCI operation

Figure 4 (right): DW/WW pressure during RCIC and HPCI operation

Figure 5 (left):
Downcomer collapsed water level during RCIC and HPCI operation

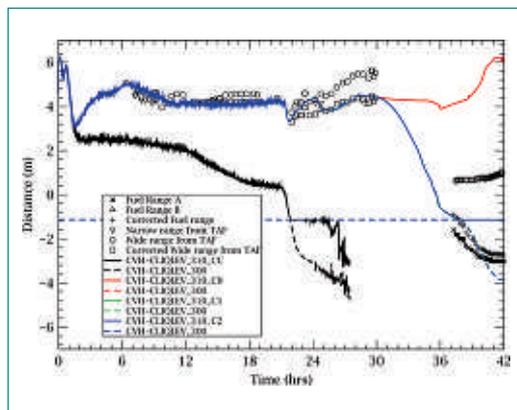


Figure 6 (right):
Hydrogen generation before depressurisation

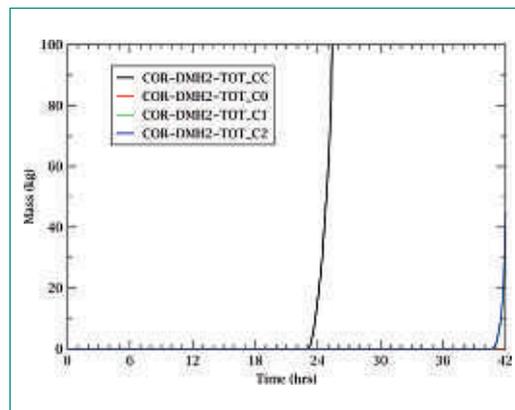


Figure 7 (left):
Vented mass

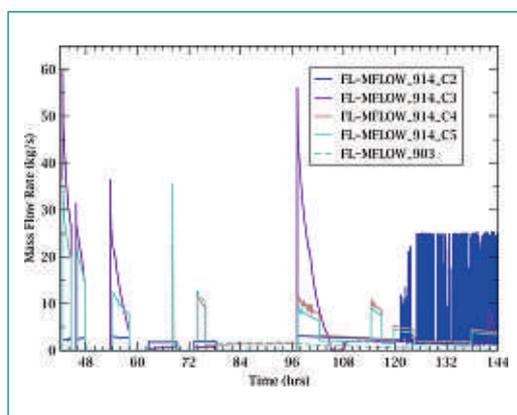
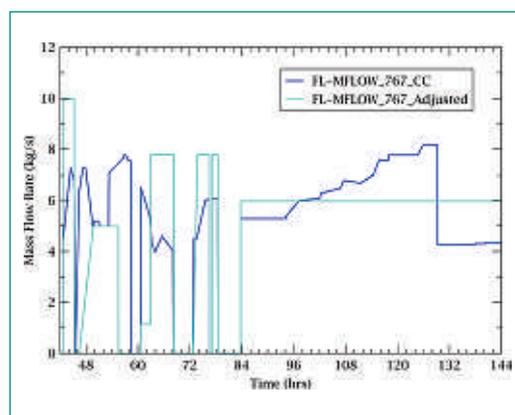


Figure 8 (right):
Alternative water injection



to the RPV, the DC water level wouldn't have decreased as it was shown with C0 (figure 5). In contrast C1 assumed that HPCI water injection gradually stopped while steam was still extracted. C1 reproduces very closely the observed DC collapsed water level and the pressure in the RPV and supports the theory that the HPCI water injection was degraded after ca. 29:00. The onset of hydrogen generation by cladding oxidation started before depressurisation in the cases which assumed degradation of the HPCI operation (C1, C2). These cases reproduced the RPV pressure and the DC water level very closely to the measurements, reinforcing the theory that the water injection to the RPV stopped while steam was still being extracted during HPCI operation. C2 was able to reproduce very closely the pressure in the RPV and DW as well as the downcomer collapsed water level (figures 5); therefore the continuation of the study will be solely based on C2. However, it is uncertain if the HPCI could have started earlier than reported. Therefore it was identified as one uncertainty that should be address in future analysis.

Depressurization, alternative water injection and venting

According with the calculations, core degradation started at ca. 40:30 h, indicated by the onset of

hydrogen generation. Around 45 kg of hydrogen were produced prior to depressurisation. Reactor pressure vessel depressurization was reported at 42:41 h, but would appear from the pressure measurements to have been initiated earlier. In the present analysis depressurisation was assumed to have occurred at 42:08 h, i.e. in order to match the drop of pressure in the RPV.

In principle, the venting should increase the pressure in front of the rupture disk in the vent line and open a path for gases straight to the stack. However, the build-up of H₂ in the upper part of the reactor building points strongly to failure of isolation of the vent line. It was therefore assumed that all the venting had leaked to the building by routes not completely identified and that the rupture disk did not burst. C2 used the prescribed valve opening areas for the common case (CC). In this case the fraction of the opening area for motor valve (MO) situated before the rupture disk is only 3.5% and it was assumed that 100% of either the large venting valve (LV) or the small valve (SV) in the venting line where opened according to the reported timeline. For C3, the only difference is that the MO fraction opening was assumed to be larger ca. 60% and for C4 and C5 the venting timeline was used as guidelines, but the exact timing and opening fraction were adjusted by using

the measured WW and DW pressure response as a target. Additionally, for C4, it was assumed that the large valve was as well opened in the time that only the small valve was reported to be opened (i.e. referred as forced venting) whereas C5 assumed that the small valve never opened instead DW leakage occur. The mass of steam and hydrogen that reached the top of the building either by venting (FL-MFLOW_914) or DW leakage (FL-MFLOW_903) is presented in figure 7.

In parallel to the venting, the Alternative Water Injection (AWI) started by means of the fire engines. It is known when the operators reported to have injected water to the RPV, as well as the amount of water that they injected per day, but the actual amount that reached the RPV is uncertain. C2 used the prescribed values from the CC whereas for C3, C4 and C5 the AWI was adjusted following the pressure and the collapsed water level in the DC as guidelines. The AWI is presented in figure 8. The proposed venting for C2 over predicted the pressure in the DW/WW (figure 9), whereas C3 under predicted it, indicating that a fraction in between 3.5–100% of the MO should have been opened in order to reproduce the pressure data. The pressure was very closely reproduced with C4 and C5 where venting was adjusted.

On the other hand the assumed AWI for C2 was enough to mitigate the accident progression as the collapsed water level in the DC was recovered after ca. 48:00 h (figure 10); however this was not observed in the FU3 sequence and is not consistent with the observed events later. The mismatch with the pressure measurements further confirm that not all the water that was injected reached the RPV. The assumed AWI for C3, C4 and C5 allow to reproduce the observed water level up to 66 h and the pressure signature was best reproduced by C4 and C5 where both venting and AWI were adjusted.

RPV failure, venting vs. DW leakage

The hydrogen generated by C2, C3 C4 and C5 is presented in figure 11. An explosion was observed at U3 building at 68:14 h. which is attributed to hydrogen generated by oxidation of metallic components in the degraded core of unit 3. However it is uncertain how the hydrogen made its way to the reactor building. One possibility is a leakage from the venting line during the time before the explosion, when only the small valve was reported to be open. Although, the cases which considered this venting (C2 and C3), didn't reproduce the increase of pressure in the DW/WW. C4 assumed that initially the small valve didn't open and that shortly

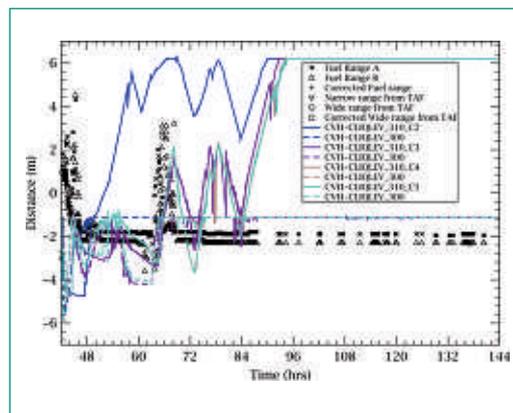
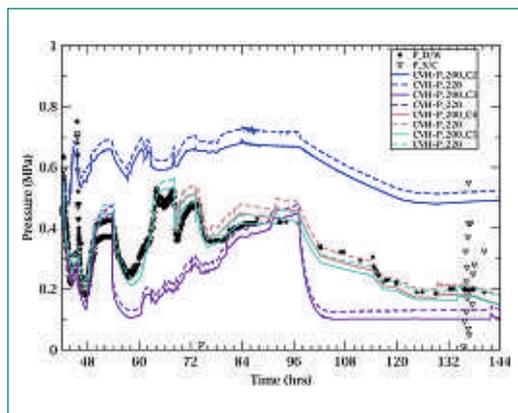


Figure 9 (left): DW/WW pressure during AWI and venting

Figure 10 (right): Downcomer collapsed water level during AWI and venting

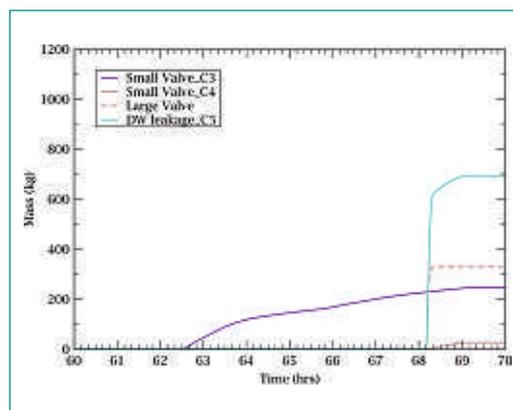
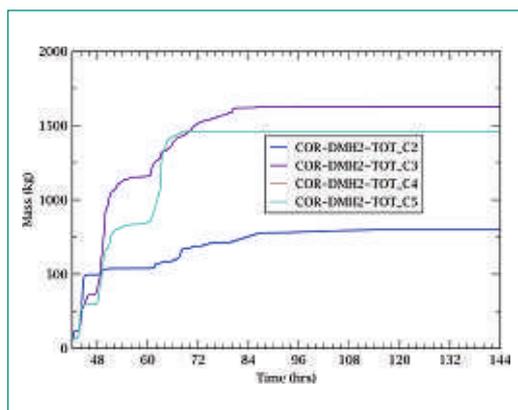
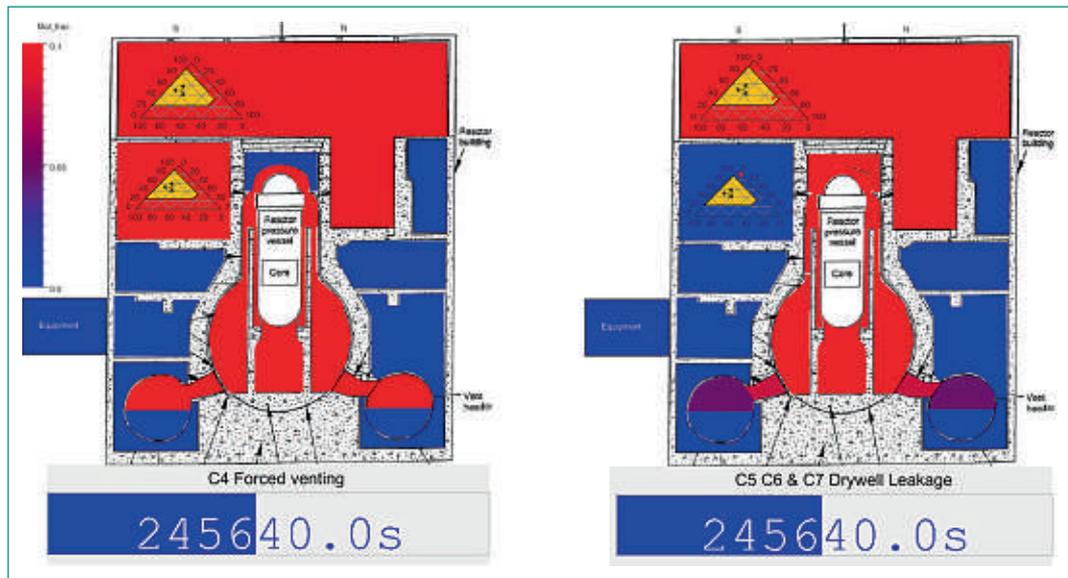


Figure 11 (left): Hydrogen generation

Figure 12 (right): Integral hydrogen reaching the building

Figure 13:
Explosive conditions
calculated in the
building



before the explosion the valve opened. However, the small valve by its own doesn't seem to have been sufficient to predict the large drop in pressure at ca. 68 h. Therefore it was assumed that the large valve was opened as well.

Another possibility is a leakage from the DW to the top part of the reactor building. This is possible if the internal overpressure is higher than the design pressure of ca. 0.5 MPa to cause the restraint bolts from the head flange to weaken and open a leakage path (Hessheimer and Dameron, 2006). According to the measurements, there are four occasions when the pressure in the containment is higher than or equal to the design pressure of 0.5 MPa. Shortly after depressurisation, at ca. 42:00 hours, a pressure spike of ca. 0.62 MPa was observed for a short period of time. According to the calculations the containment depressurisation can be fully explained by venting and is in agreement with the time reported by the operators. The second pressure spike was observed at ca. 46:00 hours, but this spike was not captured by any of the calculations and only venting was assumed. The pressure was around 0.5 MPa between 64:00–69:00 and 72:00–74:00 h, and it is likely that the long-time operating near or slightly higher than design pressure in addition to the two previous events where the design pressure was exceeded may have caused the bolts to weaken and DW leakage to occur. C5 is based on this scenario. It is assumed that the first DW leakage took place at ca. 68:11 h and that the leakage was initially equivalent to an area of 0.04 m² and then it was reduced as the pressure decreased causing the leak to stop. A second event of DW leakage was assumed to take place at ca. 74:00 h, with an initial

leakage equivalent to 0.016 m², this second DW failure assumes that the bolts never recovered completely again and that a small leakage of ca. 0.002 m² remained for the rest of the transient. The small leakage area is equivalent to the size of the small valve. The integral leaked mass by either venting or DW leakage in the hours before the hydrogen explosion can be seen in figure 12.

Combustible hydrogen conditions were calculated in the reactor building with C4 and C5 (figure 13) at about the time of the observed explosion (ca. 68:14 h.) in FU3; in contrast in the C3, with no DW leakage but venting leakage through the small valve in the venting line, the hydrogen concentrations in the building doesn't seem to have been enough to produce the explosion at the observed time. Moreover, the MELCOR model uses a very coarse nodalisation to calculate the concentration in the building. It may be that locally the concentration was even higher, in the hydrogen detonation regime. Furthermore, the integral amount of hydrogen leaked into the building in C3 was only ca. 350 kg and occurred progressively between 62:00–78:00 h, C4 predicted that ca. 400 kg were released to the building very shortly before the explosion and C5 released very quickly ca. 700 kg of hydrogen at ca. 68:14 h. The previous observations give strong reasons to believe that DW leakage was a major factor in the build-up of hydrogen that led to the explosion. The final part of the analysis will be solely based on C5.

PCV failure, in- vessel vs. ex-vessel

The previous sections were devoted to the analysis of the in-vessel core degradation and the hydrogen explosion. The RPV may have failed, thus despite

the continued AWI after 80:00 h, the water level in the DC was never observed to increase. However, the exact time, the extent or mode of the failure (if any) is unknown. The present section makes an attempt to evaluate the possibility of RPV failure by penetration failure.

The largest contribution to the total penetration area is the control rod drive housing. The area of the breach following ejection from a single failed penetration is 0.012 m², corresponding to the internal flow area of a single control rod drive channel of diameter 123.4 mm. In the input model it is supposed that one such failure might occur in each of the COR radial nodes if certain temperature is reached at the location of penetration. In C5, the MELCOR default penetration failure temperature of 1273 K was assumed, but this case didn't predict any penetration failure. In consequence, the water level started to increase as soon as water injection was again available (ca. 74:00 h) as it can be observed in figure 14. For C6 it was considered that penetration failure occurs at temperatures of 955 K. C7 also considered that penet-

ration failure occur at 955 K but the size of the penetrations were small and the leakage was forced to be just a fraction of ca. 1.0% of the full assembly.

For C6 and C7 penetration failure was predicted in rings 1 and 2 at ca. 68:57 h. In C6, the leakage was big enough to allow all the water injected to go out of the RPV. The measured pressures between 84:00-96:00 h were overestimated (figure 15) and all the debris which were relocated to the lower head (ca. 80 tons) were ejected into the cavity (figure 16). Nonetheless, the C6 is considered a bounding case (i.e. the maximum amount of corium that may have been on the cavity floor). In contrast C7, with the leakage of ca. 4 kg/s, allowed to reproduce the observed level measurement and remarkably close the pressure in the DW/WW (figures 14 and 15, respectively). In this case, the debris remained inside the reactor in the lower head (figure 16).

The assumed area of the penetration leakage as well as the temperature failure criteria was crucial, thus it makes the difference between an in-vessel

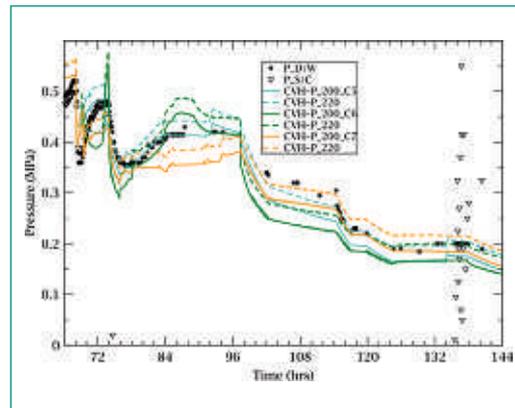
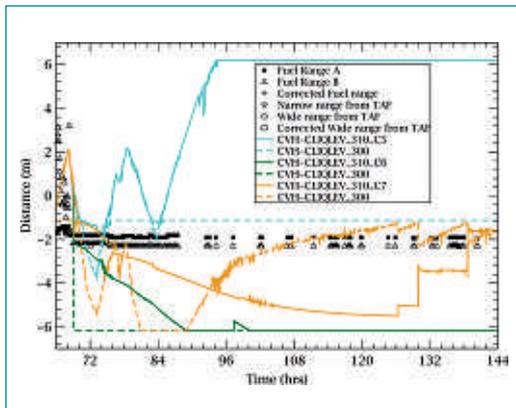


Figure 14 (left): Downcomer collapsed water level during AWI and venting

Figure 15 (right): DW/WW pressure during awi and venting

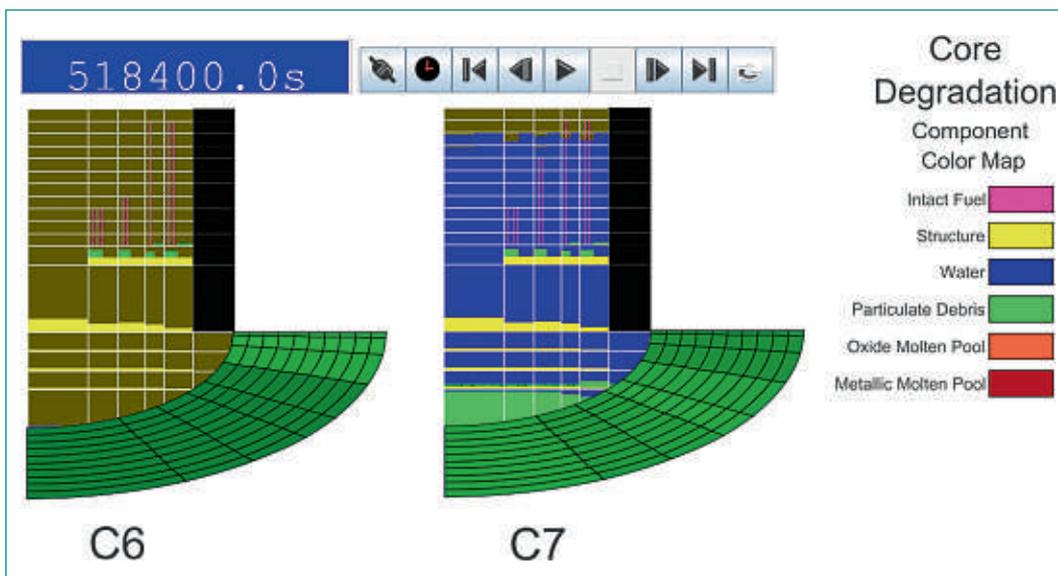


Figure 16: Downcomer collapsed water level during AWI and venting

(with or without RPV water leakage) or an ex-vessel scenario. It is not certain if any of the debris/molten material were expelled out to the cavity, but the case that predicted the closest the measurements had the debris remaining inside the RPV (C7). Therefore, **C7 was the case submitted for the final report as the Best Estimate (BE)**. These results indicate some likelihood that most of the debris remained inside the RPV. However, the calculation of penetration failure is stochastic and its occurrence greatly dependent on the failure parameters assumed by the user in MELCOR (i.e. penetration failure temperature, size of the penetration). Furthermore, the predicted state of the core after 6 days of transient is still not fully stable; any possible reduction in the amount of water injected could further damage the core. The prediction or not of RPV failure has been identified as one of the main code limitations thus the assumptions made by the code user influence greatly the results.

Conclusions

The Fukushima Unit 3 sequence was simulated with the severe accident code MELCOR 2.1. The CC failed to reproduce the accident signatures from an early stage. An initial case was performed instead using the reported actions performed by the operators (C0). This case was adjusted step-by-step by means of modified cases in order to obtain one case or a set of cases which best replicate the measurements at the plant, and therefore are expected to best describe the accident sequence in unit 3. The main findings for the FU3 analysis are listed below:

RCIC seems to have operated normally when available, whereas it is very likely that HPCI degraded after ca. 29:00 h. The calculated results indicate that for a period only steam was being extracted and no water was being injected, but the exact time when water was no longer injected to the RPV is uncertain. In consequence hydrogen generation by cladding oxidation is believed to have started before depressurisation of the RPV. Additionally, it is likely that water was injected from CST to WW during the HPCI operation in order to decrease the pressure in the containment, albeit there was no mention of that action in the operator records. According to the calculation, sprays on its own wouldn't have been enough to decrease the pressure. However, due to the model uncertainties, alternative causes of the pressure decrease should be evaluated in future studies.

Best agreement with measured data (i.e. pressure in the RPV and DW/WW as well as collapsed water level in the DC) was achieved by adjusting boundary conditions relative to nominal values. In any case some uncertainty remains concerning the actual values. The calculations with adjusted AWI and venting are the ones that reproduced the best the accident signatures. Delivery of 100% of AWI pumped water to the reactor system would seem highly unlikely. The calculations results point out that only 30–60% of the nominal AWI was reaching the reactor. Furthermore, there is a high indication that the small valve in the venting line didn't open, had it opened the pressure in the DW/WW wouldn't have increased as observed.

The calculations suggest that there were two contributing pathways for hydrogen transport to the reactor building: leakage bypass to the building during venting of the WW and DW leakage. Probably both pathways took place at different times. The assumption of leakage from the DW to the reactor building during a period before the observed explosion gave the best agreement for DW and WW pressure signatures at this time, as well as the large accumulation of hydrogen in the upper compartment of the reactor building. There may have also been a pathway for transport to the reactor building via the venting line, but it do not seem sufficient on its own to explain the DW and WW pressure response.

A large amount of the core in form of debris seems to have been relocated to the lower head. Vessel failure is highly suspected to have taken place, but the results leave uncertainty in the size of the breach and the amount of core material ejected. It is not possible from the present analysis to estimate the exact amount of corium ejected from the RPV. The proposed cases C6 and C7 are believed to be bounding with the actual quantity somewhere in between.

The predicted state of the core after 6 days of transient is still not fully steady; any possible reduction in the amount of water injected could further damage the core.

Although, all the available measurements (i.e. RPV, DW/WW pressure and DC water level) were remarkably well reproduced by C7, there are still remaining uncertainties in some of the boundary conditions assumptions, chosen nodalisation and models as well as the uncertainty of measurements at certain periods of time. Code-to-code comparison analysis as well as comparison with different assumptions made in similar analysis with

MELCOR or with other codes would be required to address the uncertainties and to draw final conclusions on the final state of the core.

The fission product release is not part of the present analysis but conclusions drawn by the present study about the leakage will be the departure point in the evaluation of the fission release in the phase II of the project. Transport via venting of the WW is unlikely to have carried a large quantity of particulate material as that would largely be retained in the liquid. Transport via DW leakage would be expected to have carried any particulate present in the gas and hence a potentially much larger release of aerosol-borne fission products such as cesium to the environment. It is therefore crucial to reach an understanding of the transient from the hydraulic pathways point of view before any detail analysis of the FP can start. The future analysis of the fission product releases may shed additional light on the final state of the reactor and consequently the natural continuation of the present study.

National Cooperation

None.

International Cooperation

The project is coordinated by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). The Operating Agent (OA) is Japan Atomic Energy Agency (JAEA) who is technically supported by the Japan Institute of Applied Energy (IAE). The eleven participants (from Japan, France, Germany, Korea, Russia, Spain, USA, and Switzerland (PSI)), each cooperate formally with NEA and OA. There is informal cooperation between the participants.

Assessment 2014 and Perspectives for 2015

For the OECD BSAF project, the progress during 2014 has been slower than originally planned. The timeframe of the project was extended until the end of 2014. Despite the delay in the OECD BSAF project, PSI work has progressed according to the plan. A definitive common case calculation (CC), plus best estimate and appropriate sensitivity calculations were performed in the first half of 2014. The

common case simulation was submitted to IAE on time by end of May 2014. The final best estimate calculation was submitted in August 2014. From these calculations the OA, IAE, compiled a draft report, which was sent to the participant mid-November 2014. The report will be reviewed and finalised by end of 2014. The final meeting for BSAF phase-I have taken place 24–26th November 2014. The final meeting was immediately followed by the kick-off meeting of BSAF Phase-II, from 27–28th November 2014. It is intended that phase-II will address the open issues remaining from the phase-I, special attention will be taken to the transport of the Fission Product Release during this phase of the project.

Publications

Submitted: *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.

References

- [1] *Carbajo, J.J., 1994.* MELCOR sensitivity studies for a low-pressure, short term station blackout at the Peach Bottom plant. Nuclear Engineering and Design (152) 287–317.
- [2] *Hessheimer, M. F., Dameron, R. A. 2006.* Sandia National Laboratories. Containment Integrity Research at Sandia National Laboratories. An Overview. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Office of Nuclear Regulatory Research. Washington, DC 20555-000. NUREG/CR-6906. SAND2006-2274P
- [3] *OECD/NEA/CSNI 2014.* Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. <https://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html>
- [4] *Sandia National Laboratories (SNL), 2008.* MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manual. Version 2.1. NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 4. Albuquerque September 2008.
- [5] *Sandia National Laboratories (SNL) 2012.* State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project, Volume 1: Peach Bottom Integrated Analysis. USNRC NUREG/CR-7110, Vol. 1 2012 Albuquerque, New Mexico 87185. NUREG/CR-7110, Vol. 1

[6] TEPCO, 2014. Information Portal for the of Fukushima Daiichi Accident Analysis and De-commissioning Activities (<https://fdada.info/>), downloaded on 29.09.2014: <https://fdada.info/accident/database-for-accident-analysis/measured>

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, S. Thakre, L. Manickam
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.kth.se
Duration of the Project:	January 1, 2014 ~ December 31, 2014

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 2014 for (i) 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 [1–16].

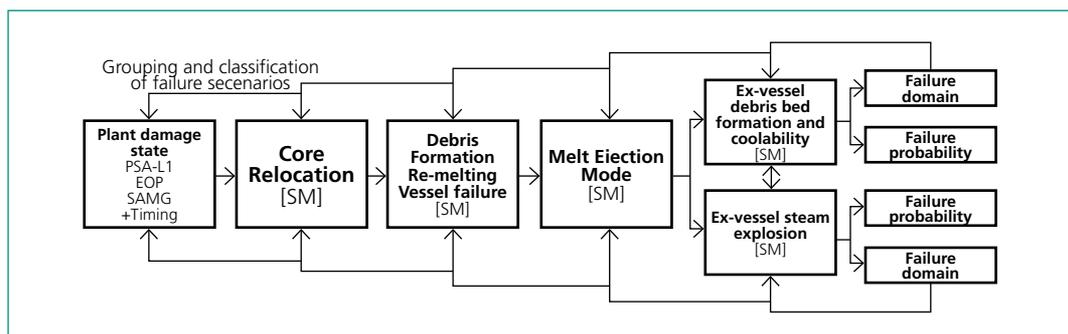
Work carried out and results obtained

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 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 in-put 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

Fig. 1:
ROAAM+ framework
for Nordic BWR.



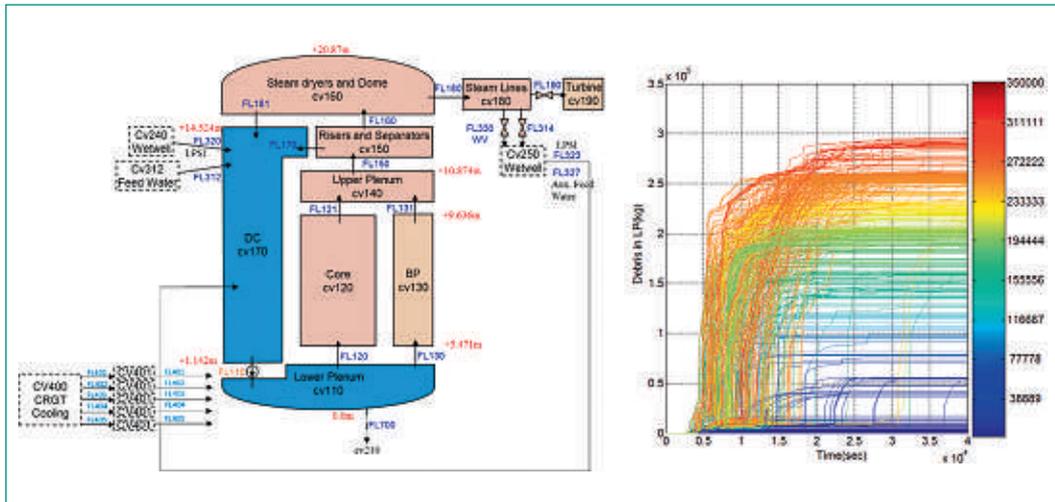


Fig. 2: MELCOR nodalization of the Nordic BWR (left), mass of relocated debris to the lower plenum as a function of time for different accident scenarios.

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 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 will be 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] 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 (Fig. 2). The results indicate that depending on the scenario and timing of safety systems recovery, core degradation most likely results in small (less than 10 tons) or very large (more than 200 tons) relocation of debris. The number of scenarios with intermediate (from 10 to 200 tons) 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. Two approaches are being developed for the core relocation SM using ANNs and the database of FM solutions. The preliminary results show that the methods can predict core relocation in most of the scenarios. Clustering and classification analysis was developed to characterize results obtained in the multidimensional scenario space [4]. Further development of the FM database and SM is necessary in order to predict other important parameters of core relocation, such as composition of the debris for all initial plant damage states.

Vessel Failure and Melt Ejection frameworks (Fig. 1) have been further developed. The DECOSIM FM is used for porous debris beds while the PECM-ANSYS FM is implemented for non-porous (cake) debris beds. Extensive analysis with the PECM-ANSYS has been carried out using properties of the bed determined by the input from the core relocation SM. The FM analysis data has been generalized to facilitate the development of surrogate sub-models for prediction of (i) failure timing, (ii) melt mass, and (iii) melt superheat. For scenarios and assumptions covered by the current database, the prediction of the FM output parameters has shown to be feasible with relatively simple SM approximations. In Fig. 3 results of the vessel failure timing predictions for different debris bed configuration with FM are presented. Respective surrogate model is based on regression analysis for non-dimensional failure timing $Fo = t \cdot k_{solid} / \rho \cdot C_p \cdot L^2$, where k_{solid} , ρ and C_p are debris thermal conductivity, density and heat capacity respectively, L is a length scale. Further FM analysis is needed to cover uncertain scenarios and parameters.

Fig. 3:
Database of full model results for vessel failure timing (left), and non-dimensional vessel failure timing SM vs FM solution (right).

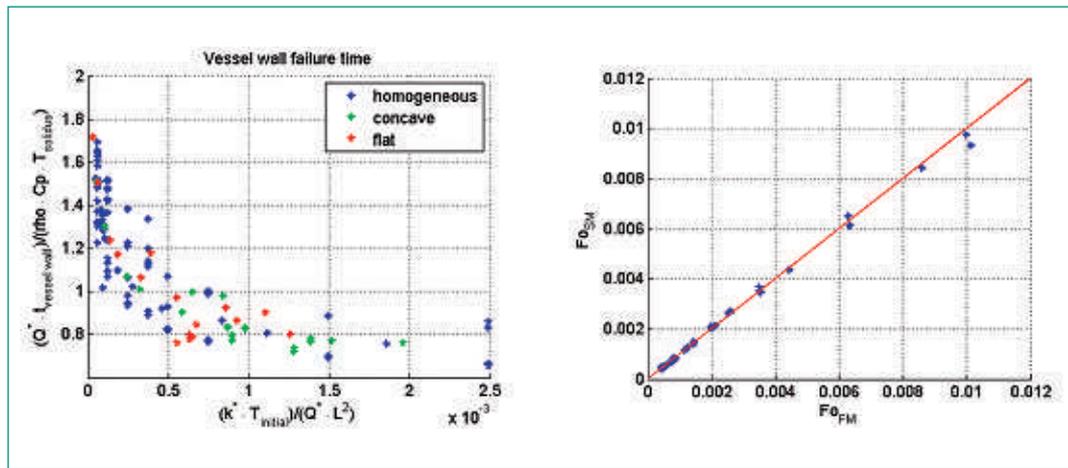
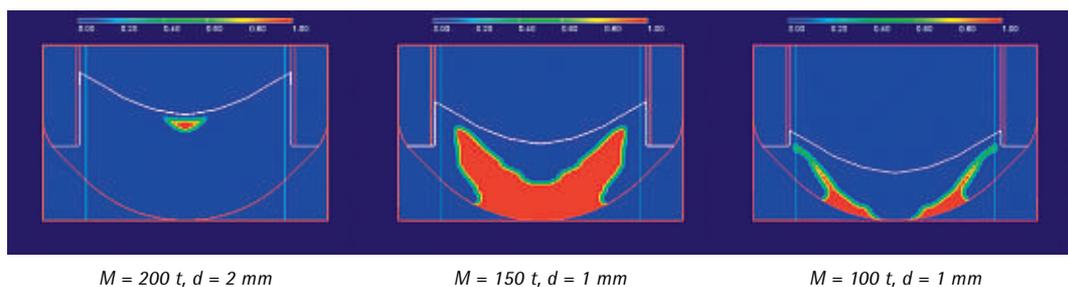


Fig. 4:
Melt fraction at time $t=3$ hours in the initially dry debris bed.



The DECOSIM FM can provide information on the coolability of the debris bed as a function of particle size as well as time histories of temperature and melt fraction [5]. DECOSIM results show that, once the mean particle diameter exceeds 1 mm, there are good chances that initially quenched debris bed will be either coolable, or dried out first but followed by reflooding of the dry zone. For initially dry debris bed with particles larger than 1 mm, water ingress along the vessel walls rapidly isolates the hot zone from the walls and locations of control guide tubes and instrumentation guide tubes welding; remelting, if at all, is most probable to occur in the upper zone (Fig. 4). Debris beds with 1 mm particles are not coolable, whether initially quenched or dry; the drag in the bed is very high, so that water ingress is hindered or stopped, leading to formation of massive remelting zone in the bottom part of the debris bed (Fig. 4). Additional work is needed to couple DECOSIM with vessel wall failure analysis in order to determine mode and timing of failure.

3. Progress in DECO Activity

Significant progress has been achieved towards the main goal of DECO activity, i.e. development of the debris bed formation and coolability map [6], [7], [8], [9], [10]. DECOSIM (Debris Coolability SIMula-

tor) code capabilities were extended to solve energy equations for the liquid, gas, and solid phases in order to simulate (i) debris bed coolability in subcooled pool, taking into account hydrostatic water head on the saturation temperature in the pool, (ii) post-dryout coolability of the debris bed. However, no melt pool formation model is implemented yet. A model for particulate debris bed spreading derived from the PDS-C experiments has been implemented in DECOSIM. Two computationally efficient surrogate models have been developed and validated against DECOSIM (full model) predictions. Namely a surrogate model (SM) for prediction of the dryout in a non-flat debris bed, and a model for prediction of the maximum temperature in a bed with a dry zone [6]. The surrogate model for prediction of dryout has been used in extensive sensitivity, uncertainty and risk analysis by evaluating the conditional dryout probabilities. The uncertainties in the ranges for (i) particle size and (ii) the slope angle of the debris bed are deemed to be the most important contributors to the uncertainty of the risk. Therefore, the most effective way to reduce the uncertainty in debris coolability would be research on the clarification of possible ranges of the slope angle and particle sizes and consideration of correlations between small particle diameters and high slope angles which can result in an unacceptable 27% probability of dryout. Experiments and numerical

simulations performed in this project indicate that small particles are prone to spreading over the pool basemat by several physical mechanisms, including interaction with the large-scale circulation flows in the pool, and self-leveling of debris bed due to boiling and vapor release in the bulk of porous layer. This means that the probability of having a small particle diameter and a steep slope angle simultaneously would be less than that of having a tall bed with large particles, or a flat bed with small particles, limiting thus the probability of dryout occurrence. Further quantification of such correlations should be addressed in the future work.

Analysis of post dryout debris coolability with DECOSIM suggest that in all the cases with particle diameters of 3 mm, temperature stabilization occurred, while for the smallest particles (1 mm) steady temperature rise is observed at a rate proportional to specific power W . Preliminary DECOSIM simulations have been carried in order to investigate the effect of lateral debris bed spreading on coolability (Fig. 5). It has been shown that (i) for 1 mm particles, debris bed remains non-coolable, temperature escalation is observed with or without particle spreading; (ii) for 1.5 mm particles temperature stabilization is observed, for

spreading debris bed; (iii) for 2 mm particles, debris bed is coolable, regardless of particle spreading. Further studies are necessary in order to quantify the effect of the uncertainties in the particle spreading model and the effect of the dry zone on debris bed spreading and coolability.

Agglomeration surrogate model has been further developed and validated against VAPEX-P full model results and DEFOR-A experimental data. The model is based on decomposition of initial tightly coupled problem into a set of loosely coupled ones (i.e. jet breakup, particle sedimentation, cooling and solidification, agglomeration) that can be linked together through initial and boundary conditions. Several parameters in the SM model are calibrated, using analytical assessments and data from the full model in order to take into account phenomena and dependencies, which are not modeled explicitly in the SM. Comparison of the results predicted with the full and calibrated SM suggest that SM provides acceptable accuracy obtained with about hundred times smaller computational effort [7].

A series of confirmatory DEFOR-A experiments has been carried out with ZrO_2 - WO_3 simulant material in order to investigate debris formation and

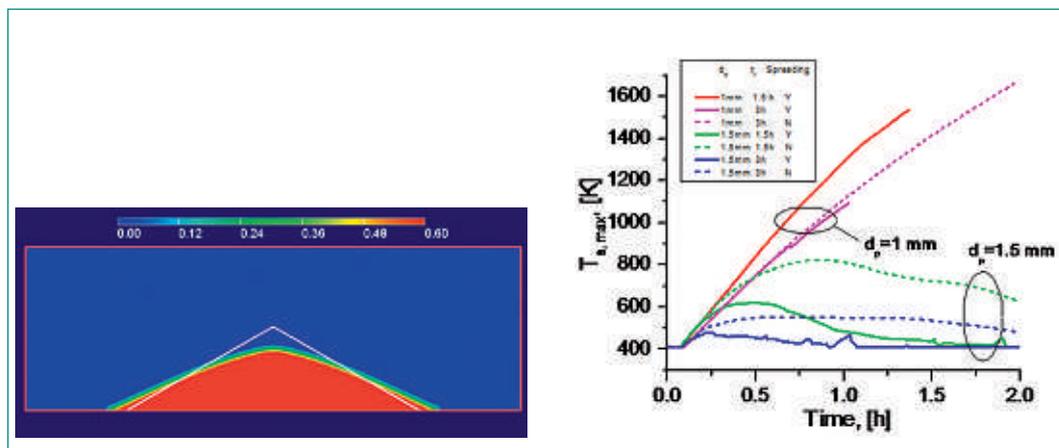


Fig. 5: Self-levelling of debris bed. Left: initial shape (white line) and after 30 minutes (color map), $d=1$ mm, $W=160$ W/kg, color map represent the void fraction; Right: maximum temperature in debris bed.

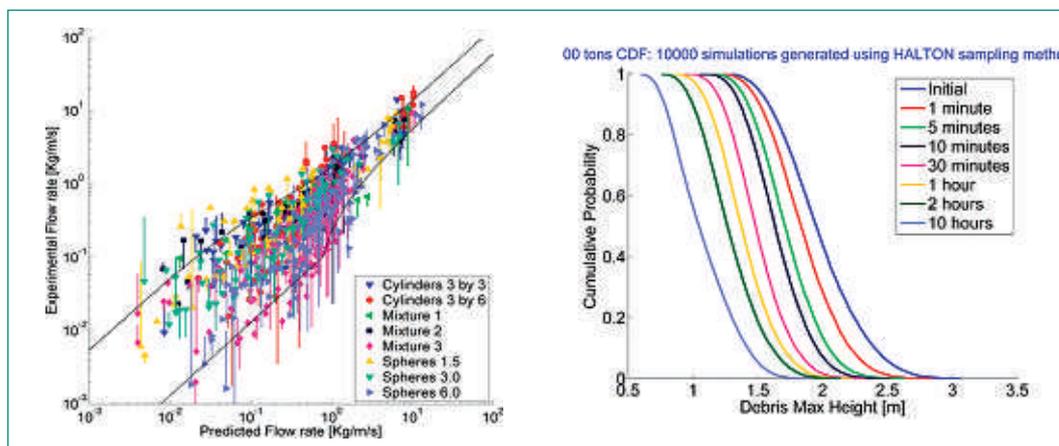
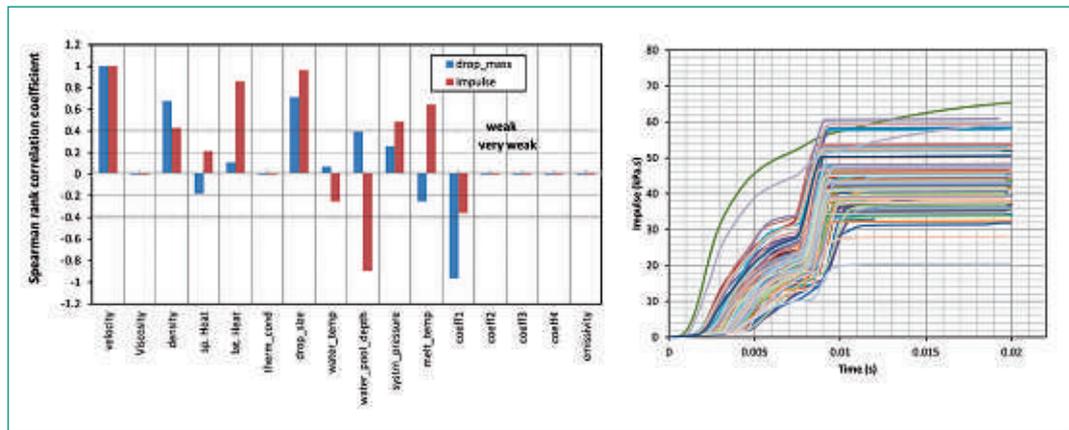


Fig. 6: Self-levelling of debris bed. Left: validation of the universal closure for particle flux; Right: cumulative probability of the debris bed maximum height for different time moments.

Fig. 7:
Spearman rank correlation coefficient plotted for various input parameters (left); impulses from uncertainty calculations (right)



agglomeration phenomena and to produce data for development and validation of the models. The data on particle size distribution, debris bed porosity and agglomeration is in good agreement with the previous DEFOR-S, DEFOR-A and FARO tests. On average, larger particles were obtained with ZrO_2 - WO_3 melt than with Bi_2O_3 - WO_3 , size distributions for both melt simulant materials are within the ranges of size distributions observed in FARO tests. The difference between particle sizes in the tests with free falling jets was found to be insignificant. There is a tendency to form slightly larger particles only in the tests with submerged nozzles where melt is released under water with initially small jet velocity. Initial jet velocity also seems to have no visible effect on the fraction of agglomerated debris.

Particulate debris spreading that drive self-levelling of the debris bed has been investigated both experimentally and analytically in order to develop understanding of key physical processes and predictive capabilities for analysis of reactor accident progression [8], [9], [10]. PDS-C (closures) 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 closure has been used in a standalone 1D code for modeling of debris bed self-levelling in plant accident conditions and also implemented in DECOSIM code. The 1D debris spreading model has been used for extensive sensitivity and uncertainty analysis. Further reduction of uncertainty in extrapolation to prototypic accident conditions requires extension of the PDS-C database to particles of different properties, morphologies and size distributions.

4. Progress in SEIM Activity

Sensitivity and uncertainty analysis of Nordic BWR flooded drywell cavity has been carried out using MC3D code in order to estimate the steam explosion loads on the surrounding walls. The considered sensitive parameters are the initial/boundary parameters, melt physical property and code parameters. Maximum impulse on wall is used from output results for the analysis and also the liquid droplet melt mass in water which indicates the amount of melt participating in explosion. A Spearman rank correlation is used, which is a ranking technique of input and output variable, showing the sensitivity of input variables on the output results. Fig. 7a shows the ranking coefficient plotted for various input parameters. A Spearman rank correlation coefficient is calculated for every input variable. Higher value of coefficient shows higher sensitivity of the parameter on the output results. The recognized least sensitive parameters are therefore eliminated from the parameters list. This modified list of parameters is then considered for the following uncertainty analysis using Propagation of Input Errors (PIE) method.

This approach represents statistical variation of the input parameters, together with their uncertainties, in order to reveal the propagation of errors through the code. The amount of parameters to be varied can be theoretically unlimited. Fig. 7b shows the impulses results from the uncertainty calculations, which are the maximum impulse over the wall. It clears that the range of the impulses approximately varies between 30–60 kPa.s, whereas, the mean value of the output result is 45 kPa.s. At most 25% uncertainty variation in input parameters showed approximately 70% total variation in the impulse values. In this way, the sensitivity analysis followed by the uncertainty analysis of a Nordic BWR cavity is

carried out using MC3D code. The uncertainty analysis is to be refined and extended to different type of parameter distribution and new sensitive parameters which may not be covered in the present study.

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 [11]. Even 1D FCI codes are too computationally expensive given large number of uncertain scenario and modeling parameters for direct application in the SEIM framework for uncertainty and risk analysis. Development of the SM relies on a database of solutions generated by a 1D FCI code TEXAS. Sensitivity study is used to identify the list of the influential input parameters that should be used in surrogate model development. A methodology for SM development has been proposed and applied. Preliminary analysis provides cumulative probability density of the explosion impulse for the jets of different diameters (Fig. 8). The ongoing work is focused on integration of the SM into the top level of the ROAAM+ framework. Application of 1D code requires an additional method for calculating loads on containment structures.

Experiments carried out on high temperature melt pouring into a shallow pool [12] resulted in several spontaneous steam explosions in stratified melt-coolant configuration. Formation of melt-coolant premixing layer was observed in the tests, which is in apparent contradiction with the previous assumptions about stability of the melt-coolant interface. The assumption was central for conclusion about low risk of energetic steam explosions

in stratified configuration. Experimental findings suggest that the risk of stratified steam explosion might need a reassessment.

5. Progress in MISTEE Experiments

The objective of the MISTEE experiments is oriented towards addressing separate effects such as the material effect bound-with the steam explosion phenomena. Although, the potential of MISTEE methodology was raised for refractory material testing (up to ~1500 °C), previous studies have confirmed the criticality of performing experiments with high temperature binary oxide materials/prototypic corium melts.

For the purpose of performing single droplet steam explosion experiments with prototypical corium melts, various designs of the facility (called MISTEE-HT) and feasibility studies of prototypes have been conducted for high-temperature melt preparation and molten droplet delivery. After a series of testing, qualification/calibration of the designs and prototypes which were necessary to develop the infrastructure with good instrumentation, the old furnace developed for low temperature MISTEE experiments is replaced by a induction heating of tungsten crucible placed inside of multiple concentric zirconia tubes as thermal screens and hermetic quartz chamber blown by an inert gas. The set-up is designed to allow well-controlled high-temperature melt preparation, single-drop delivery at high temperature and precise measurements. The molten mixture is levitated inside the crucible by exerting a force through upward inert gas stream to

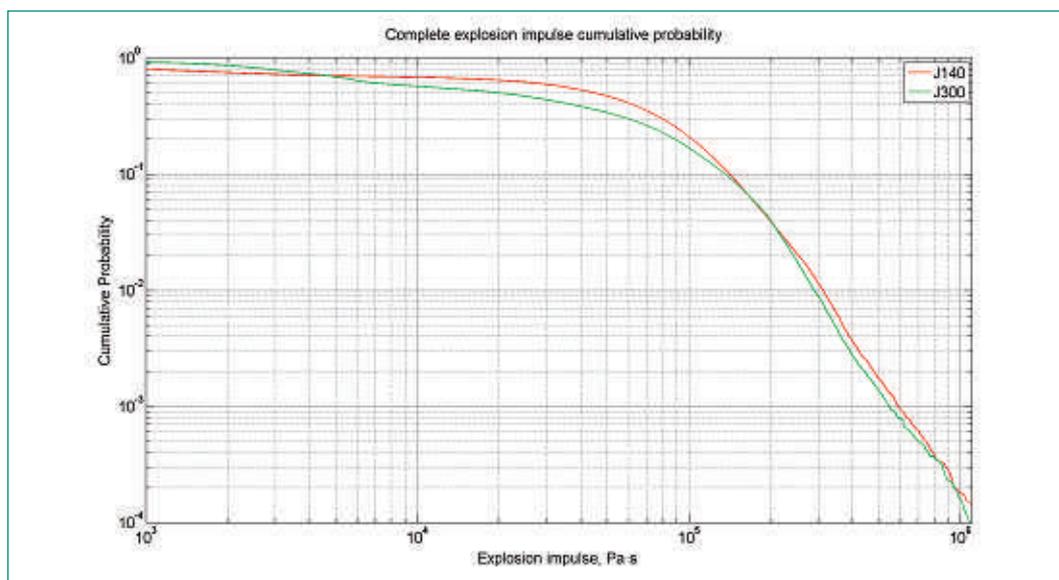


Fig. 8: Explosion impulse cumulative distribution (50 000 samples) for 140mm and 300mm jet diameter

oppose the gravity. The melt retention (through the aerodynamic levitation) and discharge (by cutting off inert gas stream) is controlled by a quick-acting pneumatically controlled 3-way valve which is installed under the bottom of the crucible. The new design has enabled an operating temperature higher than 2200 °C.

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 (NUGENIA Technical Area 2) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2014 and Perspectives for 2015

Substantial progress has been achieved in the project on development of the risk assessment frameworks. In RES task further development of the ROAAM approach (ROAAM+) has been proposed. Risk assessment platform and integration of the full and surrogate models are under development. 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 development and validation of (i) models for prediction of the debris bed properties, (ii) DECOSIM code for investigation of feedbacks and self-organization processes in the debris bed formation and coolability, and (iii) uncertainty and risk assessment in coolability of the debris bed in prototypic accident conditions. The SEIM study is assessing the impact of steam explosion on containment structures and provides advanced sensitivity analysis of the impact to the conditions of melt release. In 2015 research efforts will be concentrated on further integration of the developed models within the framework of risk oriented accident analysis for Nordic type BWRs.

Publications

- [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 Deterministic-Probabilistic 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. E. Yakush, W. Villanueva, S. Basso and Kudinov P.*, «Simulation of In-vessel Debris Bed Coolability and Remelting,» The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14–18, Paper 1281, 2014.
- [6] *S.E. Yakush and P. Kudinov*, «A Model for Prediction of Maximum Post-Dryout Temperature in Decay-Heated Debris Bed,» Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering, ICONE22, July 7–11, Prague, Czech Republic, ICONE22-31214, 2014.
- [7] *P. Kudinov and M. Davydov*, «Development of Surrogate Model for Prediction of Corium Debris Agglomeration,» In Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte, USA, April 6–9, Paper 14366, 2014.

- [8] *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.
- [9] *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.
- [10] *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.
- [11] *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.
- [12] *P. Kudinov, D. Grishchenko, A. Konovalenko, A. Karbojian, S. Bechta*, «Investigation of Steam Explosion in Stratified Melt-Coolant Configuration,» The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14–18, Paper 1316, 2014.
- [13] *Thakre S., Li L., Ma W.*, «An Experimental Study on Coolability of a Particulate Bed with Radial Stratification or Triangular Shape», Nuclear Engineering and Design, Vol. 276, pp. 54–63, 2014.
- [14] *Thakre S., Manickam L., Ma W.*, «A numerical simulation of jet breakup in melt coolant interactions», The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10), Okinawa, Japan, December 14–18, 2014.
- [15] *Thakre S., Ma W.*, «An experimental study on the coolability of stratified debris beds», Proceedings of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6–9, 2014.
- [16] *Thakre S., Ma W.*, «3D Simulations of the Hydrodynamic Deformation of Melt Droplets in a Water Pool», Annals of Nuclear Energy, Vol. 75, pp. 123–131, 2015.
- [17] *Thakre S., Manickam L., Ma W.*, A numerical simulation of jet breakup in melt coolant interactions, Annals of Nuclear Energy, Vol. 80, pp. 467–475, 2015.

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	S. Mayer, F. Assenmacher, M. Boschung, G. Butterweck, J. Eikenberg, E. Hohmann, M. Jäggi, A. Karcher
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 verschiedenen internationalen Arbeitsgruppen der Technischen Kommission 85 der Internationalen Standardorganisation ISO und EURADOS («European Radiation Dosimetry Group») mit. Die Mitarbeit bei der ISO erstreckte sich dabei auf wesentliche Revisionen der Normwerke.

In Zusammenarbeit von NAZ, ENSI und PSI wurde ein neu beschaffter Detektor für die

Aeroradiometrie in Betrieb genommen, während der diesjährigen Aeroradiometrieübung ARM2014 erprobt und anhand von Messflügen mit dem bestehenden System verglichen.

Weiterhin wurden radiochemische Methoden und Messtechnik für die Bestimmung von Aktiniden weiterentwickelt und in Bezug auf die Anwendung bei Rückbauprojekten optimiert.

Das Messwesen hat an insgesamt acht Vergleichsmessungen in den Bereichen Radioanalytik und Dosimetrie teilgenommen. Die Ergebnisse erfüllen bis auf eine Ausnahme die Anforderungen.

Im Berichtszeitraum wurden zwei Masterarbeiten betreut und erfolgreich abgeschlossen.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für 2014 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

**(14/1) Fachbegleitung von Studenten
(Nachwuchsförderung im Strahlenschutz)**

**(14/2) Mitarbeit bei der internationalen
Normung in der Strahlenmesstechnik**

**(14/3) Weiterentwicklung und Optimierung
eingeführter Messmethoden in KKW**

**(14/4) Anwendung der GENIE2000- und
ISOCS/LABSOCS-Software in der
 γ -Spektrometrie**

**(14/5) Einführung von neuen Techniken
und Methoden und deren Weiterentwicklung
in der Dosimetrie**

**(14/6) Mitarbeit in EURADOS-Programmen
mit direktem Bezug zu aktuellen Frage-
stellungen in der Schweiz**

**(14/7) Begleitung der Aeroradiometrie-
übungen mit Berichterstattung**

**(14/8) Charakterisierung von Strahlenschutz-
messmitteln und Dosimetern**

**(14/9) Bestimmung von Aktiniden aus
Strahlkomponenten Target «M»**

**(14/10) Teilnahme an nationalen und
internationalen Vergleichsmessungen**

**(14/11) Durchführung der nationalen
Vergleichsmessung für externe Personen-
dosimetrie**

**(14/12) Optimierung der α/β -Separation für
LSC mit Variationen der Diskriminator-
Settings**

**(14/13) Anwendung einer sequentiellen
radiochemischen Trennmethode für die
Bestimmung von Sr, Th, U, Pu und Am**

**(14/15) Klingnau-Projekt: Bestimmung der
Sedimentationsrate mit $^{210}\text{Po}/^{210}\text{Pb}$**

**(14/16) ad hoc Probleme des ENSI nach
Absprache mit dem Projektleiter**

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

**(14/1) Fachbegleitung von Studenten
(Nachwuchsförderung im Strahlenschutz)**

Im Berichtszeitraum wurden zwei Masterarbeiten betreut:

Die Eichstelle betreute eine Masterarbeit in Zusammenarbeit mit der RWTH Aachen (Studiengang Nuclear Safety Engineering). Ziel der Arbeit war die Kalibrierung eines Spektrometers zur Messung von Röntgenspektren mit mittleren Energien von 12 keV bis 250 keV. Dafür wurde ein Cadmium-Tellurid Detektor beschafft und in Betrieb genommen. Die energieabhängige Detektorantwort wurde anhand eines geometrischen Modells durch das Monte Carlo-Methoden berechnet und durch ein empirisches Modell an Messdaten angepasst. Erst Messungen der Spektren an der Röntgenanlage der PSI-Eichstelle zeigten Unterschiede zwischen den Simulationen basierend auf den in der ISO-Norm 4037 publizierten Diagrammen der spektralen Photonenfluenz und den gemessenen Spektren. Eine Analyse dieser Unterschiede legt den Schluss nahe, dass die in der Norm publizierten Diagramme eher qualitativen als quantitativen Charakter besitzen. Die Masterarbeit wurde im Dezember 2014 eingereicht und wird im Januar 2015 verteidigt.

In der Radioanalytik wurde eine Masterarbeit über die Datierung von Sedimentproben mit der ^{210}Pb -Methode in Kooperation mit der Ludwig Albert Universität (Freiburg i.Br.) durchgeführt. Zusätzlich zu dieser Datierung wurden auch Aktivitätsprofile von ^{137}Cs und anthropogenen Aktiniden aufgenommen. Innerhalb der Messunsicherheiten ergaben sich identische Sedimentationsraten von ca. 1 cm/Jahr aus der ^{210}Pb -Datierung wie auch aus den ^{137}Cs -Horizonten. Zudem wurden neben der α -Spektrometrie die Plutonium-Fractionen zusätzlich massenspektrometrisch analysiert, um die $^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ -Verhältnisse zu bestimmen. Durch diese zusätzliche Analyse stand ein kompletter Pu-Isotopen-Datensatz mit ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu und ^{241}Pu (via eingewachsenem ^{241}Am) zur Verfügung, mit dem verschiedene Emissions-Komponenten (wie die at-

mosphärischen Bombentests, der Chernobyl-Unfall, Emissionen durch nukleare Anlagen) genau unterschieden werden konnten. Die Arbeit wurde erfolgreich abgeschlossen.

(14/2) Mitarbeit bei der internationalen Normung in der Strahlenmesstechnik

Ein Draft International Standard (DIS) «Surveillance of the activity concentrations of airborne radioactive substances in the workplace of nuclear facilities» wurde mit einem am PSI erstellten Anhang «Examples for the determination of uncertainty, decision threshold and detection limit according to ISO 11929» erstellt und mit Endtermin 18.1.2015 zur internationalen Abstimmung gestellt.

Die internationale Abstimmung über den partiell unter Federführung des PSI erstellten Normentwurf ISO/DIS 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» verlief erfolgreich und dieser Normentwurf kann in die nächste Phase der Normungsprozesses überführt werden.

(14/3) Weiterentwicklung und Optimierung eingeführter Messmethoden in KKW

Die neu eingeführte Eichpflicht für Ausgangsmonitore an Kernanlagen wurde durch die Erstellung von entsprechenden Eichvorschriften vorbereitet. Anschliessend wurde das geplante Vorgehen in der Praxis überprüft und optimiert. Es zeigte sich, dass die Kalibrierfaktoren aus den Abnahmemessungen der Gerätehersteller überwiegend innerhalb der Eichfehlergrenzen liegen. Unzureichend eingestellte Alarmschwellen und als zu wenig konservativ erachtete Kalibrierfaktoren wurden aufgrund der Messungen durch die Betreiber angepasst.

(14/4) Anwendung der GENIE2000- und ISOCS/LABSOCs-Software in der γ -Spektrometrie

Für dieses Projekt wurden drei verschiedene jeweils zertifizierte Kalibrierstandards (1 l und 50 ml Kautex-Weithalsflasche, 5 cm Flächenquelle) gemessen und mit den Softwarepaketen Interwinner 5.0 und GENIE2000 ausgewertet. Gemessen wurden die Proben direkt am Detektor und in 10 cm Abstand. Durch die Messung mit der GENIE2000 Software konnte darüber hinaus auch eine DOE-validierte Summationskorrektur durchgeführt werden, was die Messwerte von Multiliniemittern (^{60}Co und ^{88}Y) insbesondere für die Messung der

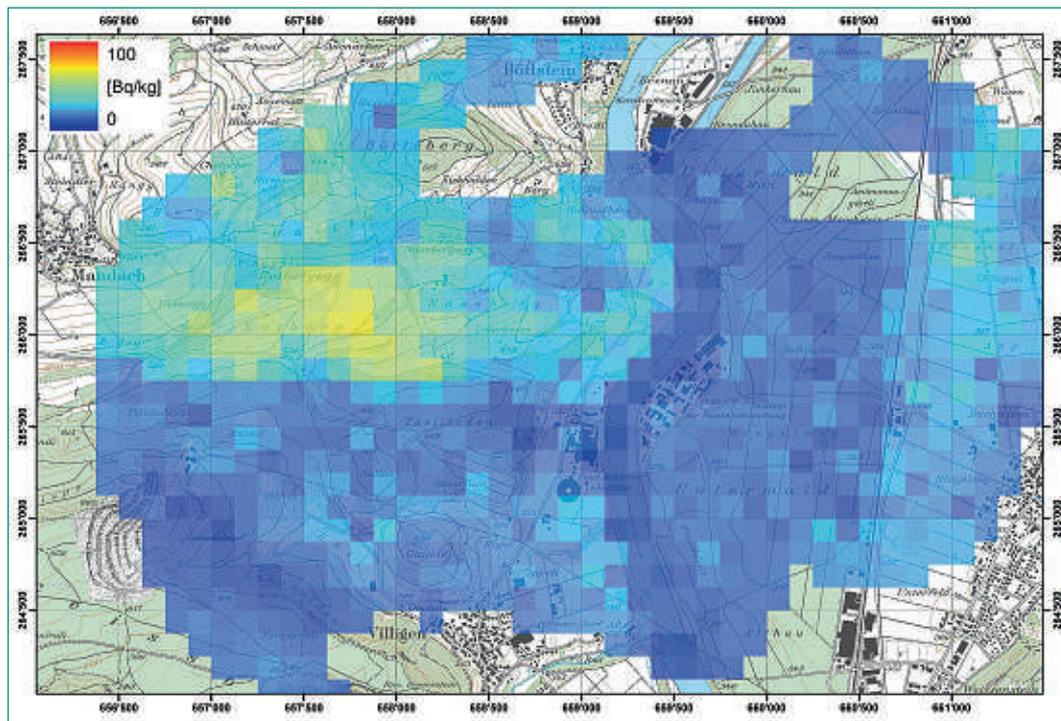
Flächenquelle direkt auf dem Detektor signifikant beeinflusste. Mit den Auswertungen durch die Interwinner-Software wurden «klassisch» über Aktivitätsdateien Efficiencykurven via Polynomfit erzeugt. In einem zweiten Schritt wurden dann Efficiencykurven mit der ISOCS/LABSOCs Software und einem Geometrieeditor für die verschiedenen Geometriepositionen berechnet. Für alle Messgeometrien und Radionuklide ergab die LABSOCs-Berechnung innerhalb der Messunsicherheiten zu den Referenzwerten identische Resultate.

(14/5) Einführung von neuen Techniken und Methoden und deren Weiterentwicklung in der Dosimetrie

Um die Diskriminierungsfähigkeiten des TASL-Auswertesystems zu prüfen, wurden im Berichtsjahr Personen-Neutronendosimeter mit CR-39 Detektoren (Material TASL) in der Prüfkammer des PSI einer erhöhten Radongasexposition ausgesetzt. Die Dosimeter wurden 4 verschiedenen Radonexpositionen zwischen 50 und 15000 kBq h/m³ ausgesetzt. Zusätzlich wurden ein Teil der Dosimeter bzw. Detektoren an der ^{241}Am -Be-Anlage der PSI-Eichstelle mit einer $H_p(10)$ -Dosis von 3 mSv bestrahlt und als Untergrund-Kontrolle unbestrahlt belassen. Alle Detektoren wurden mit der TASL-Standardprozedur (2 h 50 min bei 85 °C mit 6.25M NaOH) chemisch aufbereitet. Die Auswertung erfolgte mit dem Auswerteprogramm *TASLImage* und den in der Routine verwendeten Einstellungen. Die Radongas-Empfindlichkeit der Detektoren bzw. Dosimeter wird aus dem zusätzlich durch die Rn-Exposition erzeugten Signal, bzw. Dosiswert, bezogen auf die integrierte Rn-Exposition während der Exposition, berechnet. Die vorliegenden Ergebnisse der Experimente in der Prüfkammer zeigen, dass die Diskriminierungsmethode des *TASLImage*-Auswerteverfahrens der durch das Radongas verursachten α -Spuren im PADC-Detektormaterial sehr effizient, erfolgreich und stabil ist. Bei Untergrundmessungen, d.h. wenn keine Neutronendosis zu erwarten ist, sind sogar sehr hohe Radongasexpositionen unproblematisch. Wird jedoch eine Neutronendosis von einigen mSv gemessen, kann nicht vollständig ausgeschlossen werden, dass der Messwert durch Spuren von Radon induzierte α -Teilchen verfälscht wird.

Zur Verbesserung der Nachweisempfindlichkeit und der Zuverlässigkeit des Neutronendosimeters des PSI für die Personenüberwachung wurden, zusätzlich zur regelmässigen Qualitätssicherung, Versuchsreihen mit PADC-Materialien unterschied-

Abbildung 1.
Gemessene ^{232}Th -Aktivitätskonzentration in der Umgebung des PSI. Die bekannte Thorium-Anomalie über dem Rotbergegg wurde gut erkannt



licher Hersteller durchgeführt. Die heutzutage kommerziell verfügbaren Materialien unterscheiden sich von Hersteller zu Hersteller, die das ursprüngliche CR-39-Material aus den 80er Jahren weiterentwickelt haben. Dementsprechend unterscheiden sich die dosimetrischen Eigenschaften der PADC-Materialien und die von den Herstellern empfohlenen chemischen Ätzprozeduren. Bei der durchgeführten Versuchsreihe wurden die PADC-Materialien der Firmen Thermo Electron (USA), Track Analysis System Limited (GB), Intercast srl (Italien) und Chiyoda Technol Corporation (Japan) mit unterschiedlichen Ätzprozeduren behandelt; mit der Zielsetzung, eine Kombination aus Material und Ätzprozedur zu identifizieren, die signifikant besser ist als das zur Zeit verwendete Material von Track Analysis System Limited und der am PSI verwendeten Ätzprozedur. Als Ätz-Agens wurden Natriumhydroxid (NaOH) und Kaliumhydroxid (KOH) in unterschiedlichen Modalitäten, mit verschiedenen Ätz-Zeitdauern und Temperaturen eingesetzt. Ebenso wurde der Einfluss von Dibutylphthalat als Zusatzstoff beim Ätzvorgang untersucht. Die Experimente zu der Versuchsreihe wurden abgeschlossen und die PADC-Detektoren mit dem *TAS-Image Scanning*-System ausgewertet. Die Zusammenfassung und Auswertung der Messdaten von fünf Materialien und acht Ätzprozeduren zur Bestimmung der Empfindlichkeit auf Neutronen und zur Bestimmung der Nachweisgrenze ist aktuell in Arbeit.

(14/6) Mitarbeit in EURADOS-Programmen mit direktem Bezug zu aktuellen Fragestellungen in der Schweiz

Das Messwesen hat im Berichtsjahr an zwei durch EURADOS organisierte Vergleichsmessungen teilgenommen. Eine Zusammenfassung der Ergebnisse erfolgt mit dem Projektziel (14.10).

(14/7) Begleitung der Aeroradiometrieübungen mit Berichterstattung

Gemeinsam mit ENSI und NAZ wurde der neu beschaffte Aeroradiometriedetektor der NAZ mit integriertem Spektrometer in Betrieb genommen und während der diesjährigen Aeroradiometrieübung ARM2014 erprobt. Das spektrometrische Verhalten des neuen Detektors wurde an den Bestrahlungsanlagen des PSI quantifiziert und die für die Datenauswertung erforderliche Korrekturmatrix bestimmt.

Die diesjährigen Messflüge fanden vom 02. bis 06. Juni 2014 statt. Messungen über dem Routine-messgebiet KKB-KKL-PSI-ZWILAG, auf Wunsch der deutschen Kollegen erweitert um einen Streifen auf deutschem Territorium, lieferten normale Werte. Die Städtmessung über Winterthur, Schaffhausen, Baden und Brugg zeigte ebenfalls keine ungewöhnlichen Werte. Im Rahmen der Aeroradiometrieübung wurde eine gemeinsame Übung mit dem Kanton Thurgau und Schutz und Rettung Zürich durchgeführt.

Die Aeroradiometrieübung ARM2014 wurde zudem genutzt, um eine direkte Vergleichsmessung zwischen dem bestehenden NAZ-System und dem Prototypen des geplanten neuen Aeroradiometriesystems RLL durchzuführen. Am 6.6.2014 wurde hierzu die Umgebung des Paul Scherrer Instituts (PSI) mit beiden Systemen vermessen. Im Messgebiet befinden sich eine bekannte Thorium-Anomalie und aus der Luft detektierbare Radionuklidlager. Abbildung 1 zeigt exemplarisch die gemessene ^{232}Th -Aktivitätskonzentration in der Umgebung des PSI mit der bekannten Thorium-Anomalie über dem Rotbergegg. Für weitere Messflüge wurden zusätzlich durch den PSI-Betriebsstrahlenschutz eine ^{137}Cs -Quelle (3.6 GBq) und eine ^{60}Co -Quelle (0.3 GBq) auf dem Betriebsgelände des PSI ausgelegt.

Mit dem neuen Messsystem RLL wurden zwei Messflüge mit verschiedenen Betriebsmodi über dem Messgebiet ausgeführt. Im Standard-Modus werden über fünf Sekunden gemittelte Spektren verwendet, der RAW-Modus entspricht der im bestehenden NAZ-System verwendeten Auswertung von Einzelspektren mit je einer Sekunde Messzeit. Einige der radiologischen Messwerte, die durch das Auswerteprogramm des Herstellers des Aeroradiometriesystems RLL im Stand vom 6.6.2014 berechnet wurden, weichen erheblich von den Erwartungswerten im Vergleichsmessgebiet ab. Vom Hersteller des Systems wurden Vorschläge zur Verbesserung von Software und Kalibrierung in Aussicht gestellt, welche in einem für 2015 geplanten Messvergleich überprüft werden.

(14/8) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern

In der Schweiz wird ein halbnumerisches Verfahren zur Kalibrierung von Oberflächenkontaminationsmessgeräten verwendet. Dieses Verfahren ermöglicht ebenfalls eine Bestimmung von Kalibrierfaktoren für Radionuklide, für die keine adäquate Kalibrierquelle erhältlich ist. So konnte eine Beurteilung von ^{226}Ra -Kontaminationen unter Berücksichtigung der gesamten Zerfallskette ermöglicht werden.

Für den Ersatz des seit 30 Jahren am PSI eingesetzten Personendosimetriesystems wurde eine Marktstudie über kommerziell verfügbare Dosimetriesysteme durchgeführt. Die Schwerpunkte lagen dabei auf Anforderungen der Schweizer Strahlenschutzgesetzgebung, Modernität der Technik, Zuverlässigkeit von System und Software, Möglichkeiten der Automatisierung und Kombination mit

dem Personendosimeter des PSI für Neutronen. Als Ergebnis der Evaluation der für dieses Projekt spezifischen Anforderungen hat sich das auf dem Messprinzip der Radiophotolumineszenz (RPL) beruhende Dosimetriesystem der Firma *Chiyoda Technol Corporation* aus Japan als am besten geeignet herausgestellt und wird im Jahr 2015 für das PSI beschafft.

(14/9) Bestimmung von Aktiniden aus Strahlkomponenten Target «M»

Das Target M ist eine rotierende Scheibe, die hauptsächlich aus Kohlenstoff besteht und für die Produktion von Mesonen mit Protonen einer Energie von 590 MeV bestrahlt wird. Insgesamt konnten 9 Stahlproben aus einem solchen Target erfolgreich aufgeschlossen werden. Dabei wurden Ausbeuten von $(63 \pm 4)\%$ für $^{239,240}\text{Pu}$, von $(61 \pm 26)\%$ für $^{234,238}\text{U}$, von $(78 \pm 5)\%$ $^{230,232}\text{Th}$ und von $(83 \pm 14)\%$ für ^{241}Am erhalten. In einem nächsten Schritt werden die ermittelten Aktivitätskonzentrationen von $^{239,240}\text{Pu}$, ^{234}U und ^{241}Am durch die Sektion Targetanlagen des PSI mit Ergebnissen von Modellrechnungen verglichen.

(14/10) Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

Im Laufe des Jahres nahm die Radioanalytik an fünf verschiedenen Vergleichsmessungen teil, davon wurden vier seitens des Veranstalters im Berichtsjahr ausgewertet und publiziert. Die Ergebnisse der Radioanalytik von allen Proben und allen Radionukliden war durchweg innerhalb der Akzeptanzkriterien.

Die Dosimetrie hat im Berichtsjahr an zwei durch EURADOS organisierte Vergleichsmessungen teilgenommen. Für die Vergleiche von Personendosimetern wurden die beiden vom PSI verwendeten Systeme TLD und DIS-1 und von Umgebungsdosimetern das TLD-System, basierend auf den Al_2O_3 Detektoren, angemeldet. Die Referenzwerte für den Vergleich der Personendosimeter wurden bereits mitgeteilt. Der Mittelwert der Verhältnisse Messwert PSI zum Referenzwert liegt für das TLD-System bei 1.09 und für das DIS-1 System bei 0.95. Die grösste Abweichung (ca. + 50%) wurde beim TLD-System für eine Winkelbestrahlung bei einer Strahlqualität W-80 festgestellt. Beim DIS-1 System wurde die grösste Abweichung (-24%) bei einer kombinierten Strahlqualität festgestellt. Zusammenfassend erfüllen die Ergebnisse beider Systeme die Anforderungen. Die Referenzwerte für den Vergleich der Umgebungsdosimeter werden nicht vor

Mitte nächsten Jahres zur Verfügung stehen. Des Weiteren hat die Dosimetrie mit dem Neutronendosimeter (CERN-Gehäuse) am PTB-Vergleich 2014 für Personen-Neutronendosimeter teilgenommen. Alle Ergebnisse erfüllen die Anforderungen.

(14/11) Durchführung der nationalen Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie

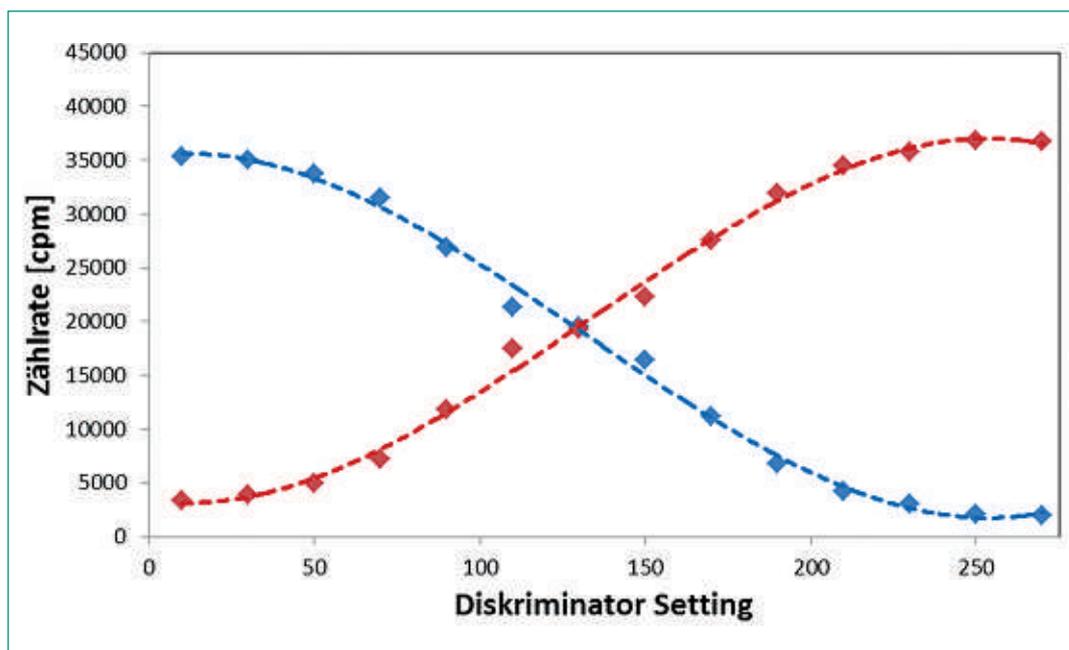
Im Auftrag des ENSI wurde die nationale Vergleichsmessung für externe Personendosimetrie, an der elf Schweizer Dosimetriestellen teilgenommen haben, durchgeführt und der Abschlussbericht dem ENSI weitergeleitet. Alle teilnehmenden Dosimetriestellen konnten die Anforderungen für Personendosimeter (Ganzkörperdosimeter) bei Bestrahlung unter Referenzbedingungen mit der Strahlenqualität S-Cs erfüllen. Bei der Überprüfung der Extremitätendosimeter unter Referenzbedingungen wurden von zwei Dosimetriestellen die Anforderungen nicht erfüllt.

(14/12) Optimierung der α/β -Separation für LSC mit Variationen der Diskriminator-Settings

Die klassische Methode zur optimalen α/β -Trennung bei LSC-Messungen ist sehr zeitaufwendig und kann, wie erfolgreich erprobt wurde, über ein einfaches Best-Fit Verfahren ersetzt werden. Im graphisch dargestellten Beispiel wurde eine $^{237}\text{Np}/^{233}\text{Pa}$ -Lösung (Aktivität je ca. 20000 dpm), die sich im säkularen Gleichgewicht befand, in einem α/β -Szintillationscocktail homogenisiert und

auf einem LS-Spektrometer mit elektronischer α/β -Trennung gemessen. Abbildung 2 zeigt, dass für tiefe Diskriminator-Settings praktisch beide Teilchensorten als α -Strahler erkannt werden, während für sehr hohe Settings praktisch nur noch β -Events registriert werden. Die Figur zeigt ferner, dass die Kurven stetig verlaufen und sich an der Ordinate spiegeln lassen. Wendet man einen polynominalen Fit durch die Datenpunkte an, ergibt sich für den besten Fit eine Gleichung dritten Grades. Gemäss einer Studie befindet sich der optimale Diskriminator-Zeitpunkt genau auf dem Wendepunkt der Funktionen, d.h. im Beispiel genau auf dem Schnittpunkt der spiegelgleichen Funktionen[1]. Mathematisch ergibt sich das Diskriminator-Optimum aus der zweifachen Ableitung der Funktion dritten Grades mit Nullsetzung des Ordinatenwertes. Mit den erhaltenen Parametern ergibt sich für obiges Beispiel ein optimaler Diskriminator-Zeitpunkt für die α -Messung von 132. Da die Funktionen praktisch spiegelgleich sind, ist dieser Wert (Schnittpunkt der Kurven) auch der optimale Diskriminator-Zeitpunkt für die β -Messung. Berechnet man nun für den optimalen Abszissenwert den korrespondierenden Ordinatenwert, ergibt sich sowohl für die β - wie auch α -Zählrate jeweils ein Wert von ca. 20000 cpm, was für beide Teilchensorten etwa einer Zähleffizienz von 100% entspricht, d.h. die gegenseitige Missklassifizierung ist hier $< 1\%$.

Abbildung 2. α - (blau) und β -Zählraten (rot) für das Nuklidpaar $^{237}\text{Np}/^{233}\text{Pa}$ als Funktion des α/β -Diskriminator-Settings.



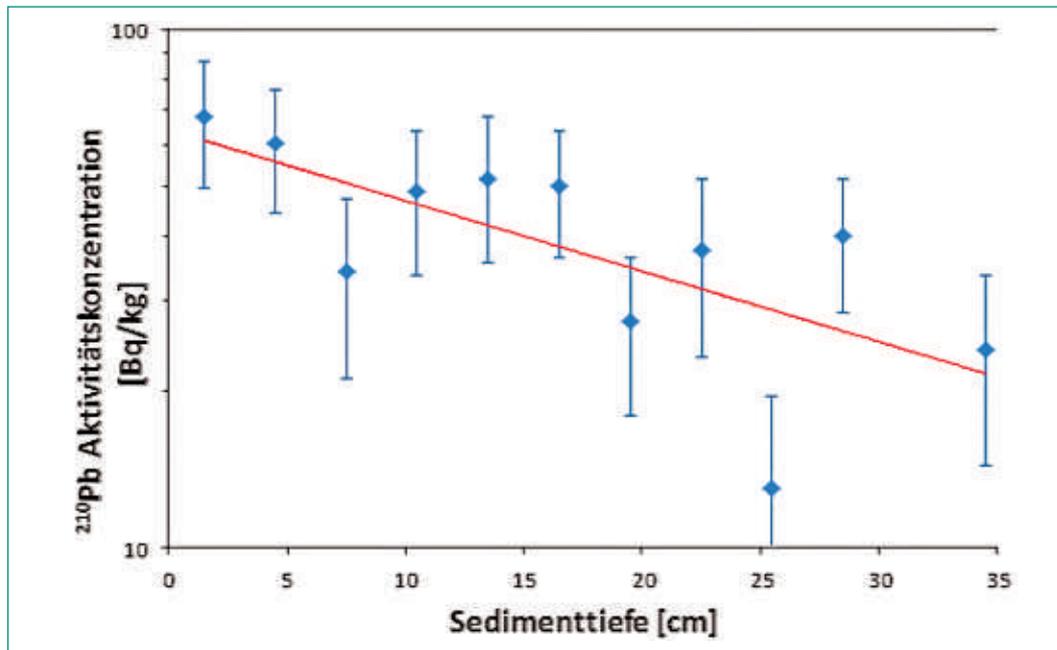


Abbildung 3. Aktivitätskonzentration von ²¹⁰Pb in Bq/kg gegen die Tiefe der Sedimentschicht. Die Sedimentationsrate lässt sich aus der Steigung der Geraden (rot) (1.0 ± 0.2) cm/Jahr bestimmen

(14/13) Anwendung einer sequentiellen radiochemischen Trennmethode für die Bestimmung von Sr, Th, U, Pu und Am

Im Rückbau ist es notwendig, die Aktivitätskonzentrationen von Sr, Th, U, Pu und Am zeitnah zur Probenerhebung zu bestimmen. Nach einer ausgiebigen Literatursuche wurde die Trennmethode basierend auf einer Studie, die in der ursprünglichen Arbeit bei Wasser und Wischtestproben angewendet wird, als Ausgang für die Untersuchungen für feststoffliche Materialproben gewählt [2]. In Rückbauprojekten fallen häufig grosse Probenmengen an, so dass eine einfache und effiziente Trennmethode angewendet werden sollte.

Erste Versuche ergaben Ausbeuten für Sr von 89%, Th von 70%, U von 89%, Pu von 90% und Am von 80%. Diese Werte stimmen mit Ergebnissen der durch die bisher angewendete in der Vorbereitung aufwendigere Trennmethode bestimmten Aktivitätskonzentration überein. Es ist geplant, das neue Verfahren an weiteren Rückbau- und Umweltproben zu untersuchen.

(14/15) Klingnau-Projekt: Bestimmung der Sedimentationsrate mit ²¹⁰Po/²¹⁰Pb

Mit der Methode der Datierung via ²¹⁰Pb erhält man beim Klingnauer Stausee-Sediment eine Sedimentationsrate von (1.1 ± 0.2) cm/a (exemplarisch dargestellt in Abbildung 3) und mit der Datierung via ¹³⁷Cs eine Rate von (1.0 ± 0.2) cm/a. Die zwei für die Datierung verwendeten Nuklide wurden durch γ -Spektrometrie gemessen. Da die Datierung via ²¹⁰Pb durch die Messung der Photonen-

strahlung mit grossen Messunsicherheiten behaftet ist, wurde das kurzlebige Folgeprodukt ²¹⁰Po analysiert. Dieses kann via α -Spektrometrie sehr genau gemessen werden und steht in Proben, die älter als ein Jahr sind, mit dem Mutterisotop ²¹⁰Pb im säkularen Gleichgewicht. Es zeigte sich, dass mittels der Datierung via ²¹⁰Po die Sedimentationsrate auf unrealistische 2.4 cm/a anstieg. Diese Abweichung zu der Datierung via ²¹⁰Pb und ¹³⁷Cs bedeutet, dass das oberflächlich gelöste ²¹⁰Po nicht zur Datierung von Sedimentkernen verwenden kann. Vermutlich werden durch das Auslaugen der Sedimente auch Spuren von ²¹⁰Po aus der Lithosphäre mit gelöst.

(14/16) 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 2014 und Ausblick 2015

Die Projektziele 2014 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Im Rahmen der ENSI-PSI-Vereinbarungen sind die Weiterführung von bestehenden Projekten und der Beginn neuer, mit dem ENSI bereits definierter Projekte vorgesehen.

Publikationen

- *M. Jäggi und J. Eikenberg, (2014): Comparison of the TriCarb and Hidex 300SL technique using measurements of ²⁴¹Pu and ⁹⁰Sr on various samples. Applied Radiation and Isotopes, 93, 120–125.*
- *G. Butterweck, I. Heese, R. Hugli, J. Züllig, H. Hödlmoser, E. Hohmann, S. Mayer: Using Gaseous Emissions of a Proton Accelerator Facility as Tracer for Small-Scale Atmospheric Dispersion, Radiat. Prot. Dosim., doi:10.1093/rpd/ncu304, 2014*

Referenzen

- [1] *Xiao-gui Feng, Qian-ge He, Jian-chen Wang, Jing Chen: A method for optimum PSA setting in the absence of a pure α or β emitter and its application in the determination of ²³⁷Np/²³³Pa, Applied Radiation and Isotopes, 93, S. 114–119, 2014.*
- [2] *Xiong-xian und Kramer-Tremblay: Five-column chromatography separation for simultaneous determination of hard-to-detect radionuclides in water and swipe samples, Analytical Chemistry, 86, 2014.*

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 abgebrannte 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 Heliumgefüllten Ringspaltes im Behälter durch eine speziell angepasste thermische Finite-Ele-

mente-Analyse (FEA). Es ist notwendig, die einzelnen thermischen Randbedingungen, wie Strahlung, Konvektion und Wärmeleitung, zu einer neuartigen, globalen Randbedingung zu verknüpfen, ohne diesen Bereich mit finiten Elementen zu vernetzen. Die Kombination dieser Randbedingung mit einer Überbrückung des Spaltes wird als Thermische Spaltbedingung (TSB) im Projekt 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 Z88 [1] von Prof. Dr.-Ing. Frank Rieg vom Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth integriert. Das Projekt gliedert sich in elf Arbeitspakete (AP), von denen acht im Jahr 2014 angefangen und bearbeitet wurden.

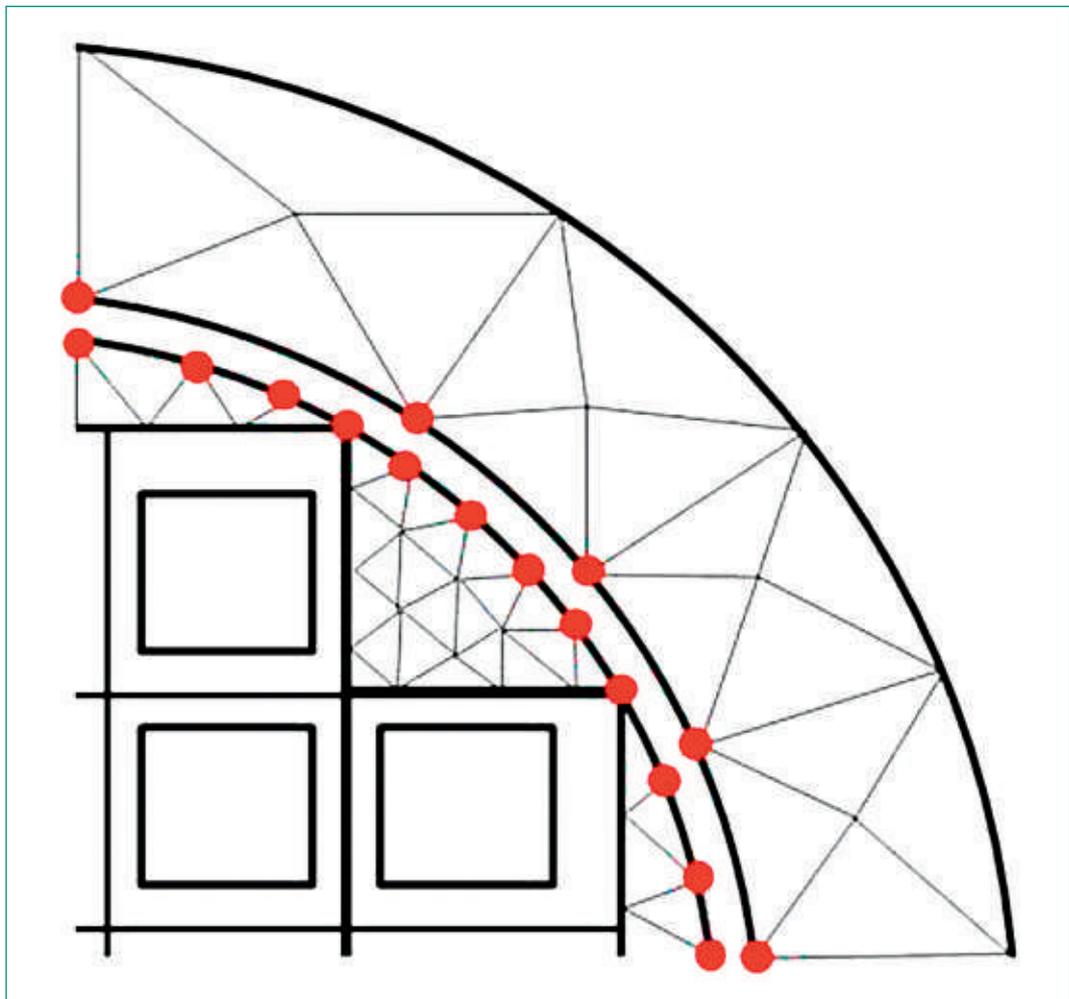
Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Thermische Spaltbedingung

Die TSB berücksichtigt die Wärmetransportprozesse im Helium-gefüllten Ringspalt und stellt zu diesem Zweck eine spezielle Randbedingung dar, die es ermöglicht, das thermische Verhalten von Brennelementbehältern schnell zu beurteilen. Abbildung 1 veranschaulicht das Konzept zur Umsetzung der TSB.

Um die Rechenzeit zu minimieren, wird der Bereich des Ringspaltes zwischen innerem und äußerem Behälterteil nicht vernetzt. Zur Berücksichtigung der thermischen Effekte im Helium-Spalt wird eine thermische Spaltbedingung entwickelt. Auf Basis analytischer Erkenntnisse verknüpft die TSB die Wärmetransportprozesse Leitung, Konvektion und Strahlung in einer mathematischen Funktion. Die Knotentemperaturen an der Innenseite des Spaltes (s. Abbildung 1) werden mit dieser Funktion beaufschlagt. Das erhaltene Ergebnis wird an die äußeren Knoten des Ringspaltes übergeben. Somit

Abbildung 1:
Konzept der thermischen Spaltbedingung



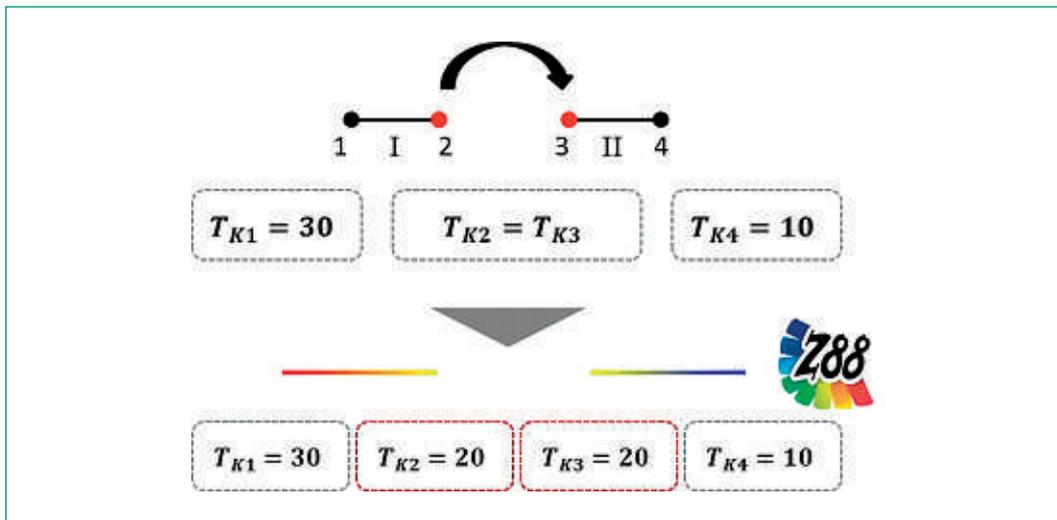


Abbildung 2:
Beispielhafte Übergabe
der Temperatur von
Knoten 2 auf 3

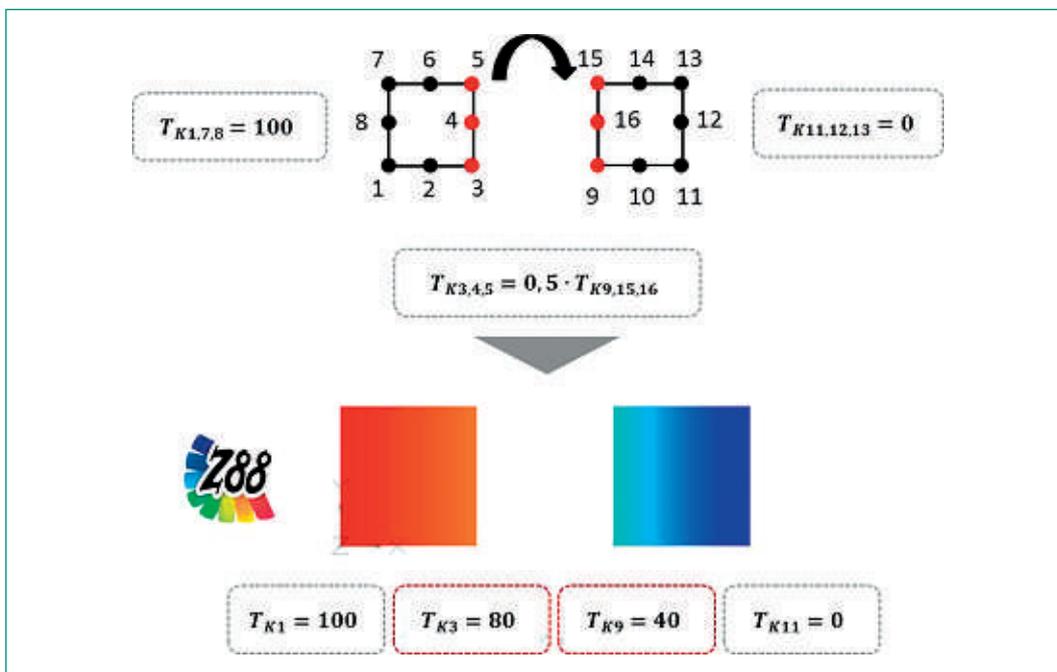


Abbildung 3:
Übertragung der
Temperatur zwischen
Knoten mittels einer
Funktion

kann der unverbundene Spaltbereich in der FE-Rechnung berücksichtigt werden.

Im ersten Schritt sind die Wärmeübertragungsprozesse analytisch nach [2] erfasst worden. Dazu wurden die Vorgänge Wärmeleitung, Konvektion und Strahlung für die vorliegende Aufgabenstellung berechnet.

Zur Implementierung der TSB in das FE-Programm Z88 [1] sind im zweiten Schritt diverse Voruntersuchungen durchgeführt worden, die das Prinzip der Knotenwertübergabe veranschaulichen. In Abbildung 2 wird eine beispielhafte Rechnung mit zwei Stabelementen vorgestellt. Dabei wird die Temperatur zwischen zwei Knoten übergeben, wobei die Übertragungsfunktion vorschreibt, dass die Knotentemperatur T_{K2} gleich der Knotentemperatur T_{K3} gesetzt wird. Als Randbedingung wird an Knoten 1 $T_{K1} = 30$ und an Knoten 4 $T_{K4} = 10$ gesetzt.

Nun kann die Wärmeleitfähigkeitsmatrix K so verändert werden, dass die Übertragungsfunktion berücksichtigt wird. Das Ergebnis ist im unteren Teil von Abbildung 2 zu sehen. Es wird deutlich, dass Knoteninformationen auf benachbarte Knoten übergeben werden können, obwohl die Knoten nicht durch ein Element verbunden sind. Somit wird die Übertragungsfunktion erfüllt.

Um den Temperaturabfall im Ringspalt berücksichtigen zu können, können weitere Übertragungsfunktionen gewählt werden. Dies veranschaulicht Abbildung 3, in der zwei Scheibenelemente in einem FE-Modell miteinander verknüpft werden. Als Übertragungsfunktion ist hierfür beispielhaft ein Temperaturabfall um 50% vorgeschrieben worden. Auch hier ist erkennbar, dass die Verknüpfung der Knoten 3, 4 und 5 mit den Knoten 9, 15 und 16 möglich ist. Beispielsweise herrscht an Knoten 9

mit 40 °C eine um die Hälfte niedrigere Temperatur als an Knoten 3.

Simulative Untersuchungen

Die Wärmeübertragung im Inneren des Behälters, insbesondere im Helium-Spalt, findet mittels der Wärmeübertragungsarten Leitung, Konvektion und Strahlung statt. Für die Herleitung der thermischen Spaltbedingung werden Vergleichssimulationen erstellt, die den Einfluss der einzelnen Wärmeübertragungsarten aufzeigen können.

Zur Beurteilung der Entstehung von freier Konvektion im Ringspalt werden Computational Fluid Dynamics (CFD) Simulationen auf Basis realer Brennelementbehälter durchgeführt. Die Ergebnisse sind im Rahmen einer Veröffentlichung vorgestellt worden (s. Kapitel Publikationen). Das verwendete

Modell zeigt Abbildung 4. In allen Simulationen wird die entstehende Nachzerfallswärme mittels Wärmeleitung und Konvektion über den Helium-Spalt nach aussen abgeführt.

Durch die Definition einer volumetrischen Wärmequelle für jedes Brennelement und einer Konvektionsrandbedingung an der Behälteraußenseite ergibt sich ein Wärmefluss. Durch Dichteunterschiede im Fluid des Ringspaltes, hier Helium, kann es zu Konvektionsströmungen kommen.

Um den Einfluss geometrischer Größen auf die Entstehung von Konvektionsströmungen zu untersuchen, werden verschiedene Spaltweiten analysiert. In Abbildung 5 werden exemplarisch die Geschwindigkeitsverläufe im Helium-gefüllten Ringspalt für die Spaltweiten 5 mm (links) und 10 mm (rechts)

Abbildung 4: Untersuchtes Brennelementbehältermodell mit Deckel (1), Helium-Spalt (2), Brennelemente(3) und Tragkorb (4)

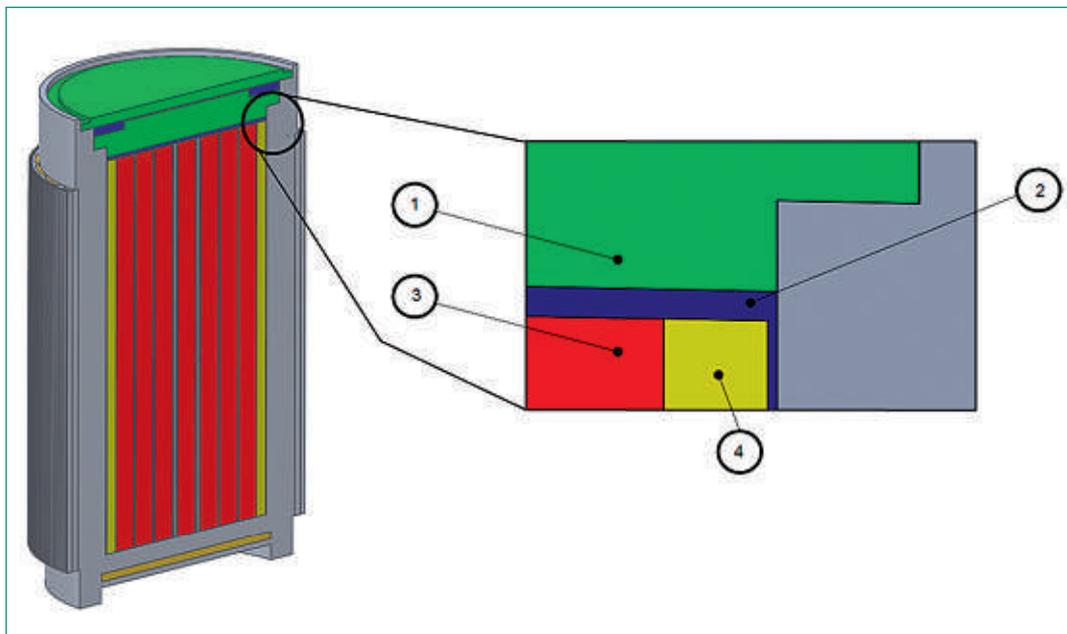
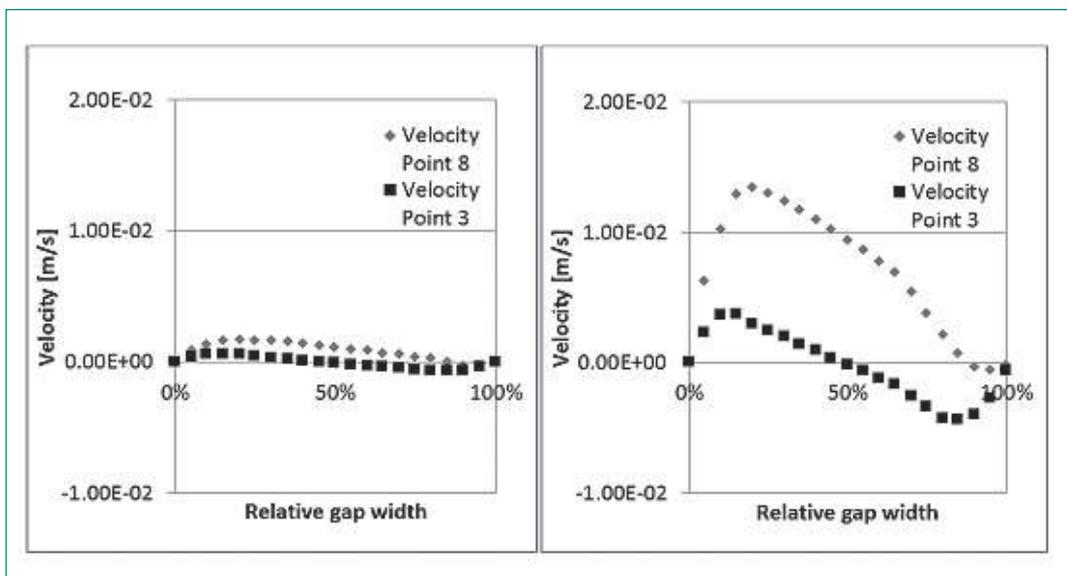


Abbildung 5: Geschwindigkeit in ausgewählten Punkten der Spaltweite 5 mm (links) und 10 mm (rechts)



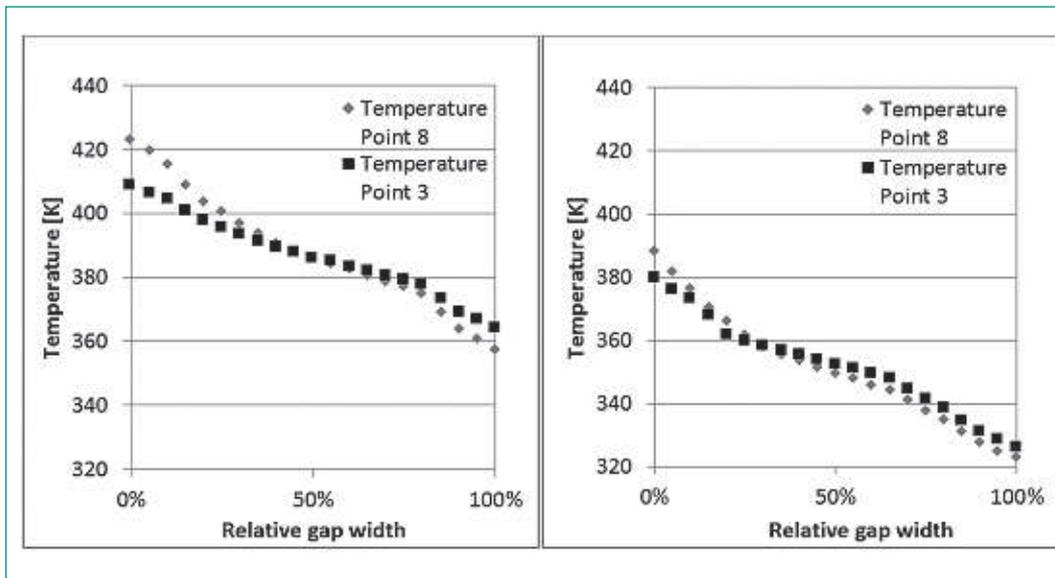


Abbildung 6:
Temperatur in ausgewählten Punkten der Spaltweite 5 mm (links) und 10 mm (rechts)

miteinander verglichen werden, wird die Geschwindigkeit über die relative Spaltweite ausgewertet. Es ist zu erkennen, dass die Geschwindigkeit bei grösseren Spaltweiten wie zum Beispiel 10 mm deutlich erkennbar ist, während bei einer Spaltweite von 5 mm nur eine sehr geringe Strömungsgeschwindigkeit zu detektieren ist. Gleichzeitig kann bei grösseren Spaltweiten die Ausbildung eines für freie Konvektion typischen Strömungsprofils beobachtet werden. Dabei strömt das Fluid an der warmen Spaltinnenwand (0%) nach oben, während es an der kälteren Spaltaussenseite (100%) nach unten strömt. Für Spaltweiten unter 5 mm findet faktisch keine Strömung statt. Bei noch kleineren Spaltweiten von ca. 2 mm bricht die Konvektionsströmung vollständig zusammen. Den Einfluss der Strömungsvorgänge auf die Temperaturverteilung im Helium-Spalt zeigt Abbildung 6. Es ist zu erkennen, dass die Temperatur bei einer Spaltweite von 10 mm deutlich niedriger ist als bei einer Spaltweite von 5 mm. Dies lässt den Schluss zu, dass die vorhandenen Konvektionsströmungen bei einem 10 mm breiten Spalt die Wärmeabfuhr aus dem Behälter unterstützen, was zu niedrigeren Temperaturen führt.

Entwicklung und Fertigung eines Versuchsstandes

Um die thermische Spaltbedingung verifizieren zu können, ist ein eigener Versuchsstand entworfen und gefertigt worden. Derzeit befindet sich der Versuchsstand im Testbetrieb. Ziel ist es, die radial über den Helium-Spalt transportierte Wärme zu messen, damit eine erfolgreiche Verifizierung der simulativen Untersuchungen durchgeführt werden

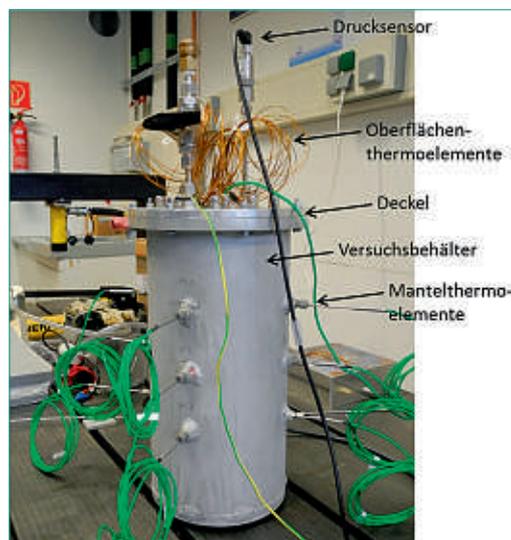


Abbildung 7:
Versuchsstand zur Temperaturmessung im Helium-Spalt

kann. Dazu wird die Temperaturverteilung über den Helium-Spalt im Behälterinneren gemessen. Das hierfür konzipierte und bereits gefertigte Behältermodell ist in Abbildung 7 zu sehen. Es stellt einen verkleinerten und vereinfachten Brennelementbehälter dar.

Folgende Anforderungen sind an den Versuchsaufbau gestellt worden:

- Geometrische Ähnlichkeit zu realen Transport- und Lagerbehältern
- Messbarer Temperaturgradient über Helium-Spalt
- Helium-Dichtheit
- Messtechnik zur Druck- und Temperaturmessung

Um die Wärmeübergangsprozesse in realen Brennelementbehältern nachstellen zu können, wird im Inneren des Versuchsaufbaus mittels eines Heizbandes Wärme erzeugt, wodurch das Behälterzentrum auf ca. 200 °C erhitzt werden kann. Die

Temperatur ist regulierbar, wodurch Messungen auf verschiedenen Temperaturniveaus ermöglicht werden.

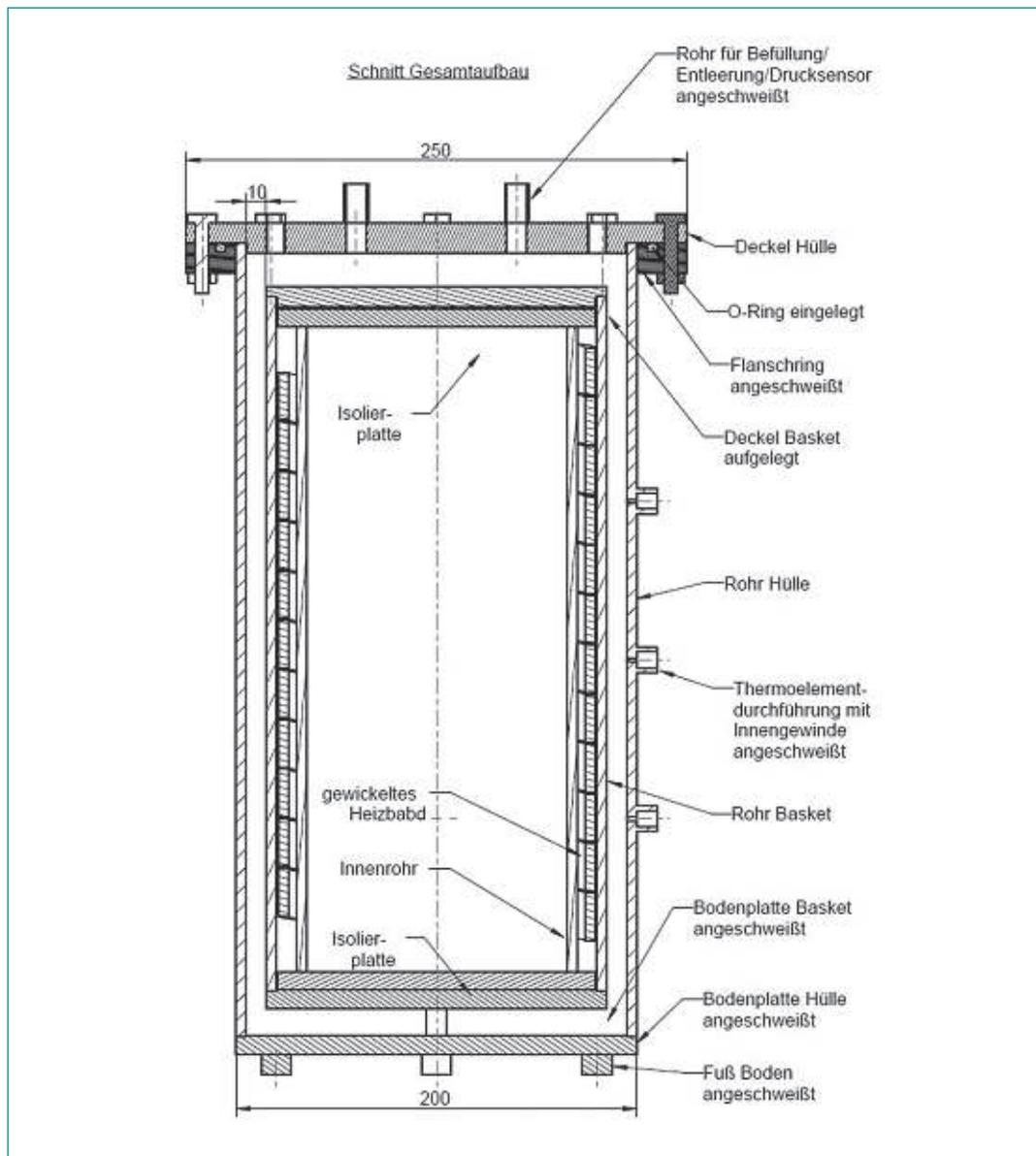
Im Vergleich zu realen Behältern sind die Abmasse des Versuchsaufbaus deutlich verkleinert worden. Der Versuchsaufbau besitzt eine Höhe von 409 mm und einen maximalen Durchmesser von 250 mm. Abbildung 8 zeigt eine Schnittansicht des Modells. Die Masse des kreisförmigen Ringspalt wurden nicht verkleinert. Um die Wärmetransportprozesse im Helium-Spalt realistisch nachzubilden zu können, sind originale geometrische Abmessungen für den Ringspalt gewählt worden. Dazu sind Ähnlichkeitskennzahlen beachtet worden.

Darüber hinaus ist der Versuchsbehälter, wie auch reale Behälter, mit Helium gefüllt. Helium besitzt eine deutlich grössere Wärmeleitfähigkeit als Luft und begünstigt dadurch die Wärmeabfuhr

aus dem Behälter. Aus diesem Grund wird auch der Versuchsaufbau mit Helium gefüllt. Dies stellt erhöhte Anforderungen an Dichtungen und Schweißnähte. Der Behälter ist mehreren Druckhaltetests unterzogen worden. Alle Versuche werden mit geringem Überdruck durchgeführt, um ein mögliches Eindringen von Luft zu verhindern.

Der Versuchsaufbau ist mit umfassender Messtechnik zur Druck- und Temperaturmessung versehen. Zur Überwachung der Dichtheit wird während der Versuche der Druck kontrolliert. Vor den Versuchen wird der Behälter evakuiert und anschliessend mit Helium bei einem leichten Überdruck gefüllt. So wird sichergestellt, dass sich Helium und Luft nicht im Behälter vermischen. Fällt der Druck im Laufe der Versuche zu stark ab, kann von Leckagen ausgegangen werden. Die Temperatur wird an 18 Stellen im und am Versuchsbehälter aufgezeichnet.

Abbildung 8:
Zusammenbau-
zeichnung des
Versuchsaufbaus



Bewertung 2014 und Ausblick 2015

Insgesamt ist die im Jahr 2014 geleistete Arbeit positiv zu beurteilen. Gemäss Projektplan liegen alle Arbeitspakete im Zeitplan. Im Zuge der Bearbeitung wurde jedoch klar, dass Arbeitspaket 1, in dem die thermische Spaltbedingung analytisch erarbeitet wird, sowie Arbeitspaket 2, in dem die TSB in den FE-Gleichungslöser integriert werden wird, starke Wechselwirkungen auf das jeweils andere Arbeitspaket haben. Aus diesem Grunde wurden bereits zu einem frühen Zeitpunkt einige für 2015 geplante Arbeiten vorgezogen, um den genannten Wechselwirkungen entgegenzutreten. Gleichzeitig ist es wahrscheinlich, dass Arbeitspaket 1 aus dem genannten Grund nicht wie ursprünglich geplant im Jahr 2014 abgeschlossen werden kann. Positiv hervorzuheben ist die Tatsache, dass die Planung und Fertigung des Versuchsstandes abgeschlossen ist (ursprünglich geplant Ende 1. Quartal 2015) und die ersten Messungen bereits durchgeführt werden.

Publikationen

C. Dinkel, B. Roith, M. Frisch, F. Rieg: Berechnung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente – Herausforderungen bei thermischen und thermomechanischen 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] *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

Laboratory and field tests conducted in the framework of the HM project in the past two years provide valuable contribution for a better understanding of the time dependent hydro-mechanically coupled behaviour of saturated and partly saturated Opalinus Clay. This annual report summarizes the scientific results obtained from 1) an overcoring experiments that utilizes boreholes as a proxy of a circular, mechanically excavated tunnel and addresses the time dependent evolution of the borehole EDZ, 2) hydro-mechanical, numerical analyses that aim to understand geomechanical processes underpinning the measured pore pressure responses around excavations, and 3) currently conducted triaxial compressive strength tests on fully saturated Opalinus Clay samples. In the framework of the overcoring experiments pilot boreholes were drilled and the borehole EDZ was preserved after different times using a fluorescent epoxy resin. After resin curing the pilot boreholes were overcored and induced fractures were studied on the micro- and macro scale. The study showed that the initial borehole EDZ which form within 12h after drilling is dominated by shear fractures parallel to bedding. Branching fractures such as wing-cracks, horsetail splays and second order shears develop upon shearing. In the longer term, tangential shear fractures tend to propagate and bedding parallel fractures develop at larger distances to the borehole. These bedding parallel cracks form thin slabs which eventually buckle towards the borehole. This is associated with the formation of exten-

sional cracks normal to bedding. In the short term, the axis connecting the maximum failure depth on opposing sides of the borehole is parallel to the minimum stress direction in a plane normal to the borehole axis. The long-term development of the BDZ was found to be accompanied with a rotation of the major BDZ axis by approximately 30°. Dissipation of excess pore pressures may be the key process underpinning longer-term fracture propagation and formation.

A comparison of pore pressure measurement data during construction from different test sites (i.e. Mont Terri URL, Mol facility, Meuse/Haute-Marne URL) revealed that similar patterns in pore pressure evolution can be identified although the tunnels were built in different rock types, at different locations, and under different in-situ conditions. Conceptual HM-coupled three-dimensional models were carried out to improve our understanding on the influence of stress redistribution on pore pressure response. The numerical analyses in this study shows that the pore pressure response around an excavations in low permeable clay shales may have different explanation. Pore pressure drops observed in the tunnel near field can theoretically be explained by both a pure elastic response in an isotropic or anisotropic rock mass with an anisotropic stress state or an inelastic response and related dilatancy. Pore pressure measurements in the far field where failure processes are unlikely to occur can only partly be explained by linear poroelastic models and the introduction of an anisotropic material is of particular importance.

A series of 5 triaxial tests results could be obtained in 2014 from successfully back-saturated specimens. During deviatoric loading of the samples the pore pressure response was continuously monitored. Pore pressure evolution during loading revealed that the response substantially depend on the confining stress.

For low confinements, the pore pressure peak occurs before the peak strength of the material is reached. The pore pressure value at peak strength equals almost the initial value. For higher confinements peak in pore pressure and peak strength are reached almost simultaneously.

Project goals

The primary objectives of the HM experiment are to quantify rock mechanical properties and the hydro-mechanically- (HM-) coupled behavior of Opalinus Clay on the laboratory and excavation scale. Of particular interest is the systematic experimental analysis of poroelastic properties such as the Biot coefficient, the Skempton's coefficient, drained and undrained elastic properties, visco-elastic effects, the stress-strain behavior under drained and undrained compressive loading conditions, the bulk and local pore pressure evolution during compressive loading, and the effective strength properties. Based on a series of comprehensive laboratory tests, existing constitutive models will be improved and implemented into a numerical code. The project aims are associated with HM-coupled phenomena relevant for the excavation phase (hours-days) and open drift phase (1–2 years) of a future nuclear waste repository.

Work carried out and results obtained

BDZ evolution

Work on the short- and longer-term evolution of a borehole damage zone in Opalinus Clay (shaley facies) reported by Badertscher et al. (2008), Jäggi et al. (2010), and Kupferschmied (2014), was integrated and compared (Kupferschmied et al. 2015). Borehole damage zones were utilized as a proxy for an excavation damage zone that forms around a circular, mechanically excavated tunnel in intact Opalinus Clay. Field experiments were conducted in the shaly facies of the Opalinus Clay at the Mont Terri URL in Switzerland. Three boreholes (BHM-3, BHG-B11 and BSE-3) drilled parallel to bedding in the shaly facies at the Mont Terri URL were utilized to analyze resin impregnated borehole damage

zone (BDZ) structures in over-cores. Pilot boreholes were drilled to a depth deeper than the typical EDZ depth around galleries in the Mont Terri URL (i.e. 2–3 m, Thoeny 2014), and selected borehole intervals were impregnated with fluorescent resin at different times after drilling. The history of the slices analyzed in more detail for this study can be summarized as follows:

- slices from an overcore (BHM-3) of a borehole which has been left unsupported for 12 hours between drilling and resin impregnation.
- slices from an overcore (BHG-B11) of a borehole section which has been unsupported for 6 days before it has been equipped with a packer (20 bars) for 2 years.
- slices from an overcore (BSE-3) of a borehole section which has been supported by a packer (10–40 bar) for 3.5 years and then kept open for another 3 weeks until resin impregnation took place.

The retrieved slices were analyzed macroscopically under UV-light, and microscopically using thin sections of selected samples under a UV-light embedded microscope (only for BHM-3). Slice cutting and thin section preparation were done under dry conditions. Observed fractures were characterized in terms of failure mode, their relation to the rock anisotropy and the in-situ stress tensor.

For the in-situ stress tensor and bedding plane orientation analyzed in this study the analyses shows that fractures that form in the short term initiate as shear fractures at the pilot-borehole wall and propagate parallel to bedding. Typically a dominant shear fracture tangential to the pilot-borehole wall was observed (Figure 1a, b). Except for two slices (Figure 1c, d), the parallel fractures only grew in one direction, i.e., downwards for the upper section and upwards for the lower section when facing the direction of drilling (Figure 1a, b).

Upon propagation of these shear fractures, wing cracks, horsetail splays and second order shears form sub-parallel and sub-perpendicular to bedding planes forming a complex fracture network

which extends a quarter pilot-borehole diameter into the rock mass. Figure 2 shows the fracture network observed close to the borehole observed in thin-sections.

In the longer term, tangential shear fractures tend to propagate in a direction opposite to the initial propagation direction. In addition, new bedding parallel fracture deeper in the rock develop, leading to the formation of thin slabs, buckling of the slabs when unsupported and eventually progression of the buckling zone deeper into the rock mass (Figure 3). Buckling is associated with the formation of extensional fractures normal to bedding in the center and lateral to the buckling zone. The zone of buckled rock slabs was found to have an extension of more than one borehole diameter at the time of preservation with resin.

In the short term, the axis connecting the maximum failure depth on opposing sides of the borehole is parallel to the minimum stress direction in a plane normal to the borehole axis (Figure 4a). In the longer term this axis rotates significantly towards the maximum stress direction, primarily as a consequence of tangential shear fracture propa-

gation, slab formation and buckling (Figure 4b). Dissipation of excess pore pressures may be the key process underpinning longer-term fracture propagation and formation.

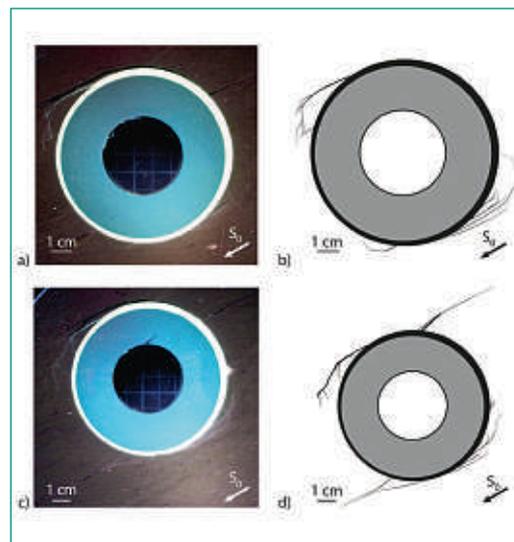


Figure 1: Two sections from over-core BHM-3 showing tangential fractures at the lower part of the slices extending in opposite direction (i.e. downwards): a) and c) are photos taken under UV-light, b) and d) represent digitalization of the structures visible on the photos.

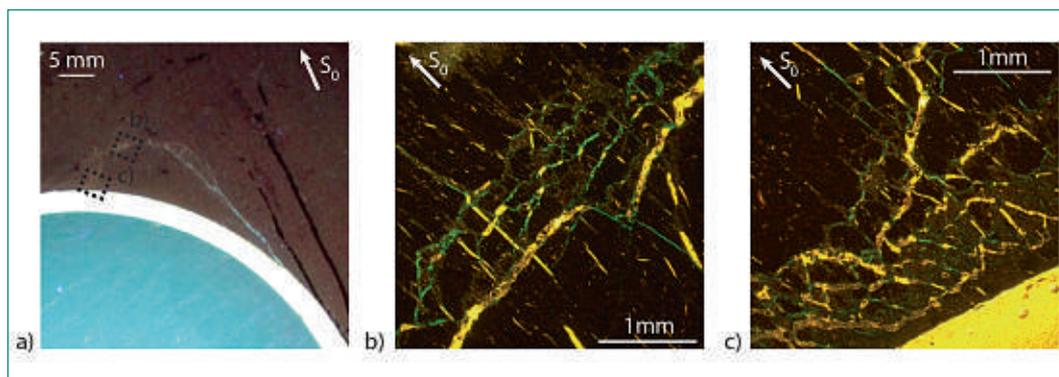


Figure 2: a) Macroscopic view of a typical short-term borehole damage zone. The dashed boxes in a) show the location of the thin section in b) and c). b), c) fracture network in close vicinity to the borehole circumference.

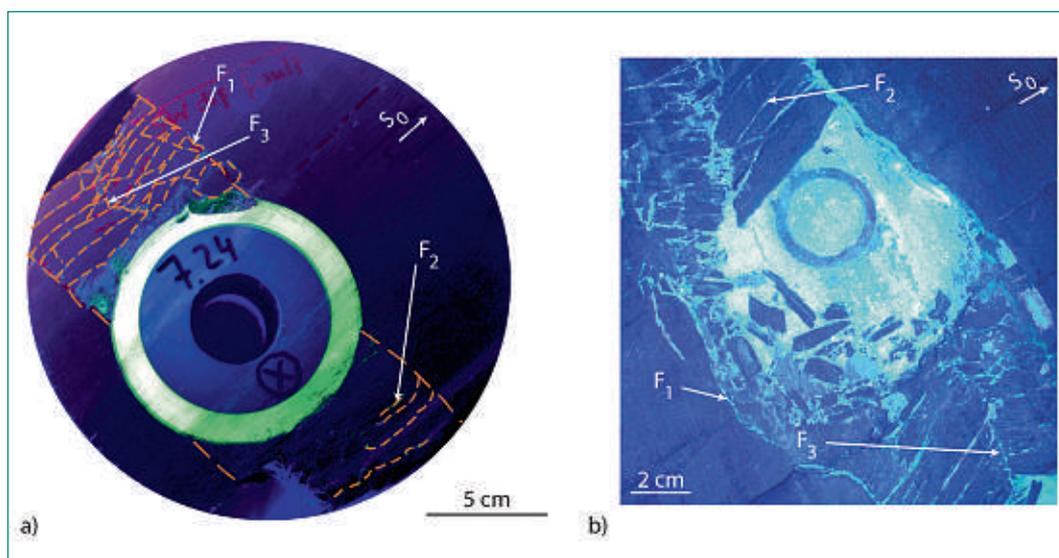


Figure 3: Longer-term BDZ structures from slices of BHG-B11 (a) and BSE-3 (b). Photos were taken under UV-light and in case of a) highlighted in orange for better visibility. Photos modified after Jaeggi et al. (2010) (a) and Badertscher et al. (2008) (b).

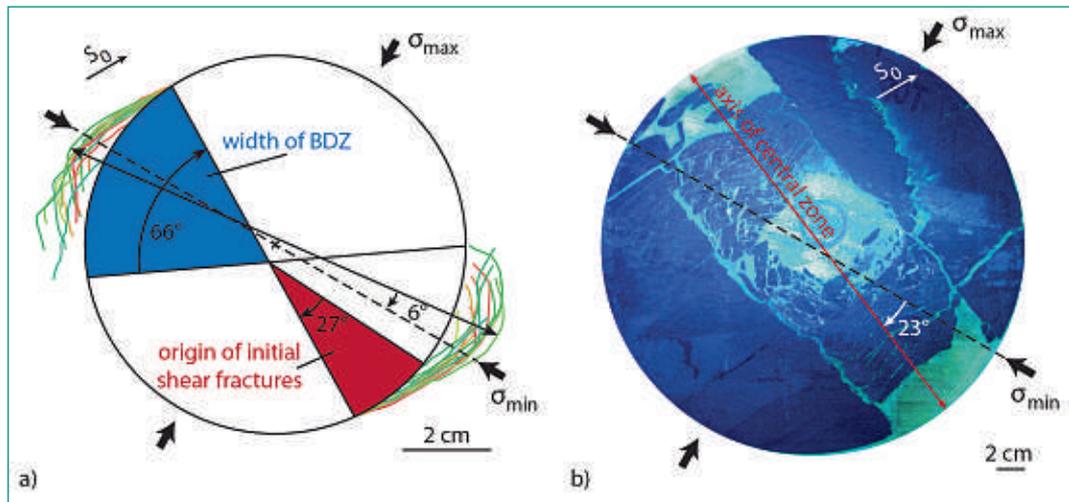


Figure 4: Comparison of short- and longer-term BDZ structures and relationship to in-situ stresses. a) shows the overall width of the short-term BDZ, the region where initial shear fractures originate, and the maximum and the minimum in-plane stress orientations. The axis connecting the maximum BDZ depth on opposing sides of the borehole forms an angle of 6° with the minimum in-plane stress orientation (i.e. it is essentially parallel to the minimum in-plane stress direction owing to the uncertainties in the in-situ stress orientations). b) shows the shape and extend of the longer-term BDZ. The axis of the BDZ is rotated by 23° clockwise compared to the short-term BDZ axis. Photo modified after Badertscher et al. (2008).

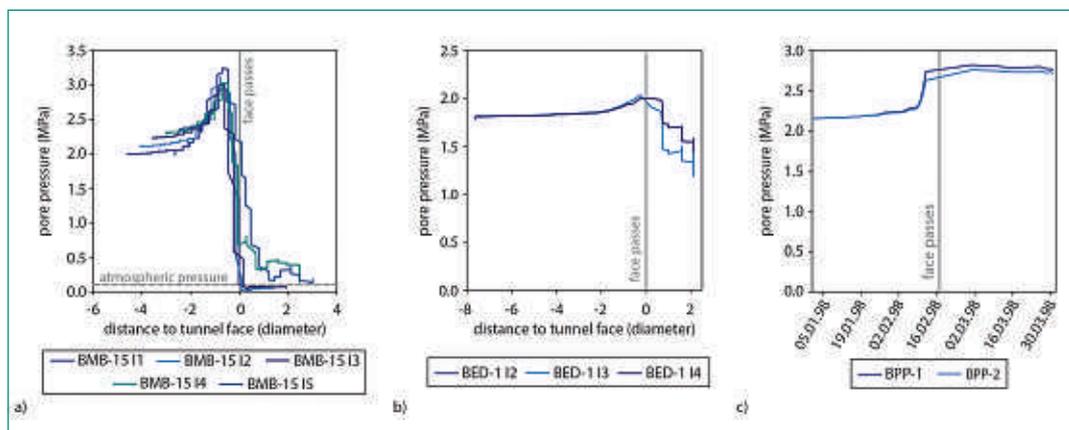


Figure 5: Examples for typical pore pressure responses: a) response in the vicinity of an excavation (data from Martin et al. 2011), b) first type of pore pressure response further away from the gallery (data from Corkum & Martin 2007), c) second type of pore pressure response further away from the excavation (data from Masset 2006).

Numerical modelling of pore pressure evolution around a tunnel

Conceptual HM-coupled three-dimensional models using FLAC3D (Itasca 2009) were carried out to improve our understanding on the influence of stress redistribution on pore pressure response. The outcomes were compared to typical pore pressure responses observed in different underground rock laboratories. The results will be presented at the ISRM Shale Symposium 2015 in Montreal, Canada (Wild et al. 2015).

Pore pressure monitoring data from Opalinus Clay at the Mont Terri Underground laboratory, the Boom Clay at Mol facility and the Callovo-Oxfordian clay in the Meuse/Haute-Marne URL show a similar pore-pressure response associated with stress changes accompanying tunnel construction although the tunnels were built in different rock

types, at different locations, and under different in-situ conditions.

Two fundamentally different response types can be observed:

- 1) A pore pressure decrease can be observed in both the near- and farfield, i.e., in both the EDZ and Edz (Figure 5a, b)
 - 2) A pore pressure increase can be observed in the Edz but also ahead of the tunnel face (Figure 5a, c)
- The numerical analyses in this study showed that the pore pressure response around an excavations in low permeable clay shales may have different explanation. Pore pressure drops observed in the tunnel near field can theoretically be explained by both a pure elastic response in an isotropic or anisotropic rock mass with an anisotropic stress state or a inelastic response and related dilatancy (Figure 6). However, a comparison between the

numerical models and the in-situ measurements revealed that the latter is more likely. This conclusion is justified by the observation that pore pressure drops occur significantly ahead of the tunnel face (Figure 1a) which is not the case in elastic numerical simulations. Pore pressure measurements in the far field where failure processes are unlikely to occur can only partly be explained by a linear poroelastic models. The introduction of an anisotropic material plays a key role in reproducing the responses conceptually.

Hm-coupled laboratory tests on saturated specimens – first results

A series of 5 triaxial tests results could be obtained in 2014 from successfully back-saturated specimens. Saturation was assured by measuring Skempton's B-value. B-values between 0.64 and 0.97 were obtained. During deviatoric loading of the samples the pore pressure response was continuously monitored (Figure 7). Pore pressure evolution during loading revealed that the response substantially depend on the confining stress. For

low confinements (i.e., samples ETH 16–18), the pore pressure peak occurs before the peak strength of the material is reached. The pore pressure value at peak strength equals almost the initial value. Assuming that pore pressure response is solely associated with volumetric changes, this implies that no net volume changes at peak strength. This is consistent with findings reported by Amann et al. (2011). For higher confinements (i.e., samples ETH 19–20), peak in pore pressure and peak strength are reached almost simultaneously.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. Furthermore, there is a cooperation with the Rock Deformation Group of ETH Zürich.

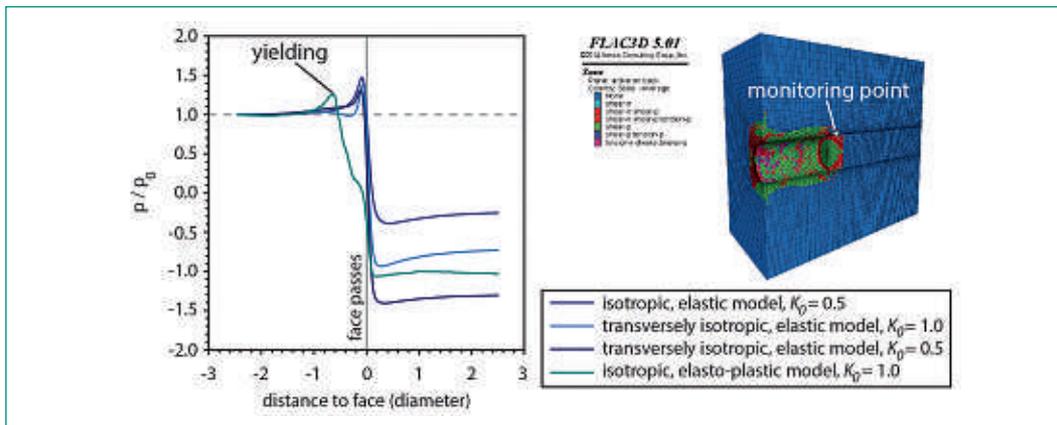


Figure 6: Comparison of pore pressure responses from different elastic models and an isotropic elasto-plastic model. The monitoring point is located at the roof at a radial distance of 0.25m from the tunnel.

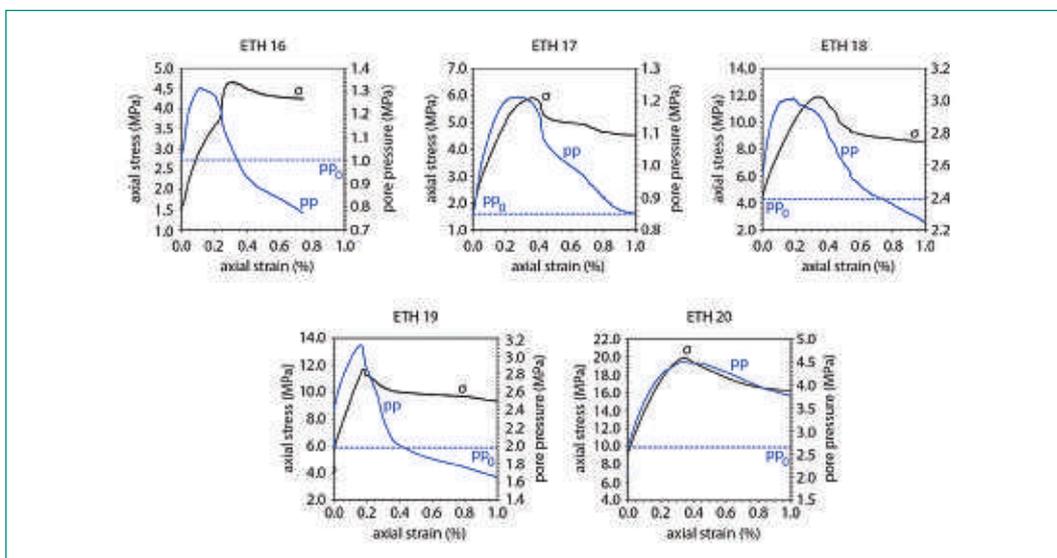


Figure 7: Pore pressure evolution measured during the consolidated undrained triaxial compression tests using different effective confinements (i.e., ETH16: 0.5 MPa, ETH17: 0.75 MPa, ETH18: 1.0 MPa, ETH19: 2.0 MPa, ETH20: 4.0 MPa)

International Cooperation

The international institutions cooperating with the Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI are the following: 1) Politecnico di Torino, Italy; 2) University of Alberta in Edmonton, Canada.

Assessment 2014 and Perspectives for 2015

Some key tasks of the HM project could be successfully addressed in 2014. Valuable contribution for a better understanding of the time-dependent evolution of the borehole EDZ, of the geomechanical processes underpinning the measured pore pressure responses around excavations, and of the undrained behavior of saturated Opalinus Clay at laboratory scale could have been provided. In 2015, laboratory experiments will be largely finalized and a series of simple shear tests on single bedding planes is currently planned. Additionally, the experimental program that was initiated in fall 2013 in cooperation with the Rock Deformation Group at ETH Zürich will be continued.

Publications

F. Amann, K.M. Wild & L.P. Wymann (2014): Dependency of deformability, strength and failure characteristics of clay shales on total suction. Conference paper for the EUROCK 2014, Vigo, Spain, 27–29th May 2014.

F. Amann, K.M. Wild (2014): Challenges associated with laboratory testing on Opalinus Clay, test interpretation and definition of rock mechanical properties. Presentation given at the Symposium «Rock Mechanics and Rock Engineering of Geological Repositories in Opalinus Clay and Siltstone», ETH Zurich, Switzerland, 14th February 2014.

N. Kupferschied, K.M. Wild, F. Amann, C. Nussbaum, D. Jaeggi, N. Badertscher (2014): Time-dependent Fracture Formation around a Borehole in a Clay Shale. Submitted to International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, under review.

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 for the ISRM Shale Symposium 2015 in Montreal, Canada.

K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2014): Water Retention Characteristics and State-Dependent Mechanical and Petro-Physical Properties of a Clay Shale. Rock Mechanics and Rock Engineering, DOI 10.1007/s00603-014-0565-1.

K.M. Wild, F. Amann, J. Wassermann, C. David (2014): Changes of hydraulic properties around a repository drift in clay shale during excavation and open drift phase. Presentation given at the «Workshop Low Permeability Materials», Université Cergy-Pontoise, France, 2nd-3rd December 2014.

References

F. Amann, P.K. Kaiser, E.A. Button (2011): Experimental study of brittle behavior of clay shale in rapid triaxial compression. Rock Mechanics and Rock Engineering, 45, 21–33.

N. Badertscher, C. Girardin, C. Nussbaum (2008): SE-H Experiment: EDZ structural analyses of resin impregnated sections from BSE-3 overcores. Unpublished Mont Terri Project Technical Notes 2008–15.

A.G. Corkum, C.D. Martin (2007): Modelling a mine-by test at the Mont Terri rock laboratory, Switzerland. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 44, 846–859.

Itasca (2009a): FLAC3D. Fast Lagrangian Analysis of Continua in three dimensions.

D. Jäggi, C. Nussbaum, A. Moeri, H. Shao, H. Müller (2010): WS-H Experiment; Overcoring and structural analyses of the resin-impregnated BHG-B11 overcore under plane and UV light. Unpublished Mont Terri Project Technical Notes 2010–32.

N. Kupferschied (2014): Fracture formation around boreholes in Opalinus Clay in the short and long term. Master Thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zürich.

N. Kupferschied, K.M. Wild, F. Amann, C. Nussbaum, D. Jaeggi, N. Badertscher (2014): Time-dependent Fracture Formation around a Borehole in a Clay Shale. Submitted to International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, under review.

C.D. Martin, R. Macciotta, D. Elwood, H. Lan, T. Vietor (2011): Evaluation of the Mont Terri Mine-By response: Interpretation of results and observations. Unpublished Report to Nagra.

O. Masset (2006): Rock laboratory pore pressure long term evolution. Unpublished Mont Terri Technical Note 2006–43.

R. Thoeny (2014): Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland). Ph.D. Thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zürich.

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 for the ISRM Shale Symposium 2015 in Montreal, Canada.

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 , 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, www.geo.unibe.ch
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

In our project we reconstruct the chronology of key sites of mainly Swiss Deckenschotter in the northern Alpine Foreland by using depth-profile and isochron-burial dating with the cosmogenic nuclides ¹⁰Be and ²⁶Al. Being the oldest Quaternary sediments in the foreland, Deckenschotter are a geoarchive which document landscape and environmental changes due to the building of glaciers during the onset of glaciations in the northern hemisphere, approximately 2.7 Ma ago. Through dating, we can determine the timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps and quantify the magnitude of incision in the foreland. Furthermore, using detailed

lithostratigraphy enables to define the provenance of the gravels and to reveal the catchment area of paleoglaciers. The chronologies for the Höhere Deckenschotter (HDS) gravels in Mandach and Stadlerberg are available with approximately 1 Ma and 1.9 Ma, respectively. In addition, the sedimentological investigations of Stadlerberg and Irchel yielded a provenance including the Swiss Midland Basin, the Hörnli and Napf fans as well as some parts of the Alps. Finally, together with the LIP group in Zurich we optimized the extraction of both Be and Al from quartz, allowing AMS measurements of very low cosmogenic nuclide concentrations with low backgrounds and low uncertainties.

Project goals

The Swiss Nuclear Energy Act requires the safe and permanent disposal of radioactive waste in deep geological repositories. Five proposed siting areas are located in the northern Alpine Foreland, which is for a substantial part covered by Quaternary deposits. As many radionuclides in the waste have long half-life times, the on-site fluvial and glacial erosion of the future 1 Ma is a key issue with respect to the long-term safety of the waste repository. Accordingly, it is of utmost importance to understand the past landscape evolution of the Alpine Foreland.

In 1909, Penck and Brückner [1] defined in southern Germany four ice age periods based on different levels of former outwash plains. Niederterrasse (NT; Lower Terrace) was attributed to the Würm glaciation, Hochterrasse (HT; Higher Terrace) to the Riss glaciation, Tiefere Deckenschotter (TDS; Lower Cover Gravels) to the Mindel glaciation and Höhere Deckenschotter (HDS; Higher Cover Gravels) to the Günz glaciation. This stratigraphy has a reversed stratigraphic relationship, i.e. older deposits are located at higher altitudes and vice versa. For a long time, the Quaternary stratigraphy of Switzerland was correlated to that of southern Germany. In 1986, a new stratigraphy was proposed for the northern Swiss Foreland showing that glaciers reached the foreland at least 15 times during the Quaternary [2]. These include four to eight Deckenschotter glaciations in the Early Pleistocene and the Möhlin-, Habsburg-, Hagenholz-, Beringen- and Birrfeld glaciations in the Middle-Late Pleistocene [3].

Representing the oldest Quaternary sediments in the foreland, the Deckenschotter are supposed to be a geoarchive which documents changes in the landscape since the onset of glaciations in the northern hemisphere, approximately 2.7 Ma ago [4]. Sediments from the Deckenschotter are proximal glaciofluvial gravels located in the northern Alpine Foreland, mainly beyond the extent of the Last Glacial Maximum (LGM; 21 ± 2 ka [5]). They cover Tertiary Molasse or Mesozoic bedrock and based on their distinct topographical positions, these gravel deposits are subdivided into two different units, separated by a significant phase of incision, leading to Höhere and Tiefere Deckenschotter.

In this project, we track the pace of onset of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps and thus contribute to the understanding of Quaternary landscape changes in the Alpine Foreland. We first reconstruct the chronostratigraphy of key sites of Deckenschotter by applying two different methods using cosmogenic nuclides: depth-profile and isochron-burial datings. Then we investigate the sedimentology of the selected Deckenschotter sites in order to determine the depositional environment, transport pattern and provenance of these deposits. In addition, the possible catchment area of the paleoglaciers can be revealed.

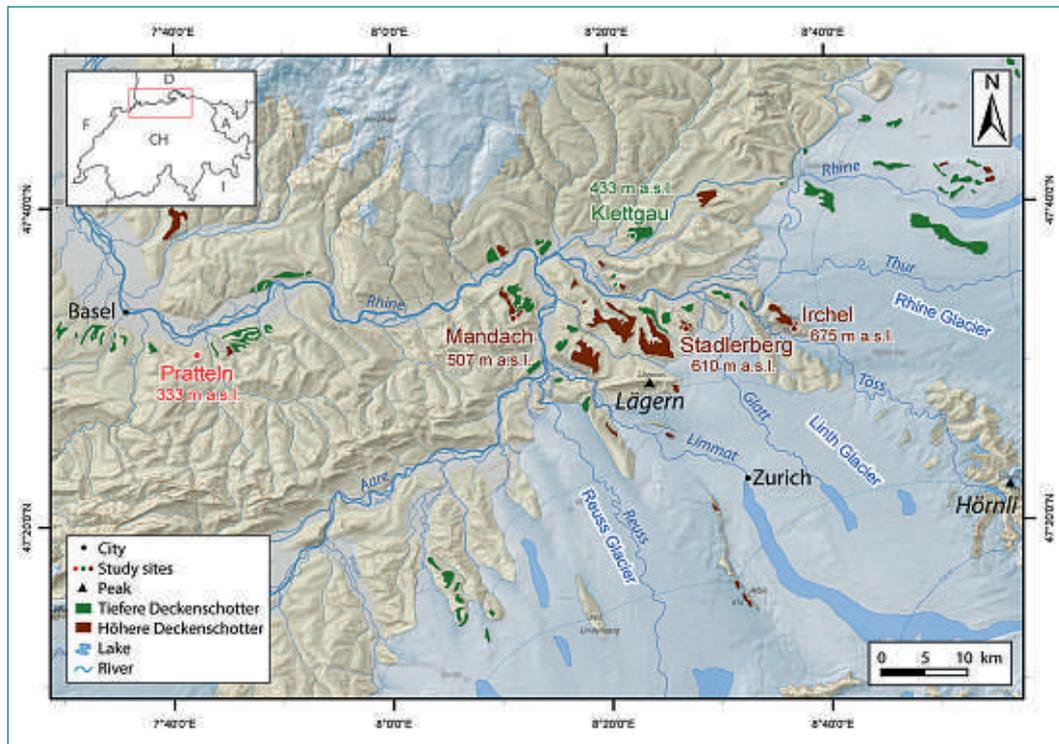


Figure 1: Extension of the Reuss, Linth and Rhine glaciers during the LGM (from Bini et al. [7]); locations of the study sites Pratteln, Klettgau, Mandach, Stadlerberg and Irchel Steig and distribution of the Deckenschotter in northern Switzerland. ©Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern.

Work carried out and results obtained

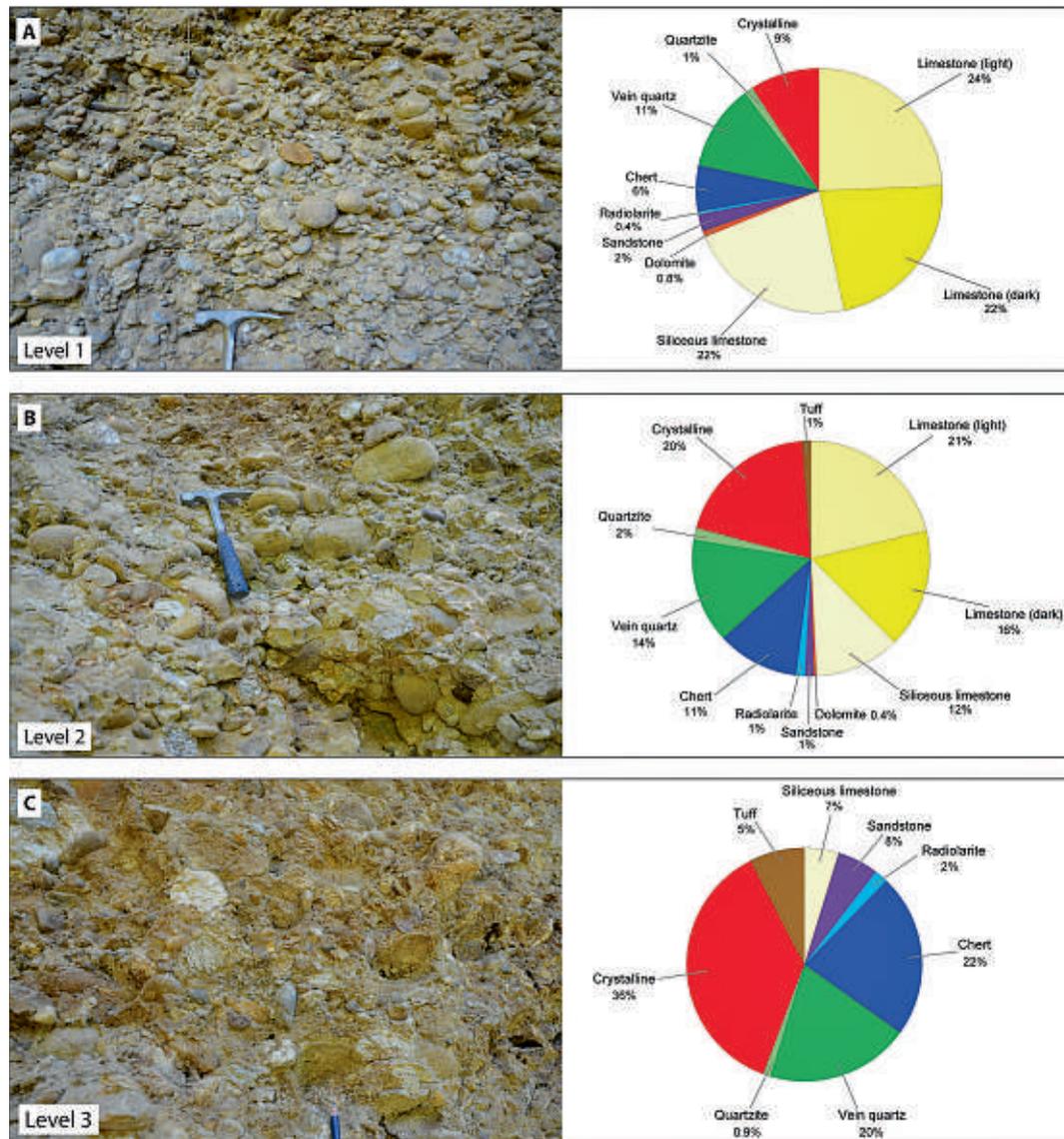
The Deckenschotter project started with a pilot study at the HDS sites in Mandach and Irchel. Preliminary chronological results from Mandach yielded an age of 1.0 ± 0.1 Ma [6]. So far we reconstructed the chronology of Deckenschotter deposits at Stadlerberg using cosmogenic depth-profile dating with ^{10}Be . These HDS gravels were dated to 1.9 ± 0.2 Ma (Fig. 1). The HDS outcrop in the abandoned gravel pit Steig at Irchel was resampled this summer and analysis is in progress. The sampled gravels in Pratteln, in collaboration with IPAS (Integrative Prehistory and Archaeological Science, University of Basel) were dated to 250 ± 20 ka (Fig. 1).

In order to determine the provenance of the glaciofluvial gravels and thus the catchment area, we investigated the sedimentology at both HDS sites of Stadlerberg and Irchel Steig. The studied stratigraphic section at Stadlerberg, approximately 9 m thick gravels, consists of one massive weathered sequence without any hiatus. The outcrop shows a coarsening upward sequence with gravels having subangular to subrounded shapes. The uppermost part (ca. 40 cm) consists of loess. The palaeoflow direction is towards SSW (207°). In the abandoned gravel pit at Irchel Steig, a sequence of 10 m thick gravels is observed, without any dis-

continuity. Approximately 2 m of soil are covering the gravels. The pebbles have subangular to subrounded shapes, similar to Stadlerberg, and the palaeoflow direction is towards NNW (344°). The investigated stratigraphic sections in both HDS outcrops Stadlerberg and Irchel Steig are poorly-sorted matrix-supported deposits, where the matrix consists of finer sand fractions, silt and clay. This observation might be a hint for the proximity to a glacier and for bedload transport. Furthermore, imbricated clasts are encountered at both outcrops, which are a characteristic feature of gravel-bed river systems [8]. Additionally, the coarsening-upward unit at Stadlerberg can be explained through downstream bar migration, which might be related to a glacier advance upstream in the catchment and irregular water flow. These indications suggest that the depositional environment of the two studied Deckenschotter deposits is a proximal, braided river system.

Pebble petrological investigations were performed at both sites. Each outcrop was divided into different horizons, approximately 250 pebbles were counted and sieved to the gravel fraction between 16 and 63 mm (Fig. 2 & 3) from both sites. The first level (5.6–4.6 m) at Stadlerberg is composed of matrix-supported clasts having an average size of 10 cm. The yellowish-greyish matrix is made of sand (Fig. 2A). The second level (4.6–

Figure 2:
Petrographic composition of the outcrop at Stadlerberg. The profile is divided into different horizons (A–C).



2.1 m) contains larger pebbles with an average diameter of 20 cm embedded in a matrix of cemented sand (Fig. 2B). In some locations, a secondary calcite precipitation is present. In this level numerous pebbles break apart and show fractures. The uppermost level (2.1–0.3 m) is characterised by a sandy/clayey matrix of beige-brownish colour, due to the displacement of iron. Clasts show an average diameter of 25 cm (Fig. 2C). Intact clasts are scarce and there is much more matrix between the individual clasts compared to the two lower levels. Most pebbles are strongly weathered and decomposed, leading to this layer being characterised by numerous pebble holes.

Both the field observations and pebble petrography (Fig. 4) show that the outcrop at Stadlerberg consists of one lithostratigraphic unit. The ternary diagram does not show any variation in the pebble composition except that the fraction of limestone pebbles decreases from bottom to top (Fig. 4B). This trend together with the increasing amount

of pebble holes in the third layer indicates the transition towards the soil (progressing weathering). In the lower part of the profile at Irchel Steig 2 brownish intervals alternate with greyish ones (Fig. 5A+C; 7.5–3.5 m). The sampled greyish intervals (Fig. 3A+C; Level 1: 7.5–6.5 m and Level 3: 4.8–3.8 m) show matrix-supported gravels where the matrix consists of sand. In addition, the clasts in these two levels have the same lithological compositions. The analysed brownish interval (Fig. 3B; Level 2: 6.5–4.8 m) is as well matrix-supported, however, made of clayey silt. The upper part of the outcrop (3.5–1.8 m) is one compacted greyish interval. Throughout the profile, the clast size remains the same, the largest gravels having an average grain size of approximately 25 cm. Moreover, along the whole profile, the crystalline pebbles are strongly weathered and numerous gravels break apart and pebble holes are encountered. The pebble petrography at both study sites enables to define the provenance of the gravels and reveal

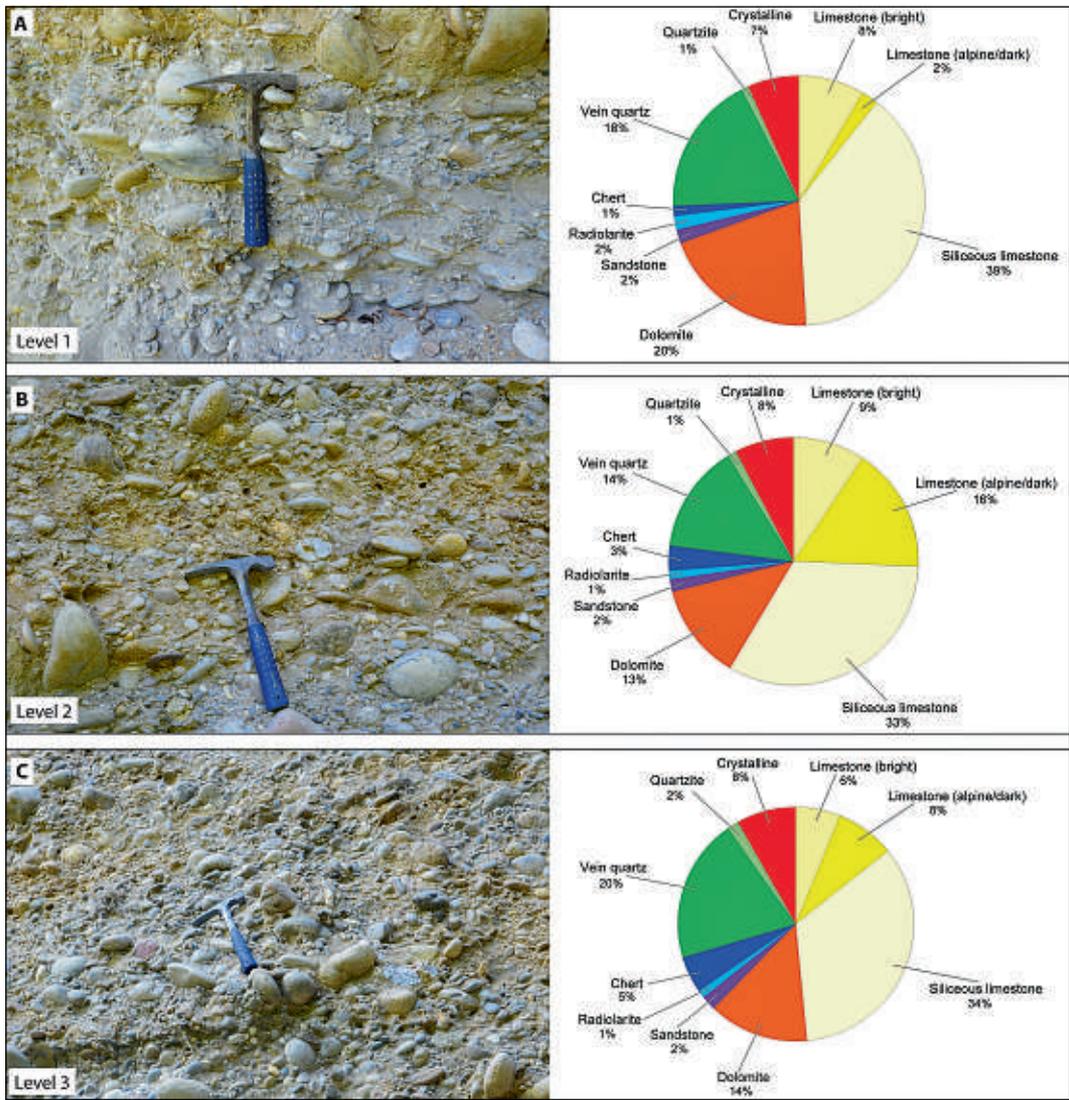


Figure 3: Pebble petrography of the outcrop at Irchel Steig. The profile is divided into different horizons (A–C).

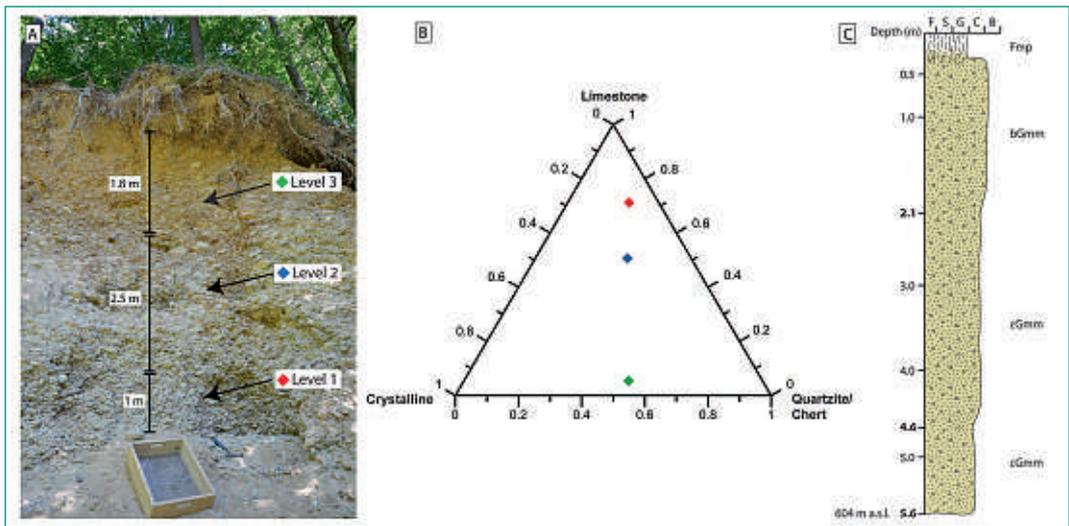


Figure 4: Results of the pebble petrography at Stadlerberg. A: overview of the sampled profile; B: ternary diagram showing the results; C: stratigraphic column of the profile. The lithofacies codes are from Miall [8] and Keller [9].

the possible catchment area of the paleoglaciers. At both locations, Verrucano gravels were found indicating an influence of the Rhine-Linth glacier, being a key lithology of the latter [10]. However, as a result of absence of ophiolites, the Grisons and Valaisian Alps can be excluded as a provenance, given that ophiolites are particularly

encountered in the Arosa zone [11] or in the Zermatt-Saas Fee unit [12]. Based on this observation, transport by the Lake Constance lobe of the Rhine glacier can be excluded and both sites were most probably only influenced by the Rhine-Linth lobe of the Rhine glacier. At Irchel Steig in contrast to Stadlerberg, a lot of dolomite was encountered,

Figure 5: Results of the pebble petrography at Irchel Steig. A: overview of the sampled profile; B: ternary diagram showing the results; C: stratigraphic column of the profile. The lithofacies codes are from Miall [8] and Keller [9].

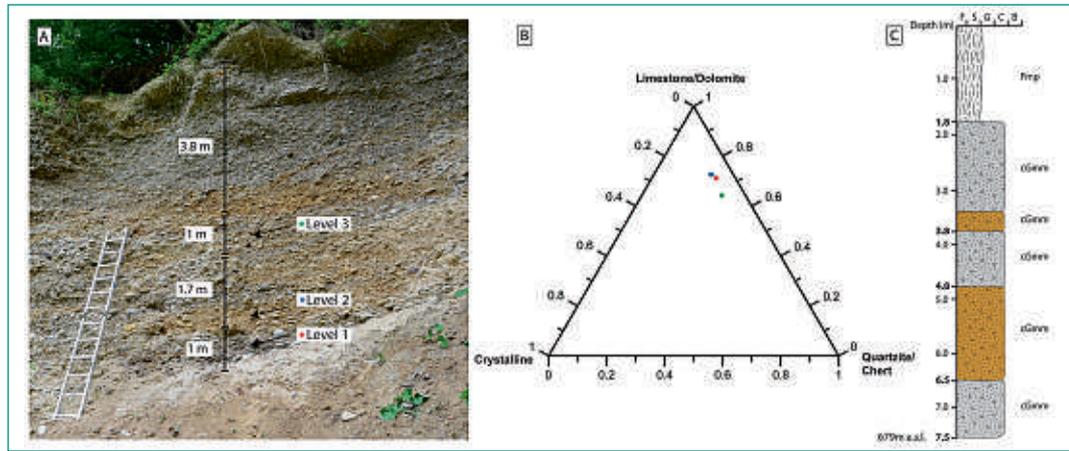


Figure 6: Field photograph showing the sampled depth-profile in Klettgau.



was a former quarry. Along a 4.3 m vertical profile, 5 sediment samples were collected from the upper part for depth-profile dating (Fig. 6).

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, was established in the early 90's and 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 2014 and Perspectives for 2015

The results from Stadlerberg, Mandach and Prat-teln showed that the depth-profile dating method is appropriate when geological setting and methodological requirements match. This method requires sampling of geological layers in artificial outcrops; preferably with a flat topped landform in order to guarantee that the uppermost surface of the deposit remains as unmodified as possible. The isochron-burial dating method is working well in

which most probably derives from the Hörnli fan [e.g. 13; 14; 15] as only minor parts of dolomite are outcropping nowadays in the Grisons Alps [16]. In addition, the quartzites at Stadlerberg and Irchel Steig represent reworked Molasse since they have their origin in the Bernhard nappe in the Valais [17], which was excluded. Taking into account these observations, the resulting catchment for both study sites covers the Swiss Midland Basin, the Hörnli and Napf fans as well as some parts of the Alps.

In addition to the HDS sites at Stadlerberg and Irchel, the Tiefere Deckenschotter site Rechberg-Sonnenhalde in Klettgau in Germany were sampled in autumn 2014. This site lies at an elevation of 433 m a.s.l. (Fig. 1). The >15 m thick outcrop

old landscapes, which have not been glaciated before as shown by the studies of [18; 21]. However, problems occur in glaciated landscapes as sediments driven from glaciated areas generally contain low cosmogenic nuclide concentrations [22]. This is the case for the Deckenschotter deposits, due to repeated glaciations in the Alps. The dating of these deposits requires AMS analysis of low cosmogenic nuclide concentrations with low backgrounds and low uncertainties. Within the close collaboration with the LIP group, we optimized the extraction of Be and Al from quartz for AMS measurements in the range of ca. 5000 ^{10}Be atoms/g and 50000 ^{26}Al atoms/g in 50 g of purified quartz [23]. We demonstrated that the combination of orthophosphoric and hydrofluoric acid treatments resulted in reproducible results with even very low total Al concentrations. We showed that the optimal current output for Al on the Tandem accelerator is obtained for an Al:Cu 1:1 atomic ratio. We found out that the highest currents and maximum efficiency in the Tandem accelerator were obtained from the 0.2 mg Fe and either 175 or 200 μg ^9Be mixtures. Our results from this study showed that (1) very young surface exposures and very high erosion rates can be determined; (2) few thousand years old deposits can be dated with ^{10}Be depth-profiles; and (3) isochron-burial dating of ca. 100 ka old sediments is possible, when both ^{10}Be and ^{26}Al determinations are optimized.

In the beginning of 2015, the prepared manuscript on Stadlerberg will be submitted followed by the one of the study on the gravel deposits in Pratteln. As soon as the results from Irchel Steig are available, we will model a depth-profile age. Furthermore the samples of the TDS site at Rechberg-Sonnenhalde will be processed. Finally, more sedimentological investigations will be performed in Irchel Steig and Klettgau in order to identify the transport pattern and depositional environment.

Publications

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. 107, 337–347, 2014. DOI 10.1007/s00015-014-0176-6.

N. Akçar, S. Ivy-Ochs, M. Christl, A. Claude, C. Wirsig, J. Lachner, S. Padilla: Optimizatuon of AMS measurements of low concentrations of cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al at ETH Zurich. Submitted to Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. Timing of Deckenschotter glaciations. CH-QUAT Meeting Annual Meeting, abstract for talk.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. Timing of Early Quaternary glaciations in the Alps. EGU General Assembly, abstract for talk.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Rahn M., Dehnert A., Schlüchter C. Tracking the pace of onset of glaciations in the Alps. DEUQUA Tagung, abstract for talk.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Rahn M., Dehnert A., Schlüchter C. The onset of glaciations in the Alps. 8th International Symposium on Eastern Mediterranean Geology, abstract for talk.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Rahn M., Dehnert A., Schlüchter C. Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps. 12th Swiss Geoscience Meeting, abstract for talk.

Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Rahn M., Dehnert A., Schlüchter C. Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps. Exogene Geology and Quaternary Global Change Seminar (University of Bern), talk.

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] F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss, C. Schlüchter: Quaternary glaciation history of northern Switzerland. Quaternary Science Journal, 60, 282–305, 2011.
- [4] M.A. Maslin, A.J. Ridgwell: Mid-Pleistocene revolution and the «eccentricity myth». Geological Society Special Publications, 247, 19–34, 2005.

- [5] A.C. Mix, E. Bard, R. Schneider: Environmental processes of the ice age: land, oceans, glaciers (EPIOLG). *Quaternary Science Reviews*, 20, 627–657, 2001.
- [6] 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. 107, 337–347, 2014. DOI 10.1007/s00015-014-0176-6.
- [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] A.D. Miall: The geology of fluvial deposits. Sedimentary facies, basin analysis, and petroleum geology. Springer, 1996.
- [9] B. Keller: Lithofazies-Codes für die Klassifikation von Lockergesteinen. *Mitteilungen der Schweizerischen Geologischen Gesellschaft für Boden- und Felsmechanik*, 132, 5–12, 1996.
- [10] R. Hantke: Eiszeitalter. Die jüngste Erdgeschichte der Schweiz und ihrer Nachbargebiete. Band 2, Letzte Warmzeiten, Würm Eiszeit, Eisabbau und Nacheiszeit der Alpen-Nordseite vom Rhein- zum Rhone-System. Ott Verlag, Thun 1980.
- [11] G. Steinmann: Die geologische Bedeutung der Tiefsee-Absätze und der ophiolitischen Massengesteine. *Berichte der Naturforschenden Gesellschaft, Freiburg i.Br.*, 16, 44–65, 1905.
- [12] P. Bearth: Die Ophiolite der Zone von Zermatt-Saas Fee. *Beiträge zur geologischen Karte der Schweiz, NF 132*, 1–130, 1967.
- [13] 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.
- [14] U. Gasser, W. Nabholz: Zur Sedimentologie der Sandfraktion im Pleistozän des schweizerischen Mittellandes. *Eclogae Geologicae Helveticae*, 62, 467–516, 1969.
- [15] 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.
- [16] Geologische Karte der Schweiz 1:500'000. Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 1980.
- [17] M. Sartori, Y. Gouffon, M. Marthaler: Harmonisation et définition des unités lithostratigraphiques briançonnaises dans les nappes penniques du Valais. *Eclogae Geologicae Helveticae*, 99, 363–407, 2006.
- [18] A. Çiner, U. Doğan, C. Yıldırım, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, P.W. Kubik, C. Schlüchter: Quaternary uplift rates of the Central Anatolian Plateau, Turkey: insights from cosmogenic isochron-burial nuclide dating of the Kızılırmak River terraces. *Quaternary Science Reviews*, 107, 81–97, 2015.
- [19] G. Balco, C.W. Rovey: An isochron method for cosmogenic-nuclide dating of buried soils and sediments. *American Journal of Science*, 308, 1083–1114, 2008.
- [20] E.D. Erlanger, D. Granger, R.J. Gibbon: Rock uplift rates in South Africa from isochron burial dating of fluvial and marine terraces. *Geology*, 40, 1019–1022, 2012.
- [21] G. Balco, G.S. Soreghan, D.E. Sweet, K.R. Marra, P.R. Bierman: Cosmogenicnuclide burial ages for Pleistocene sedimentary fill in Unaweep Canyon, Colorado, USA. *Quaternary Geochronology*, 18, 149–157, 2013.
- [22] N. Akçar, S. Ivy-Ochs, P.W. Kubik, C. Schlüchter: Post-depositional impacts on «Findlinge» (erratic boulders) and their implications for surface-exposure dating. *Eclogae Geologicae Helveticae*, 104, 445–453, 2011.
- [23] N. Akçar, S. Ivy-Ochs, M. Christl, A. Claude, C. Wirsig, J. Lachner, S. Padilla: Optimization of AMS measurements of low concentrations of cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al at ETH Zurich. Submitted to *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B*.

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Board of Governors		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 (Fertigstellung geplant 2018)	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
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
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
UNO Working Party 15		Transporte
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
NEA Working Party on Dismantling and Decommissioning WPDD	Hauptkomitee	Stilllegung
	NEA Decommissioning Cost Estimation Group DCEG	Stilllegung
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) <ul style="list-style-type: none"> ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS) 	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) <ul style="list-style-type: none"> ■ 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
	Task Group on Robustness of Electrical Systems of NPPs in the Light of the Fukushima Dai-ichi Accident	Reaktorsicherheit
	Task Group on Natural External Events	Reaktorsicherheit
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
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
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 – NEA Data Bank	(Liaison Officer)	Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCSS)		Reaktorsicherheit
Generation IV International Forum	Risk and Safety Working Group	Allgemein
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG 1: 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)	Hauptgremium	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	Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
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 2014

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher: Composite Mapping Experiences in Airborne Gamma Spectrometry. Radiation Protection Dosimetry (2014), Vol. 160, No. 4, pp. 288–292. doi:10.1093/rpd/ncu015. http://rpd.oxfordjournals.org/cgi/reprint/ncu015?ikey=bFLPy8VozWwVYLh&keytype=ref
B. Bucher, G. Schwarz	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, G. Schwarz: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2013. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2014), S. 47–50.
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 2013. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2014), S. 141–145.
A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn	N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, A. Claude, H.R. Graf, A. Dehnert, P.W. Kubik, M. Rahn, J. Kuhlemann, C. Schlüchter (2014): The first major Incision of the Swiss Deckenschotter landscape, Swiss Journal of Geosciences 107, 337–347.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, P.W. Kubik, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter (2014): Dating Swiss Deckenschotter – Depth profile and isochron-burial dating with cosmogenic nuclides, Annual Report 2013, Laboratory of Ion Beam Physics, ETH Zürich, p. 64.
A. Gorzel	Z. Hózer, P. Szabó, B. Somfai, R. Aldworth, T. Delorme, R. Dickson, H. Fujii, J. Rey Gayo, W. Grant, A. Gorzel, C. Hellwig, K. Kamimura, J. Klouzal, M. Mikloš, F. Nagase, M. Nilsson, M. Petit, S. Richards, T. Lundqvist Saleh, K. Seob Sim, M. Stepniewski, T. Sugiyama, N. Waeckel: Leaking Fuel Impacts and Practices. NEA/CSNI/R(2014)10, https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-10.pdf
M. Herfort	E. Meier, K. Detzner, N. Kern, L. Wymann, D. Jaeggi, M. Herfort, P. Bossart (2014): Evaporation logging (FM-D) Experiment – The new borehole evapometer (BEM) version 2: Technical specification and users guide, Technical Note TN 2012-83, Mont Terri Project, St-Ursanne.
C. Humbel Haag	C. Humbel Haag, B. Linsenmaier: A Systemic Approach to Oversee Human and Organizational Factors in Nuclear Facilities. International Journal of Performability Engineering, Vol. 10, Nr. 7, November 2014, S. 681–689. http://www.ijpe-online.com/november-2014-p2-a-systemic-approach-to-oversee-human-and-organizational-factors-in-nuclear-facilities.html#axzz3ObwnpQ6i
D. Kalkhof	H.-J. Schindler, D. Kalkhof, H.-W. Viehrig: Effect of Notch Acuity on the Apparent Fracture Toughness. Engineering Fracture Mechanics 129 (2014), 26–37.
D. Kalkhof	H.-J. Schindler, D. Kalkhof, H.-W. Viehrig: Variability and Lower Bound of Fracture Toughness of Welds in the Ductile to Brittle Transition Regime. Procedia Materials Science 3 (2014), 732–737.
D. Kalkhof	H.-J. Schindler, D. Kalkhof: A Closer Look at Effects of the Loading Rate on Fracture Toughness in the Ductile-to-Brittle Transition Regime of a Ferritic Steel. Journal of Testing and Evaluation, Vol. 43, No. 3 (2014).
R. Mailänder	R. Mailänder: The Swiss regulator's research strategy and its links to competent and independent expertise. IAEA-CN-214-paperID4, 6 Seiten (accepted). IAEA International Conference on Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security – Strengthening Cooperation and Improving Capabilities. Beijing, China, 27.–31.10.2014. Der Tagungsband soll publiziert werden auf: http://www-pub.iaea.org/iaea-meetings/46083/International-Conference-on-Challenges-Faced-By-Technical-and-Scientific-Support-Organizations-TSOs-in-Enhancing-Nuclear-Safety-and-Security-Strengthening-Cooperation-and-Improving-Capabilities .
B. Reer	B. Reer, O. Sträter: A Case Study on Addressing the Error-Forcing Context in Human Reliability Analysis. In: International Journal of Performability Engineering. Vol. 10, No. 7 (November 2014), pp. 717–727.
B. Reer	B. Reer, O. Sträter, K. T. Kosmowski (Editors): Assessment of Human Performance under Abnormal Operating Conditions in Nuclear Power Plants. In: International Journal of Performability Engineering. Vol. 10, No. 7 (November 2014), Special Issue Section, pp. 666–770.

Autoren ENSI	Publikation
K. Samec	K. Samec, Y. Fusco, Y. Kadi, R. Luis, R. Romanets, M. Berzhad, R. Aleksan, S. Bousson: A Spallation-Based Irradiation Test Facility for Fusion and Future Fission Materials. European Nuclear Conference 2014, Marseille, France, 11.–14.05.2014. Tagungsband S. 281–295: http://www.euronuclear.org/events/enc/enc2014/transactions/ENC2014-transactions.pdf
C. Schneeberger	R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodríguez, L. Lacoma, F. Martínez, J. Martí: Analysis of Combined Bending and Punching Tests of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Paper ID 1177, EURO DYN 2014, IX International Conference on Structural Dynamics, Porto, Portugal, 30.07-02.07.2014. http://paginas.fe.up.pt/~eurodyn2014/CD/author.html?q=_schneebergerc_&a=C.Schneeberger .
C. Schneeberger	C. Schneeberger, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, R. Zinn: Analysis of Vibration Propagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Paper ID 1175, EURO DYN 2014, IX International Conference on Structural Dynamics, Porto, Portugal, 30.07.–02.07.2014.
G. Schwarz	G. Schwarz: Auslegungsanforderungen der Behörde heute und morgen. Vertiefungskurs 2014 Nuklearforum Schweiz: Sicherheitsmargen in Kernkraftwerken: identifizieren, quantifizieren, erweitern, Olten, 05.–06.11.2014. Der Kursband wird verfügbar gemacht unter: http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende .
M. Sentis	M. Sentis: Two-Phase Flow Modeling With Tough2-Mp of A Deep Geological Repository Within the First Benchmark of the FORGE Project. American Nuclear Society, Nuclear Technology 187/2 (August 2014), S. 117–130.
T. Szczesiak	Tadeusz Szczesiak, Yves Mondet, Carlo Rabaiotti: Design of a Deposit for Low Radioactive Materials in Leibstadt: Regulator perspective, 2nd Conference on Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, TINCE-2014, Paris (France), 01.–04.09.2014. https://www.sfen.fr/TINCE-2014 .
T. Szczesiak, U. Bumann	I. Sevdali, M. Billmaier, Y. Mondet, T. Szczesiak, U. Bumann: Challenges faced during the modelling and dynamic analysis with SAP2000 using nonlinear layered shell elements, WORKSHOP SMART2013, Paris (France), 25.–27.11.2014. http://smart2013.eu/index.php?option=com_k2&view=item&layout=item&id=7&Itemid=161 .
T. Szczesiak, U. Bumann	R. Zinn, M. Borgerhoff, C. van Exel, T. Szczesiak, Urs Bumann: Challenges faced during the modelling, dynamic analysis, and vulnerability study with SOFiStiK using nonlinear layered shell elements, WORKSHOP SMART2013, Paris (France), 25.–27.11.2014. http://smart2013.eu/index.php?option=com_k2&view=item&layout=item&id=7&Itemid=161 .
T. van Stiphout	J. D. Zechar, M. Herrmann, T. van Stiphout, S. Wiemer: Forecasting Seismic Risk as an Earthquake Sequence Happens. In: M. Wyss (Herausgeber): Earthquake Hazard, Risk and Disasters, S. 167–182. Elsevier, 2014.
H. Wanner	H. Wanner: Wissensmanagement beim ENSI. Vertiefungskurs 2014 Nuklearforum Schweiz. Olten, 05.–06.11.2014. Der Kursband wird verfügbar gemacht unter: http://www.nuklearforum.ch/de/shop/kursbaende .

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
F. Altkind	F. Altkind: Ageing management program in Swiss NPPs. Sitzung des OECD/NEA Cable Ageing Data and Knowledge Project CADAQ. NEA, Issy-les-Moulineaux bei Paris, 06.03.2014.
W. Barten	W. Barten: Forschungs- und Entwicklungsförderung durch das ENSI, gezeigt am Beispiel «Deterministische Sicherheitsanalysen», Ehemaligentreffen des Lehrstuhls für Theoretische Physik (Prof. Manfred Lücke), Universität des Saarlandes, Saarbrücken, 15.11.2014.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz. Besuch des Kaders der Stiftung Schürmatt beim ENSI, 27.11.2014.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz, Besuch der Mitglieder der KKL-Notfallorganisation beim ENSI, 25.06.2014 und 7.07.2014.
E. Blust	E. Blust: ENSI Emergency Organization, anlässlich des Fachgesprächs zur Notfallklassierung bei der Slowakischen Aufsichtsbehörde (Uradu jadroveho dozoru Slovenskej republiky) in Bratislava, 26.06.2014.
E. Blust	E. Blust: ENSI Emergency Organization, Anlässlich des Besuches von Studenten der Universität Bratislava beim ENSI, 12.06.2014.
E. Blust	E. Blust: ENSI Emergency Organization, Anlässlich des RODOS User Group RUG Meeting 2014 beim ENSI, 27. und 28.02.2014.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz, Anlässlich der Fachsitzung SGZP (FK-ET) beim ENSI, 09.04.2014.

Autoren ENSI	Vortrag
E. Blust	E. Blust: Anforderungen an die Notfallorganisation in einem KKW. Beitrag des ENSI zum Kurs von swissnuclear, 31.03.2014.
U. Bumann	U. Bumann: Auslegung von Gebäuden gegen Flugzeugabsturz, Informationsforum Betriebssicherheit einer Oberflächenanlage, Zürich, 24.05.2014.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2014): Timing of the Deckenschotter Glaciations. Jahrestagung der Schweizerischen Vereinigung der Quartärgeologen (CH-QUAT), Bern, 22.03.2014. http://www.ch-quat.ch/de/veranstaltungen/ch-quat-tagung-2014/
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2014): Timing of Early Quaternary Glaciations in the Alps. EGU General Assembly, Geophysical Research Abstracts 16, EGU2014-6338.2014. http://meetingorganizer.copernicus.org/EGU2014/EGU2014-6338.pdf
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2014): Tracking the pace of onset of glaciations in the Alps. 37. Hauptversammlung der Deutschen Quartärvereinigung (DEUQUA), Innsbruck, 24.–29.09.2014. http://transidee-conference.uibk.ac.at/deuqua2014/
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2014): The onset of glaciations in the Alps. 8 th International Symposium on Eastern Mediterranean Geology, Muğla (Türkei), 13.–17.10.2014. http://isemg.org/
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Kubik, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter (2014): Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps. Swiss Geoscience Meeting, Fribourg, 21.–22.11.2014, Abstract volume, session 10, 232–233. http://www.geosm-meeting.ch/sgm2014/
H.R. Fierz	H.R. Fierz: Inspections: Necessary Activity to ensure the continued safety of NPPs. Anlässlich des Besuches von Studenten der Universität Bratislava beim ENSI, 12.06.2014.
H.R. Fierz	H. R. Fierz: Damage of the primary containment of Leibstadt NPP. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 48 th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Issy-les-Moulineaux, France, 20.–23.10.2014.
P. Flury	P. Flury: Nuclear Power Plants: How to Deal with Risks. EPFL Lausanne, 19.11.2014.
A. Gorzel	A. Gorzel: Neues aus dem CABRI-Projekt. 25. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff» ESB, KKL, 20.05.2014.
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 26. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff» ESB, PSI, 25.11.2014
A. Gorzel	A. Gorzel: Die neue ENSI-Richtlinie G20 – Reaktorkern, Brennelemente, Steuerelemente: Auslegung und Betrieb, Seminar der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff» ESB, Bad Zurzach, 22.05.2014.
A. Gorzel	A. Gorzel: LOCA HBU Fuel Behaviour – Regulatory Consequences in Switzerland, bilaterale Videokonferenz mit der U.S.NRC, 01.07.2014.
A. Gorzel	G. Khvostov, A. Gorzel: PSI-ENSI position on the LOCA high burn-up fuel behaviour. NEA Working Group on Fuel Safety, Task Group on Fuel Fragmentation Relocation and Dispersal, NEA, Issy-les-Moulineaux bei Paris, 30.09.2014.
B. Graupner	Modeling the THM Column Experiment for DECOVALEX-2015, 5 th Decovalex Workshop, Avignon, 08.04.2014.
B. Graupner	Predictive modeling of the HE-E Experiment for DECOVALEX-2015, 6 th Decovalex Workshop, London, 11.11.2014.
J. Hansmann	Betriebssicherheit einer Oberflächenanlage, Fachgruppe Sicherheit der Regionalkonferenz Südranden, 06.03.2014
M. Herfort	M. Herfort: Grundwasser und Tiefenlager Fachgruppe Sicherheit Nördlich Lägern. Niederweningen, 19.06.2014.
M. Herfort	M. Herfort: Sicherheit, Oberflächenanlagen und die Rolle des ENSI. Regionalkonferenz Jura-Südfuss, Dulliken, 26.06.2014.
M. Herfort	M. Herfort: Geological Repositories for Radioactive Waste in Switzerland – A Challenge for Science and Society. Technische Universität München, 19.12.2014.
M. Herfort, T. van Stiphout	Sicherheitstechnische Aspekte bei Oberflächenanlagen, Treffpunkt Tiefenlager, Marthalen, 03.07.2014.
S. Hueber	S. Hueber: Kommunikation im Dienst der Handlungsfähigkeit. Vorlesungsreihe Krisen- und Risikokommunikation über Technik und Technikfolgen. IPMZ, Zürich, 29.04.2014.
S. Hueber	S. Hueber: Risiko und Risikokommunikation. Vorlesungsreihe Umwelt- und Wissenschaftskommunikation. IPMZ/ETH, Zürich, 10.10.2014.
D. Kalkhof	H.-W. Viehrig, M. Houska, D. Kalkhof, H.-J. Schindler: Fracture Mechanics Characterisation of Reactor Pressure Vessel Multilayer Weld Metal. Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWR's Safety, Performance and Reliability (Fontevraud 8), Avignon, 15.–18.09.2014.

Autoren ENSI	Vortrag
T. Krietsch	T. Krietsch: Kernenergie und Aufsicht in der Schweiz. Informationstreffen mit der EWN GmbH Greifswald, Lubmin, 07.05.2014.
T. Krietsch	T. Krietsch: Decommissioning in Switzerland. 3 rd CIS Meeting, ISPRA, Rome, 05.06.2014.
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung von Kernanlagen in der Schweiz. 31. Sitzung des Ausschusses Stilllegung der Deutschen Entsorgungskommission, E.ON Hannover, 12.06.2014.
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung von Kernanlagen in der Schweiz. 33. Sitzung der AG Entsorgung der Deutsch-Schweizerischen-Kommission, St. Ursanne, 25.06.2014.
T. Krietsch	T. Krietsch: Organization of a Decommissioning Project within ENSI; Regulatory Oversight of Decommissioning in Switzerland. Beide Vorträge im Rahmen des Swedish-Swiss Meeting on Decommissioning, ENSI, Brugg, 26.08.2014.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Aufsicht über die Sicherheit in einer Oberflächenanlage, Ausbildungsmodul der Regionalkonferenzen, 22.03.2014.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Die Rolle des ENSI im Sachplan geologische Tiefenlager & Anforderungen an den sicherheitstechnischen Vergleich, Trägerverein Plattform Jura-Südfuss, 26.03.2014.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Oberflächenanlagen: Sicherheit und die Rolle des ENSI, Informationsforum Betriebssicherheit einer Oberflächenanlage, Zürich, 24.05.2014.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Anforderungen des ENSI an die bautechnischen Risikoanalysen, Fachgruppe Sicherheit der Regionalkonferenz Jura-Südfuss, 30.10.2014.
K. Macku	K. Macku: Richtlinie ENSI-G20; Änderungen zur bisherigen Praxis. Seminar der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff» ESB, Bad Zurzach, 22.–23.5.2014.
K. Macku	K. Macku: Richtlinie ENSI-G20; Umsetzung der GSKL-Kommentare aus der externen Vernehmlassung. Treffen der Expertengruppe «Sicherheitsaspekte beim Brennstoff» ESB, PSI, 25.11.2014.
K. Macku, A. Gorzel, L. Adam	K. Macku, A. Gorzel, L. Adam: SSM-ENSI-Meeting Exchange of Experience, Swedish Radiation Safety Authority, Stockholm, 05.09.2014.
H. Mattli	H. Mattli: Critical Infrastructure Requirement on security and principle of defence in depth. International Physical Security Forum in Tel-Aviv, Israel, 11.–16.05.2014.
H. Mattli	H. Mattli: Country Report Switzerland in Nuclear Security, New Terms of Reference. Plenary Meeting on European Nuclear Security Regulators Association, Bruxelles and Mol, 08.–09.10.2014.
H. Mattli, J. Dejoz, M. Peter	H. Mattli, J. Dejoz, M. Peter: Design Basis Threat, IPPAS Mission in Sweden. Trilateral Meeting Germany, Sweden, Switzerland, Stockholm und Oskarshamn, 24.–26.06.2014.
J. Minges	J. Minges: Stilllegung in der Schweiz. Informationsbesuch Rückbau Greifswald, EWN Lubmin, 07.–09.05.2014.
J. Minges	J. Minges, Decommissioning in Switzerland. Anlässlich des Besuches von Studenten der Universität Bratislava beim ENSI, 12.06.2014
J. Minges	J. Minges: The Challenges of the First Swiss Decommissioning Project and its Consequences. Swedish-Swiss Meeting on Decommissioning, Brugg, 26.–27.08.2014.
J. Minges	J. Minges: Kernenergie und Aufsicht in der Schweiz. Vorlesung beim Institut für Technologie und Management im Baubetrieb, Karlsruher Institut für Technologie(KIT), Karlsruhe, 29.10.2014
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: The Way to the Diplomatic Conference of the CNS- WENRA-Herbstsitzung 2014, Stockholm, 23.10.2014.
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: Der Weg zur Diplomatischen Konferenz der CNS.32. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen DSK, Spiez, 06.11.2014.
A. Müller-Germanà, H. Nilsson	A. Müller-Germanà, H. Nilsson: Swiss Proposal to amend the Convention on Nuclear Safety. Informelles CNS Briefing, IAEA, Wien, 03.03.2014.
A. Müller-Germanà, N. Studer	A. Müller-Germanà, N. Studer: Proposition Suisse d'amendement à la Convention sur la sûreté nucléaire. Informelles CNS Briefing, IAEA, Wien, 11.03.2014.
A. Müller-Germanà, H. Nilsson	A. Müller-Germanà, H. Nilsson: Swiss Proposal to amend the Convention on Nuclear Safety. WENRA-Frühlingsitzung 2014, Luzern, 19.03.2014.
A. Müller-Germanà, H. Nilsson	A. Müller-Germanà, H. Nilsson: CNS Diplomatic Conference: Informal Consultations. Informelles CNS Briefing, IAEA, Wien, 22.05.2014.
A. Müller-Germanà, H. Nilsson	A. Müller-Germanà, H. Nilsson: The way forward to the CNS Diplomatic Conference 2015. Sitzung der Commissione-Italo-Svizzera CIS 2014, Rom, 05.06.2014.
A. Müller-Germanà, N. Studer	A. Müller-Germanà, N. Studer: Conférence diplomatique portant sur la modification de la convention sur la sûreté nucléaire. 25. Sitzung der Commission Franco-Suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection, Lyon, 04.09.2014.
A. Müller-Germanà, H. Nilsson	A. Müller-Germanà, H. Nilsson: The Swiss Amendment to the Convention on Nuclear Safety (CNS) – Origin and Rationale behind, Informal Working Group IWG Meeting, IAEA, Wien, 04.12.2014.

Autoren ENSI	Vortrag
M. Rahn	M. Rahn: Site selection for radioactive waste disposal and the role of geology, Geowissenschaftliches Zentrum der Universität Göttingen, 08.01.2014.
M. Rahn	M. Rahn: Collecting geological data for radioactive waste disposal, Exkursion des Instituts für Geowissenschaften der Albert-Ludwigs-Universität Freiburg i. Bsg. am Felslabor Mont Terri, 11.01.2014.
M. Rahn	M. Rahn: The Swiss site selection process for radioactive waste disposal. Besuch der Teilnehmer der ISOE-Konferenz am Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 11.04.2014.
M. Rahn	M. Rahn: Die sicherheitstechnischen Kriterien im Sachplanverfahren, 11. Regionalkonferenz Jura Ost, 21.05.2014.
M. Rahn	M. Rahn: The Swiss site selection process for radioactive waste disposal. Besuch der Universität Bratislava am Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 11.06.2014.
M. Rahn	M. Rahn: Aus den Augen, aus dem Sinn? Ja, aber.... Besuch des Clubs 100 Bürgerliche am Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 28.06.2014.
M. Rahn	P. Valla, M. Rahn, D.L. Shuster, P.A. van der Beek (2014): A coupled AHe and AFT study on the late-stage exhumation history of the Swiss Alps (Rhône valley): Deciphering tectonic, climatic-induced and hydrothermal signals. 14 th International Conference on Thermochronology, Chamonix, 8.–14. September 2014, Abstract Program, 174–175. http://thermo2014.fr/
M. Rahn	M. Rahn: Überlegungen der Schweiz zur Wahl eines geeigneten Wirt(s)gesteins. Besuch des Ausschusses für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft des Landtags Baden-Württemberg am Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 1. Oktober 2014.
M. Rahn	M. Rahn: Endlagerung in der Schweiz. Vortrag im Rahmen der Vorlesung «Rückbau kerntechnischer Anlagen», Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 29. Oktober 2014.
M. Rahn	R. Schmid, L. Franz, M. Rahn, C. Gautheron, C. de Capitani (2014): Petrography and geochronology of phonolites of the Hegau volcanic field, SW Germany. Swiss Geoscience Meeting, Fribourg, 21.–22. November, Abstract volume, session 3, 114–115. http://www.geoscience-meeting.ch/sgm2014/
M. Rahn	M. Rahn: Die junge Landschaftsentwicklung in der Nordschweiz, Vortrag bei der Geologischen Gesellschaft Zürich, 24.11.2014.
M. Rahn, T. van Stiphout	Sicherheitstechnische Aspekte bei Oberflächenanlagen, Treffpunkt Tiefenlager, Stadel, 16.06.2014
M. Rahn, T. van Stiphout	Sicherheitstechnische Aspekte bei Oberflächenanlagen, Treffpunkt Tiefenlager, Jestetten, 8.11.2014.
R. Rusch	R. Rusch: Störfallbetrachtungen beim Bau und Betrieb von Kernanlagen. Technisches Forum Sicherheit, Brugg, 11.11.2014.
C. Ryser	C. Ryser: A Systemic Perspective on Safety Culture – ENSI's Project on Oversight Culture. IAEA Technical Meeting on Integration of Safety Culture into Regulatory Practices and the Regulatory Decision Making Process. IAEA/Wien, 6.10.2014. http://gnsn.iaea.org/NSNI/SC/TM_SC_RB/Forms/AllItems.aspx .
C. Ryser	C. Ryser: HOF analyses on the Fukushima Nuclear Power Accident – A systems perspective on the accident. International Workshop on Human Performance under Extreme Conditions with Respect to a Resilient Organization, OECD/NEA Working Group on Human and Organisational Factors WG/HOF. ENSI, Brugg, 24.–26.02.2014.
K. Samec	K. Samec: Development of compact spallation sources. 12 th International Workshop on Spallation Materials Technology, Bregenz, Österreich 19.–23.10.2014. https://indico.psi.ch/internalPage.py?pageId=13&confId=3052
K. Samec	K. Samec: Transmutation Activities in Europe and Switzerland. Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.
K. Samec	K. Samec: EURISOL Design and Status. Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.
K. Samec	K. Samec: TIARA Design and Status. Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.
K. Samec	K. Samec: Proposals for Accelerator-Driven Systems (ADS). Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.
K. Samec	K. Samec: An ADS Project in Progress at KIPT in Kharkov, Ukraine. Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.
K. Samec	K. Samec: Proposed Collaboration between CERN and JAEA. Joint CERN- JAEA Seminar on transmutation activities, Transmutation Section, J-PARC Center, Japan Atomic Energy Agency, Japan, 27.–31.01.2014.

Autoren ENSI	Vortrag
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen der Strahlenbiologie. Kurs 420, Strahlenschutz-Sachverstand für den Umgang mit offenen und geschlossenen radioaktiven Quellen, Arbeitsbereiche B und C. PSI, 23.1.2014, 03.04.2014 und 08.11.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie. Fortbildungskurs Strahlenschutz, PSI, 04.03.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenkrankheiten. Weiterbildung für Militärärzte, KK Med. Moudon, 16.05.2014 und 09.09.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen Strahlenschutz. Technisches Forum Sicherheit, 22. Sitzung. Brugg, 11.11.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Grundlagen Strahlenschutz. Fachforum Betriebssicherheit Oberflächenanlage. Zürich, 24.05.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahleninduzierte Deformationen bei Insekten. Schaffhausen, 28.8.2014.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Radiation Biology, Radiation Protection. ETH masters course in nuclear engineering. PSI, 27.10. bis 07.11.2014.
C. Schneeberger	C. Schneeberger: Current Topics of Interest concerning Swiss Nuclear Power Plants. OECD/NEA/19 th Meeting of the WGIAGE Concrete Sub-Group, Paris, 07.–08.04.2014.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V0, IMPACT III, 12 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 11.06.2014.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Test X3, IMPACT III, 12 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 11.06.2014.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V1, IMPACT III, 12 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 11.06.2014.
T. Szczesiak	T. Szczesiak: Erdbebensicheres Bauen mit Stahlbeton. SWISSBAU 2014, Basel, 22.01.2014.
C. v. Arx	C. v. Arx: Zonenkonzept und Notfallschutzmassnahmen. 9. Fachtagung der Stabschefs der Kantone, Kriminalpolizei des Kantons Zürich, Zürich, 14.05.2014.
C. v. Arx	C. v. Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 09.05.2014 und 17.10.2014.
C. v. Arx	C. v. Arx: Physikalische Grundlagen des radioaktiven Zerfalls. Technisches Forum Sicherheit, Brugg, 11.11.2014.
H. Wanner, S. Hueber	H. Wanner, S. Hueber: Kommunizieren im Minenfeld «Atomstrom». Jahresrapport MIKA. Bern, 27.11.2014.
H. Wanner, S. Hueber	H. Wanner, S. Hueber: Communiquer dans le champ de mines «énergie nucléaire». Rencontre annuelle MIKA. Fribourg, 28.11.2014

Anhang D: Richtlinien des ENSI

Fett gedruckte Titel beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Die Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt. Aktuelle Liste per Dezember 2014.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	Januar 2011
G02	Auslegungsgrundsätze für Kernkraftwerke im Betrieb	
G03	Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis	April 2009
G04	Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	März 2012 (Revision 1)
G05	Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung	April 2008
G06	Baudokumentation	
G07	Organisation von Kernanlagen	Juli 2013
G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	
G09	Betriebsdokumentation	Juni 2014
G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Juni 2013 (Revision 2)
G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	
G13	Strahlenschutzmessmittel in Kernanlagen: Konzepte, Anforderungen und Prüfungen	Februar 2008
G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Dezember 2009 (Revision 1)
G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010
G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
G17	Stilllegung von Kernanlagen	April 2014
G18	Brand- und Blitzschutz für Kernanlagen	
G19	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	
G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	
G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
A01	Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse	Juli 2009
A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken	
A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014
A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009 (Revision 1)
A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2009
A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	Mai 2008
A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	
A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010
A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
B01	Alterungsüberwachung	Juli 2011
B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	April 2014 (Revision 4)
B03	Meldungen der Kernanlagen	März 2012 (Revision 3)
B04	Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen	August 2009
B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007
B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Juni 2013 (Revision 2)
B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen	Juli 2011
B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
B11	Notfallübungen	Dezember 2012 (Revision 1)
B12	Notfallschutz in Kernanlagen	April 2009
B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
R-4	Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken	Dezember 1990
R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
R-16	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
R-30	Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen	Juli 1992
R-31	Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte elektrische Ausrüstungen	Oktober 2003
R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
R-48	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	November 2001
R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
R-60	Überprüfung der Brennelementherstellung	März 2003
R-61	Aufsicht beim Einsatz von Brennelementen und Steuerstäben in Leichtwasserreaktoren	Juni 2004
R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
Telefax 0041 (0)56 460 84 99
info@ensi.ch
www.ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Erfahrungs- und Forschungsbericht...

...informiert das ENSI in weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht)
aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-9157
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2015

ENSI-AN-9157
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, Fax +41 (0)56 460 84 99, www.ensi.ch